



Conseils pour l'évaluation des impacts
sur la santé humaine dans le cadre
des évaluations environnementales :

LES EFFETS RADIOLOGIQUES



Santé Canada est le ministère fédéral qui aide les Canadiennes et les Canadiens à maintenir et à améliorer leur état de santé. Nous évaluons l'innocuité des médicaments et de nombreux produits de consommation, aidons à améliorer la salubrité des aliments et offrons de l'information aux Canadiennes et aux Canadiens afin de les aider à prendre de saines décisions. Nous offrons des services de santé aux peuples des Premières nations et aux communautés inuites. Nous travaillons de pair avec les provinces pour nous assurer que notre système de santé répond aux besoins de la population canadienne.

Also available in English under the title:

Guidance for Evaluating Human Health Impacts in Environmental Assessment: Radiological Impacts

Pour obtenir plus d'information, veuillez communiquer avec :

Santé Canada

Indice de l'adresse 0900C2

Ottawa (Ontario) K1A 0K9

Tél. : 613-957-2991

Sans frais : 1-866-225-0709

Télec. : 613-941-5366

ATS : 1-800-465-7735

Courriel : publications@hc-sc.gc.ca

On peut obtenir, sur demande, la présente publication en formats de substitution.

© Sa Majesté la Reine du chef du Canada, représentée par la ministre de la Santé, 2017

Date de publication : mars 2017

La présente publication peut être reproduite sans autorisation pour usage personnel ou interne seulement, dans la mesure où la source est indiquée en entier.

Cat.: H129-54/4-2017F-PDF

ISBN: 978-0-660-03350-1

Pub.: 160334

TABLE DES MATIÈRES

| | |
|---|-----------|
| 1. ACRONYMES | 1 |
| 2. OBJET DU PRÉSENT DOCUMENT | 2 |
| 3. INTRODUCTION ET CONTEXTE | 3 |
| 4. RÔLES ET RESPONSABILITÉS CONCERNANT L'ÉVALUATION DES EFFETS RADIOLOGIQUES | 4 |
| 4.1 LÉGISLATION ET RÉGLEMENTATION FÉDÉRALE | 4 |
| 4.2 RÔLE DE SANTÉ CANADA | 6 |
| 4.3 RÔLES DES PROVINCES ET DES TERRITOIRES | 7 |
| 5. PRINCIPES DE BASE DU RAYONNEMENT | 8 |
| 5.1 TYPES ET SOURCES DE RAYONNEMENTS | 8 |
| 5.2 EFFETS DES RAYONNEMENTS SUR LA SANTÉ HUMAINE | 13 |
| 6. EXAMEN DES EFFETS RADIOLOGIQUES POTENTIELS DANS LE CADRE D'UNE ÉVALUATION ENVIRONNEMENTALE | 16 |
| 6.1 ÉNONCÉ DU PROBLÈME | 18 |
| 6.2 COLLECTE ET ÉVALUATION DE DONNÉES | 19 |
| 6.3 ÉTABLISSEMENT D'UNE DOSE DE RÉFÉRENCE | 20 |
| 6.4 ÉVALUATION DE L'EXPOSITION | 21 |
| 6.5 ÉVALUATION DES DOSES | 21 |
| 6.6 CARACTÉRISATION DES DOSES ET DES RISQUES | 23 |
| 6.7 MESURES D'ATTÉNUATION ET EFFETS RÉSIDUELS | 24 |
| 6.8 PROGRAMMES DE SUIVI | 24 |
| 7. TYPES DE PROJETS RADIOLOGIQUES REQUÉRANT UNE ÉVALUATION ENVIRONNEMENTALE EN VERTU DE LA LCÉE 2012 | 25 |
| 7.1 EXTRACTION ET CONCENTRATION D'URANIUM | 26 |
| 7.2 TRAITEMENT DE L'URANIUM ET FABRICATION DE COMBUSTIBLE | 26 |
| 7.3 RÉACTEURS NUCLÉAIRES | 26 |
| 7.4 STOCKAGE DES DÉCHETS RADIOACTIFS | 27 |
| 8. RÉFÉRENCES | 28 |
| 9. LISTE DE RÉFÉRENCES THÉMATIQUES | 30 |



FIGURE

| | |
|--|----|
| FIGURE 6.1 PARADIGME POUR L'ÉVALUATION DES RISQUES RADIOLOGIQUES POUR LA SANTÉ HUMAINE (BASÉ SUR SANTÉ CANADA, 2010). | 17 |
|--|----|

TABLEAUX

| | |
|--|----|
| TABLEAU 5.1 : PRINCIPAUX RADIONUCLÉIDES PRIMORDIAUX PRÉSENTS DANS L'ENVIRONNEMENT (KNOLLS, 2002). | 9 |
| TABLEAU 5.2 : RADIONUCLÉIDES D'INTÉRÊT DANS LA CHAÎNE D'URANIUM-238 | 10 |
| TABLEAU 5.3 : RADIONUCLÉIDES ARTIFICIELS SUSCEPTIBLES D'ÊTRE PRÉSENTS DANS L'ENVIRONNEMENT (KNOLLS, 2002). | 11 |
| TABLEAU 5.4 : INDICES DE RISQUE NOMINAL DE LA CIPR POUR L'ENSEMBLE DE LA POPULATION ¹ (CIPR, 1991 ET 2007) | 14 |
| TABLEAU 5.5 : NIVEAUX DE DOSES DE RAYONNEMENTS ET DE RISQUES | 15 |
| TABLEAU 6.1 : EXPOSITION MONDIALE MOYENNE AUX SOURCES NATURELLES DE RAYONNEMENT (UNSCEAR, 2008). | 22 |
| TABLEAU 7.1 : ISOTOPES DE L'URANIUM ET SES SOUS-PRODUITS SUSCEPTIBLES D'ÊTRE PRÉSENTS DANS LE MINÉRAI D'URANIUM | 26 |

ANNEXES

| | |
|---|----|
| ANNEXE A1 LISTE DE CONTRÔLE DES IMPACTS RADIOLOGIQUES DANS LES ÉE | 32 |
| ANNEXE B1 GLOSSAIRE | 36 |

Le présent document peut-être cité de la façon suivante :

Santé Canada. 2016. *Conseils pour l'évaluation des impacts sur la santé humaine dans le cadre des évaluations environnementales : Les effets radiologiques*. Direction générale de la santé environnementale et de la sécurité des consommateurs, Santé Canada, Ottawa (Ontario).

Vous pouvez faire parvenir vos questions ou vos commentaires à l'adresse suivante :
Division de l'évaluation environnementale, Ottawa (Ontario) K1A 0K9
Courriel : ead@hc-sc.gc.ca



1

ACRONYMES

| ACRONYME | SENS |
|------------------|--|
| ADN | acide désoxyribonucléique |
| ALARA | Niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre |
| AR | autorité responsable |
| Bq | becquerel |
| BRP | Bureau de la radioprotection |
| CANDU | Réacteur canadien à deutérium-uranium |
| CIPR | Commission internationale de protection radiologique |
| CMA | concentration maximale admissible |
| CCSN | Commission canadienne de sûreté nucléaire |
| CSA | Association canadienne de normalisation |
| Déchets DAÉ | déchets à activité élevée |
| Déchets DFA | déchets de faible activité |
| DL ₅₀ | dose létale – 50 % de mortalité |
| DTL | dosimètre thermoluminescent |
| ÉE | évaluation environnementale |
| ÉRSH | évaluation des risques pour la santé humaine |
| Gy | gray |
| LCÉE 2012 | <i>Loi canadienne sur l'évaluation environnementale, 2012</i> |
| LRD | limites de rejet dérivées |
| LSRN | <i>Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i> |
| LSS | linéaire sans seuil |
| MRN | matière radioactive naturelle |
| NaI(Tl) | iodure de sodium (thallium) |
| SGDN | Société de gestion des déchets nucléaires |
| SI | Système Internationale |
| Sv | sievert |
| TSN | travailleur du secteur nucléaire |
| UNSCEAR | Comité scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants |
| UNSCEAR | United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation |



2

OBJET DU PRÉSENT DOCUMENT

Le présent document fournit des conseils généraux pour prévoir les risques sur la santé liés aux changements des niveaux d'exposition radiologique dans les évaluations environnementales (ÉE) fédérales des grands projets d'exploitation des ressources et de l'infrastructure qui sont proposés (par exemple les mines, les barrages et les pipelines). Il traite des principes, des pratiques actuelles de même que des renseignements de base dont Santé Canada tient compte au moment d'évaluer l'énoncé des incidences environnementales (ÉIE) présenté par les promoteurs du projet dans le cadre du processus d'évaluation environnementale.

Il a été préparé à l'intention des promoteurs et de leurs consultants et dans le but de favoriser un processus d'examen des projets efficace et transparent. Aux renseignements de base fournis ici doivent s'ajouter les renseignements supplémentaires concernant les projets en cause.

Ce document s'adresse aussi aux autorités responsables et aux intervenants qui participent au processus d'ÉE; il leur présente nos secteurs d'engagement normaux ainsi que nos priorités dans ces domaines afin qu'il y ait suffisamment de données probantes pour appuyer la prise de décisions judicieuses.

Dans le cadre de son évaluation, Santé Canada pourrait suggérer qu'une autorité responsable, un comité d'examen ou d'autres personnes recueillent des renseignements dont il n'est pas explicitement question dans le présent document afin d'évaluer les effets sur la santé de projets précis. Étant donné que les conseils fournis dans ce document sont généraux et visent à appuyer les ÉE dans diverses administrations, la portée de notre examen sera aussi nécessairement modifiée selon les exigences propres à ces administrations.

Santé Canada met périodiquement à jour ses documents d'orientation et, cherchant continuellement à s'améliorer, accueille favorablement les commentaires et les corrections à l'adresse suivante : ead@hc-sc.gc.ca.

Veillez vous assurer d'avoir en main la version la plus récente disponible en consultant le site suivant : www.canada.ca/fr/sante-canada/organisation/publications/participation-sante-canada-evaluations-environnementales.html



3

INTRODUCTION ET CONTEXTE

Santé Canada fournit de l'expertise pour aider les autorités responsables, les comités d'examen ou les autres administrations qui effectuent des ÉE à établir si les projets proposés présentent des risques potentiels pour la santé et, le cas échéant, à déterminer comment prévenir, réduire ou atténuer ces risques.

Santé Canada met à profit son expertise en matière de risques pour la santé associés à la qualité de l'air et de l'eau, aux rayonnements, au bruit et aux aliments traditionnels au moment d'évaluer les renseignements fournis par les promoteurs qui appuient les projets proposés et de fournir des commentaires sur ces derniers. Santé Canada fournit également des conseils afin d'aider les intervenants, y compris les autorités responsables, les comités d'examen et les collectivités touchées, à mieux comprendre comment effectuer des évaluations en matière de santé en lien avec les grands projets proposés dans le domaine des ressources naturelles.

Le présent document porte sur l'évaluation des risques pour la santé associés aux changements des niveaux d'exposition radiologique. Il comprend des renseignements sur la répartition des rôles et des responsabilités en ce qui concerne les questions liées aux changements des niveaux d'exposition radiologique au sein des divers ordres de gouvernement au Canada, sur les effets des changements des niveaux d'exposition radiologique sur la santé et les indicateurs de ces effets et sur les étapes de l'approche privilégiée par Santé Canada pour l'évaluation des effets des changements des niveaux d'exposition radiologique sur la santé.

Les annexes comprennent :

L'annexe A contient une liste de contrôle pouvant être utilisée afin de vérifier si les principales composantes d'une évaluation des effets radiologiques ont été exécutées, et pour déterminer à quel endroit cette information apparaît dans les documents de l'ÉE.

L'annexe B (glossaire) contient les définitions des termes techniques utilisés dans l'ensemble du texte.



4

RÔLES ET RESPONSABILITÉS CONCERNANT L'ÉVALUATION DES EFFETS RADIOLOGIQUES

La connaissance du régime de réglementation au niveau fédéral et provincial/territorial est importante pour les intervenants impliqués dans l'évaluation des impacts radiologiques et nucléaires sur la santé humaine.

Au Canada, la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) est chargée de réglementer le développement, la production et l'utilisation de l'énergie nucléaire, ainsi que la production, la possession et l'utilisation des substances nucléaires dans le but de protéger les Canadiens des effets liés à l'exposition radiologique découlant de ce développement, cette production, cette possession ou cette utilisation. Santé Canada possède également de l'expertise concernant les effets de l'exposition radiologique sur la santé humaine. D'autres aspects de la protection de la santé humaine relèvent de la compétence des gouvernements provinciaux et territoriaux.

4.1 LÉGISLATION ET RÉGLEMENTATION FÉDÉRALE

4.1.1 Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires

La *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN) réglemente les activités du cycle du combustible nucléaire et la gestion des radio-isotopes anthropiques (générés par l'activité humaine). La LSRN, qui est axée sur la protection de la santé humaine et de l'environnement, a été adoptée par le Parlement en 1997 et promulguée en mai 2000. La CCSN est l'organisme de réglementation responsable de l'application de la LSRN. Conformément aux dispositions de la LSRN, la CCSN réglemente la production, la possession, l'utilisation et le transport des substances nucléaires, ainsi que la production, la possession et l'utilisation de l'équipement réglementé ou des renseignements réglementés.

Le *Règlement sur la radioprotection* édicté en vertu de la LSRN fixe des limites de dose admissible pour les activités réglementées au Canada pour les membres du public et les travailleurs du secteur nucléaire (TSN). Ces limites de dose suivent les recommandations de la Commission internationale de la protection radiologique (CIPR) qui sont les suivantes :

- 1 millisievert par an (mSv/an) pour les membres du public dans le cadre de l'ensemble des activités réglementées par la CCSN;
- 50 mSv dans une période de dosimétrie d'un an et 100 mSv sur une période de dosimétrie de cinq ans pour les TSN.

Ces limites de dose représentent les limites supérieures tolérables. Outre le respect de ces limites, les titulaires de permis doivent démontrer qu'ils appliquent le principe ALARA (niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre). L'application de ce principe constitue une exigence réglementaire et non une simple recommandation.



Les personnes qui prévoient mener une ÉE dans le cadre d'un processus d'autorisation devraient consulter les normes de l'Association canadienne de normalisation (CSA) N288.1-2008 et N288.6-2012 afin d'obtenir de plus amples renseignements au sujet des questions suivantes :

- La modélisation du mouvement des radionucléides rejetés par une installation vers une « personne représentative »;
- L'évaluation des risques environnementaux et pour la santé humaine liés aux installations nucléaires, aux mines d'uranium et aux usines de concentration d'uranium.

Pour de plus amples renseignements au sujet de la réglementation sur la sûreté nucléaire et des limites de dose, veuillez consulter le site Web de la CCSN à www.nuclearsafety.gc.ca

4.1.2 Autres lois et lignes directrices

D'autres lois et règlements peuvent être utiles à la réalisation d'une évaluation environnementale (ÉE) pour un projet susceptible d'avoir des effets radiologiques. En particulier, les évaluateurs sont invités à consulter les textes suivants :

- *Loi sur les déchets de combustibles nucléaires;*
- *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale;*
- *Loi canadienne sur la protection de l'environnement;*
- *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires;*
- *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires;*
- *Règlement sur la radioprotection;*
- *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I;*
- *Règlement sur les mines et les usines de concentration d'uranium;*
- *Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires;*
- *Règlement sur le transport des marchandises dangereuses.*

La CSA publie également des normes de rayonnement et des lignes directrices liées aux différentes activités industrielles. Ces normes peuvent être consultées sur la page Web de l'Association à l'adresse www.scc.ca/fr/search/standardsdb. La conformité aux normes CSA est volontaire, toutefois les autorités gouvernementales ont souvent recours à cette méthodologie à titre d'exemple de pratiques exemplaires.



4.2 RÔLE DE SANTÉ CANADA

L'expertise en matière radiologique est principalement détenue par la Direction des sciences de la santé environnementale et de la radioprotection au sein de Santé Canada. Le Bureau de la radioprotection (BRP), qui appartient à cette direction, a pour mandat de promouvoir et protéger la santé des Canadiens et des Canadiennes en évaluant et en gérant les risques associés à l'exposition aux rayonnements dans des milieux de vie, de travail et de loisirs. Les fonctions particulières de ce bureau sont les suivantes :

- Assurer le bon fonctionnement du Réseau canadien de surveillance radiologique;
- Appuyer le rôle du Canada aux termes du Traité d'interdiction complète des essais nucléaires;
- Assurer la coordination du Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire;
- Étudier les effets sur la santé des radionucléides présents dans l'environnement;
- Formuler des conseils pour protéger les Canadiens contre les effets des accidents nucléaires, de la radioactivité dans l'eau et les aliments, du radon dans l'air intérieur et des matières radioactives naturelles (MRN) provenant d'industries non nucléaires;
- Fournir des programmes de comparaison par l'intermédiaire du Centre national de référence pour les essais biologiques et la surveillance *In Vivo*;
- Gérer le Fichier dosimétrique national, un registre centralisé des doses de radioactivité mesurées chez tous les travailleurs exposés aux rayonnements au Canada, et effectuer des recherches sur les tendances d'exposition aux radiations et sur les effets de l'exposition sur la santé des travailleurs;
- Fournir des avis aux ministères et aux organismes fédéraux, à d'autres paliers gouvernementaux, à l'industrie, aux universités, aux hôpitaux, aux travailleurs et au public pour des problèmes de santé associés l'exposition aux rayonnements;
- Fournir des avis concernant des projets conformément à la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale*, 2012 (LCÉE, 2012).

Santé Canada examine plusieurs aspects de l'information radiologique présentée dans une ÉE, notamment :

- Les émissions de radionucléides prévues dans les milieux atmosphérique et aquatique et l'absorption dans les aliments traditionnels afin de vérifier si les rejets prévus sont réalistes compte tenu de la nature du projet et des connaissances disponibles au sujet des rejets de radionucléides survenus dans le passé pour des projets similaires;
- Les principales voies d'exposition (c.-à-d., le panache, l'irradiation provenant du sol, l'inhalation et l'ingestion¹) vers un récepteur humain afin de vérifier si toutes les voies ont été envisagées et sont adéquatement décrites pour que les implications potentielles pour la santé humaine soient bien caractérisées;
- Les doses estimées pour les récepteurs humains afin de vérifier si elles sont présentées dans l'ÉE et sont réalistes compte tenu de la nature du projet;

¹ Voir la page 23 pour une description des termes



- Les doses estimées afin de vérifier si elles sont acceptables lorsqu'on les compare aux limites de dose prévues par règlement;
- Le caractère approprié des mesures d'atténuation, de surveillance et de suivi afin de protéger la santé humaine.

Santé Canada offre de l'expertise concernant les effets sur la santé humaine des émissions radiologiques auxquelles le public et les TSN sont susceptibles d'être exposés, et peut également agir à titre de conseiller auprès de l'organisme de réglementation nucléaire fédéral, la CCSN. Santé Canada joue également un rôle, par l'entremise du Fichier dosimétrique national, en ce qui a trait à la surveillance et à la production de rapports concernant les doses reçues par les personnes exposées aux rayonnements dans l'exercice de leur travail.

4.3 RÔLES DES PROVINCES ET DES TERRITOIRES

Au Canada, les ressources naturelles sont principalement réglementées par les provinces ou les territoires, à l'exception de l'extraction et du traitement de l'uranium qui relèvent de la LSRN, et qui sont donc réglementés par la CCSN. Toutefois, avant d'atteindre la phase d'extraction et de traitement, l'exploration de l'uranium relève de la compétence des provinces et des territoires.

On rencontre des matières radioactives naturelles (MRN) dans plusieurs types d'activités industrielles qui ne sont pas couvertes par la LSRN. Les *Lignes directrices canadiennes pour la gestion des matières radioactives naturelles* (MRN) ont été élaborées par le Comité de radioprotection fédéral-provincial-territorial dans le but d'offrir une approche harmonisée de gestion des MRN au Canada. Toutefois, il appartient aux gouvernements provinciaux et territoriaux d'inclure les lignes directrices relatives aux MRN dans l'élaboration de leur réglementation. Les lignes directrices relatives au MRN ont été mises à jour en 2013 et peuvent être consultées sur le site Web de Santé Canada à : www.hc-sc.gc.ca/ewh-semt/pubs/contaminants/norm-mrn/index-fra.php

La qualité de l'eau potable est aussi principalement de compétence provinciale ou territoriale. De manière assez semblable aux lignes directrices relatives aux MRN, les *Recommandations pour la qualité de l'eau potable au Canada* et les documents techniques qui s'y rattachent ont été élaborés par le Comité fédéral-provincial-territorial sur l'eau potable. Ces documents contiennent des recommandations au sujet des concentrations maximales acceptables (CMA) pour plusieurs radionucléides naturels et artificiels. Il appartient aux gouvernements provinciaux et territoriaux d'inclure ces recommandations dans l'élaboration de leur propre réglementation. Le document *Recommandations pour la qualité de l'eau potable au Canada : Document technique – Paramètres radiologiques* peut être consulté sur le site Web de Santé Canada à : www.hc-sc.gc.ca/ewh-semt/pubs/water-eau/radiological_para-radiologiques/index-fra.ph



5

PRINCIPES DE BASE DU RAYONNEMENT

5.1 TYPES ET SOURCES DE RAYONNEMENTS

5.1.1 Types de rayonnements

Toutes les formes de rayonnement dans l'environnement sont soit ionisantes ou non ionisantes. Les rayonnements ionisants sont formés de particules et de photons possédant suffisamment d'énergie capable d'arracher les électrons des atomes, créant ainsi des paires électron-ion lorsque le rayonnement traverse la matière. Les rayonnements non ionisants possèdent une énergie moindre que les rayonnements ionisants, et ne possèdent pas suffisamment d'énergie pour produire des ions. Le présent document porte uniquement sur les rayonnements ionisants.

Le rayonnement ionisant est produit par la désintégration radioactive des atomes possédant un noyau instable. Les trois types de rayonnements ionisants suivants sont normalement observés dans l'environnement :

Rayonnement alpha : Une particule alpha (α) est constituée de deux protons et de deux neutrons liés entre eux. Le rayonnement alpha est le moins pénétrant des divers types de rayonnement ionisant, et peut être arrêté par une feuille de papier. Il ne peut pénétrer la peau humaine, mais si la source alpha est à l'intérieur du corps, elle est plus dommageable que les autres formes de rayonnements ionisants.

Rayonnement bêta : Le rayonnement bêta (β) est composé soit de positrons chargés positivement ou d'électrons chargés négativement. Le rayonnement bêta est plus pénétrant que le rayonnement alpha, mais il peut être arrêté par quelques millimètres d'aluminium.

Rayonnement gamma : Le rayonnement gamma (γ) est composé de photons de haute énergie et constitue une forme de rayonnement électromagnétique. Le rayonnement gamma est beaucoup plus pénétrant que les rayonnements alpha ou bêta et peut pénétrer profondément le corps humain. Un épais blindage ou protecteur, comme le plomb, est nécessaire pour assurer une protection efficace contre les rayons gamma.

Un radionucléide est un atome radioactif possédant un noyau instable. Afin de se stabiliser, le noyau émet des rayonnements sous forme de particules alpha ou bêta ou de rayonnements gamma, selon le radionucléide. Ce processus porte le nom de désintégration radioactive. Chaque radionucléide est caractérisé par une certaine demi-vie, qui est le temps requis pour que son activité diminue par un facteur de deux. La puissance d'une source radioactive est mesurée en unités d'activité appelées becquerels (Bq), où un Bq est défini comme une désintégration par seconde.



5.1.2 Sources naturelles de radionucléides

Les radionucléides dans l'environnement peuvent être d'origine naturelle ou artificielle. Les radionucléides naturels sont soit :

- primordiaux (présent depuis la formation de la terre);
- membres d'une chaîne de désintégrations de radionucléides primordiaux (dans laquelle le radionucléide parent primordial se désintègre en un autre type de radionucléide, qui à son tour se désintègre en un autre type de radionucléide, et ainsi de suite jusqu'à ce qu'un isotope neutre soit atteint);
- cosmogéniques (constamment produits par le bombardement des rayons cosmiques d'atomes dans la haute atmosphère).

Les radionucléides primordiaux les plus significatifs sont présentés dans le Tableau 5-1. Notez que ces radionucléides ont tous des demi-vies comparables à l'âge de la Terre (4,5 milliards d'années). Les radionucléides ^{232}Th , ^{235}U , et ^{238}U entraînent tous une longue série de désintégrations alpha et bêta produisant ultimement un isotope stable du plomb.

Tableau 5.1 : Principaux radionucléides primordiaux présents dans l'environnement (Knolls, 2002)

| Radionucléide | Symbole | Demi-vie (années) | Composition isotopique %* | Activité spécifique (Bq/g)** |
|---------------|-------------------|-----------------------|---------------------------|------------------------------|
| Potassium-40 | ^{40}K | $1,27 \times 10^9$ | 0,0117 % | 30 |
| Thorium-232 | ^{232}Th | $1,40 \times 10^{10}$ | 100 % | 4070 |
| Uranium-235 | ^{235}U | $7,04 \times 10^8$ | 0,72 % | 568 |
| Uranium-238 | ^{238}U | $4,468 \times 10^9$ | 99,28 % | 12 340 |

* Chaque radionucléide est un isotope d'un élément. Généralement, il existe plusieurs isotopes de chaque élément. La composition isotopique est le pourcentage (%) de cet élément particulier qui se trouve naturellement dans cet isotope radioactif. Par exemple, l'uranium naturel est composé à 98,28 % d'U-238 et à 0,72 % d'U-235.

** L'activité est égale au nombre de désintégrations par seconde se produisant dans le noyau d'un élément radioactif (c.-à-d., 1 Bq = 1 désintégration par seconde). L'activité spécifique indique la quantité de radioactivité par unité de substance. Il s'agit là d'une des caractéristiques déterminantes d'un radionucléide.

Plusieurs radionucléides de la chaîne d'uranium-238 (^{238}U) ont une importance environnementale. Le Tableau 5.2 résume leurs caractéristiques.



Tableau 5.2 : Radionucléides d'intérêt dans la chaîne d'uranium-238

| Radionucléide | Symbole | Demi-vie | Autres caractéristiques | Impact sur la santé |
|---------------|-------------------|------------------------------------|--|---|
| Radium-226 | ²²⁶ Ra | 1600 ans | substance analogue au calcium, plus mobile dans l'environnement que l'uranium | peut se substituer au calcium dans les os |
| Radon-222 | ²²² Rn | 3,8 jours | gaz inerte (c.-à-d. possédant une faible activité chimique) pouvant être diffusé dans le sol | peut s'accumuler dans des espaces de vie ou de travail clos; les produits de désintégration peuvent endommager les poumons |
| Polonium-218 | ²¹⁸ Po | 3,05 min | produit de désintégration à courte période du ²²² Rn | s'attachent aux particules d'aérosol et se déposent dans les poumons en cas d'inhalation |
| Plomb-214 | ²¹⁴ Pb | 26,8 min | | |
| Bismuth-214 | ²¹⁴ Bi | 19,7 min | | |
| Polonium-214 | ²¹⁴ Po | 1,64 x 10 ⁻⁴ s (164 µs) | | |
| Plomb-210 | ²¹⁰ Pb | 22 ans | produit de désintégration à longue période du radon | qui ne présente pas de risques par inhalation dans l'environnement; peut s'accumuler à des niveaux significatifs dans certains aliments consommés par les humains (p. ex. caribou et crustacés) |
| Polonium-210 | ²¹⁰ Po | 138 jours | | |

Les chaînes de désintégration du ²³²Th et du ²³⁵U sont généralement moins préoccupantes pour l'environnement. Toutefois, dans la chaîne du thorium, des éléments comme le radium-228 (²²⁸Ra - demi-vie = 5,75 ans) et le radon-220 (²²⁰Rn - demi-vie = 56 secondes, souvent appelé gaz **thoron**) devraient également être pris en considération dans certains cas (comme les projets miniers). Jusqu'à récemment, les impacts sur la santé de l'exposition au thoron n'étaient pas pris en considération, et seul le ²²²Rn – un produit de filiation de la chaîne ²³⁸U était une source de préoccupation. Cependant, tout comme le radon, le ²²⁰Rn se dégrade également en produits de désintégration capables d'irradier les poumons. Le potassium-40 (⁴⁰K) n'est pas considéré comme un risque pour l'environnement, car il est régulé de manière homéostatique dans le corps. En d'autres termes, une ingestion accrue de ⁴⁰K sera compensée par une augmentation de l'excrétion.



Les radionucléides naturels sont omniprésents dans l'environnement. Le ^{40}K est généralement présent dans les roches et les sols à environ 500 Bq/kg (ce qui signifie qu'il y a environ 500 désintégrations par seconde dans un kilogramme de roche ou de sol). Les concentrations d'uranium et de thorium dans les roches et les sols sont généralement de 25 à 50 Bq/kg, mais cela varie considérablement d'une région à l'autre et peut être plus élevé dans les zones où les minerais d'uranium et de thorium sont présents à des niveaux suffisants pour des opérations minières. Dans les roches solides et les sols bien compactés, ces chaînes seront généralement en équilibre séculaire avec l'uranium ou le thorium parent. Dans les sols meubles, le radon peut s'échapper dans l'atmosphère ou vers des espaces clos.

5.1.3 Sources de radionucléides artificiels

Les radionucléides artificiels (ou anthropiques) sont largement utilisés dans des applications médicales, industrielles et de recherche. Ils sont également libérés sous forme de déchets de plusieurs activités nucléaires. Les radionucléides artificiels sont produits par trois principaux mécanismes :

1. La fission nucléaire, soit dans un réacteur ou par la détonation d'une arme nucléaire²;
2. La capture de neutrons sur un élément stable, en utilisant le flux de neutrons d'un réacteur;
3. Des réactions de spallation de particules chargées à haute énergie à l'aide d'un accélérateur.

Le Tableau 5.3 présente une liste des radionucléides artificiels importants susceptibles d'être présents dans l'environnement.

Tableau 5.3 : Radionucléides artificiels susceptibles d'être présents dans l'environnement (Knolls, 2002)

| Radionucléides | Symbole | Demi-vie | Mécanisme de production | Impacts sur la santé |
|----------------|------------------|-----------|---|---|
| Tritium | ^3H | 12,3 ans | n-capture de deutérium dans les réacteurs CANDU | souvent présent dans l'eau; dispersion uniforme dans le corps; faible énergie de rayonnement et taux d'excrétion rapide entraînant généralement peu de risque pour la santé |
| Carbone-14 | ^{14}C | 5 730 ans | n-capture sur du gaz annulaire d'azote dans les réacteurs | dispersion dans l'ensemble du corps par la circulation sanguine |
| Cobalt-60 | ^{60}Co | 5,27 ans | n-capture sur du cobalt-59 stable dans les réacteurs | La principale préoccupation est l'exposition externe au rayonnement gamma; Il peut aussi être absorbé dans le foie, les reins et les os, et se déposer sur les os s'il est ingéré |

² Le Canada utilise et exporte des matières nucléaires à des fins pacifiques uniquement, par conséquent les radionucléides associés à la détonation d'armes seront évalués dans des ÉE uniquement s'ils se rapportent à des doses de fond dans le cadre d'un projet.



| Radionucléides | Symbole | Demi-vie | Mécanisme de production | Impacts sur la santé |
|-----------------|-------------------|-------------|--|---|
| Strontium-90 | ⁹⁰ Sr | 29 ans | fission nucléaire dans des bombes ou des réacteurs | dépôt dans les os |
| Technétium-99m* | ^{99m} Tc | 6,02 heures | produit de fission ⁹⁹ Mo dans les réacteurs | isotope médical le plus couramment utilisé; excrété par le corps dans un délai d'un mois |
| Iodine-131 | ¹³¹ I | 8,041 jours | fission nucléaire dans des bombes ou des réacteurs | concentration dans la glande thyroïde |
| Césium-137 | ¹³⁷ Cs | 30,17 ans | fission nucléaire dans des bombes ou des réacteurs | risque externe de rayonnement gamma; en cas d'ingestion, il se répand uniformément dans le corps, mais il est éliminé assez rapidement |
| Iridium-192 | ¹⁹² Ir | 74,02 jours | n-capture sur le l'iridium-191 stable dans les réacteurs | risque externe de rayonnement gamma; en cas d'ingestion, il peut se concentrer dans plusieurs organes |
| Plutonium-239 | ²³⁹ Pu | 24,110 ans | n-capture sur l'U-238 dans les réacteurs | Il n'est pas considéré comme un risque d'ingestion, car il passe dans le corps sans être absorbé; en cas d'inhalation, il peut atteindre les poumons par la circulation sanguine, et peut demeurer dans le corps pendant des décennies. |

* m signifie métastable.

Certains de ces radionucléides sont aussi produits naturellement par le bombardement de rayons cosmiques sur des molécules de la haute atmosphère. Les radionucléides cosmogéniques les plus importants sont le tritium (³H), le béryllium-7 (⁷Be), le carbone-14 (¹⁴C), le sodium-22 (²²Na). Leur production naturelle est très faible, et ils contribuent seulement une petite fraction de la dose de rayonnement de fond.

La plus grande source de radionucléides artificiels dans l'environnement provient des retombées à l'échelle de la planète des essais atmosphériques d'armes nucléaires faits entre 1945 et 1980. Des niveaux résiduels de tritium, ¹⁴C, ¹³⁷Cs et ⁹⁰Sr provenant de cette source sont encore présents dans l'environnement. Les concentrations de ¹³⁷Cs et de ⁹⁰Sr dans le lait canadien ont été en baisse constante depuis la période la plus intensive d'essais dans les années 1960, et elles sont maintenant en dessous des limites de détection. Les radionucléides artificiels contribuent désormais moins de 0,005 mSv/an à la dose totale de rayonnement de fond.



5.2 EFFETS DES RAYONNEMENTS SUR LA SANTÉ HUMAINE

L'effet biologique du rayonnement résulte de sa capacité à produire des ionisations et des excitations des molécules lorsqu'il traverse des cellules vivantes. La cible la plus sensible dans une cellule est la molécule d'ADN (acide désoxyribonucléique) qui contient le code génétique de l'organisme. La perturbation de l'ADN d'une cellule peut entraîner différents résultats, notamment :

- La réparation réussie des dommages subis par l'ADN et la poursuite du bon fonctionnement de la cellule;
- la mort de la cellule ou son incapacité à se diviser et se reproduire en raison de la gravité des dommages à l'ADN;
- La réparation incorrecte, mais avec survie de la cellule avec possibilité de perturbation du fonctionnement dans le futur ou dans de futures cellules de filiation. Ce fonctionnement perturbé peut mener au déclenchement d'un cancer.

Pour de plus amples renseignements à ce sujet, veuillez consulter : www.nuclearsafety.gc.ca/fra/pdfs/Reading-Room/radiation/Introduction-to-Radiation-fra.pdf

La « dose absorbée » est le concept fondamental pour l'évaluation des impacts radiologiques. L'unité SI (SI désignant le Système international d'unités) utilisée pour mesurer la dose absorbée est le gray (Gy), défini comme étant un joule d'énergie absorbée par kilogramme de matière. La « dose équivalente », un concept étroitement lié (mesurée en sieverts (Sv)), qui est définie comme la dose absorbée pondérée dans un tissu ou un organe – reconnaît que les différents types de rayonnements produisent divers degrés de lésions biologiques à la même dose absorbée. La « dose efficace » – également mesurée en Sv – est la somme des doses équivalentes dans tous les tissus et organes du corps, pondérée pour représenter les contributions relatives des différents tissus et organes au détriment total de la santé résultant de l'exposition aux rayonnements. Dans le cas des rayonnements bêta et gamma, la dose efficace en Sv est numériquement égale à la dose absorbée en Gy. Dans le cas des rayonnements alpha, la dose efficace en Sv est 20 fois plus grande que la dose absorbée. Les unités Gy et Sv sont de grandes unités qui peuvent être subdivisées en milligrays (mGy) ou en millisieverts (mSv) et en micrograys (μ Gy) ou microsieverts (μ Sv) par rapport aux niveaux de rayonnement normalement présents dans l'environnement.

Dans le cas des organismes multicellulaires, les effets du rayonnement sont soit déterministes³ (effets touchant les tissus) ou stochastiques. Les effets déterministes sont ceux qui sont certains de se produire chez tous les individus exposés lorsque la dose de rayonnement dépasse un certain seuil. De fortes doses de rayonnement peuvent provoquer la mort d'une quantité élevée de cellules entraînant une réaction détectable des tissus (ou effets déterministes). Ces réactions peuvent se produire rapidement ou un certain moment après l'irradiation, selon le tissu touché. Le syndrome d'irradiation aiguë est un exemple d'effet déterministe. Il commence à se produire chez les humains à des doses approchant un Sv (1000 millisieverts) au cours d'une exposition de courte durée (aiguë). Des doses de cette ampleur n'existent pas dans l'environnement, et peuvent se produire uniquement par exposition directe en cas d'accidents radiologiques graves.

³ Ne pas confondre avec l'évaluation déterministe du risque. Voir le glossaire pour plus de renseignements à ce sujet.



Les effets stochastiques sont présumés ne pas avoir de seuil. Dans ce cas, la gravité de l'effet est indépendante de l'exposition. Cependant, la probabilité de l'effet augmente avec une exposition accrue. Contrairement aux effets déterministes, il n'a pas été possible d'établir clairement un seuil en dessous duquel il n'y a aucun risque d'effet stochastique. L'effet stochastique le plus important de l'exposition radiologique est le cancer, bien que des maladies cardiovasculaires et d'autres effets aient également été observés dans les populations fortement exposées.

Les risques d'effets stochastiques sont bien documentés pour les niveaux élevés d'exposition radiologique, grâce à des études sur des populations exposées, comme les survivants des bombardements atomiques et les personnes exposées en milieu professionnel et médical. La Commission internationale de protection radiologique (CIPR) examine et évalue périodiquement ces études. Le Tableau 5.4 illustre les indices de risque nominal reliés aux effets stochastiques établis par la CIPR dans ses recommandations générales sur la radioprotection (1991 et 2007).

Tableau 5.4 : Indices de risque nominal de la CIPR pour l'ensemble de la population¹ (CIPR, 1991 et 2007)

| Type d'effet | Recommandations de 1991 (% d'augmentation du risque par sievert) | Recommandations de 2007 (% d'augmentation du risque par sievert) |
|---|--|--|
| Cancer fatal | 5,0 | Non disponible* |
| Total de cancer | 6,0 | 5,5 |
| Effets héréditaires | 1,3 | 0,2 |
| Risque total | 7,3 | 6 |
| Dose et taux d'efficacité de la dose | 2,0 | 2,0 |

* le taux de rétablissement des patients atteints de cancer ayant augmenté, la CIPR a décidé de publier des indices de risque nominal uniquement pour le total de cancer.

¹ Ces valeurs donnent une idée de l'augmentation du risque par sievert d'exposition (c.-à-d., l'exposition à 1 Sv de rayonnement augmente votre risque total de cancer de 5,5 %). Veuillez noter que ces valeurs calculées par la CIPR ne font pas de distinction entre les types de rayonnement, les durées d'exposition, et ainsi de suite. Il s'agit donc uniquement d'approximations.

Il y a eu très peu de changements dans les indices de risques du CIPR depuis 1991. Les plus récentes recommandations du CIPR indiquent un risque absolu total de 6 % par sievert, ce qui comprend les cancers mortels plus un risque pondéré (probabilité multipliée par effet) pour les cancers non mortels et d'autres conditions. Selon les observations, ce risque est directement proportionnel aux doses de rayonnement allant de plusieurs Sv jusqu'à des doses aussi faibles que 100 mSv. En dessous de ce niveau, il est très difficile de détecter toute augmentation d'incidence du cancer par rapport au taux global d'incidence du cancer, estimé à 40 % dans la population générale (Société canadienne du cancer, 2014). Pour des doses plus faibles, nous devons compter sur des modèles mathématiques pour estimer



les risques. Le modèle le plus fréquemment utilisé est l'hypothèse linéaire sans seuil (LSS), qui suppose qu'il n'y a pas de seuil pour le cancer radio-induit, et que le risque est directement proportionnel à la dose. Depuis les années 1950, cette approche a été utilisée systématiquement par les organismes de réglementation et de radioprotection afin d'établir les doses limites. La CIPR accepte implicitement la validité de l'hypothèse linéaire sans seuil dans ses trois principes fondamentaux de radioprotection :

1. **Justification** : Aucune activité ayant recours au rayonnement ionisant ne peut être entreprise à moins qu'il soit possible de démontrer qu'elle apportera un avantage positif net.
2. **Optimisation** : Toute exposition doit être maintenue au niveau le faible possible, en tenant compte des facteurs économiques et sociaux (le principe ALARA – Niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre).
3. **Limite de dose** : Aucune dose ne doit dépasser les limites suivantes :
 - *Personnel exposé au rayonnement ionisant* : pas plus de 50 mSv en une année, sans dépasser 100 mSv au cours d'une période continue de 5 ans;
 - *Grand public* : pas plus de 1 (un) mSv/an, au-delà du fond, provenant de toutes les applications industrielles des rayonnements, excluant les expositions à des fins médicales.

Le Tableau 5.5 résume ces limites de dose, et les risques associés à des effets sélectionnés à différents niveaux d'exposition, en tenant pour acquis la validité de l'hypothèse LSS.

Tableau 5.5 : Niveaux de doses de rayonnements et de risques

| Description | Dose (mSv) | Risque, un dans...* |
|--|---------------------------|---------------------|
| DL ₅₀ pour les humains | 5 000 (dose totale aiguë) | 2 |
| Seuil de syndrome d'irradiation aiguë | 1000 (dose totale aiguë) | 20 |
| Aucun cancer observé sous ce niveau | 100 | 200 |
| Dose limite réglementaire annuelle pour les travailleurs | 50/a | 1 000 |
| Dose de fond annuelle | 2,5/a | 7 000 |
| Dose limite réglementaire annuelle pour le grand public | 1/a | 20 000 |
| Limite annuelle utilisée pour établir les recommandations pour la qualité de l'eau potable | 0,1/a | 200 000 |
| Limite annuelle d'exclusion du champ de réglementation (<i>de minimis</i>) | 0,01/a | 2 000 000 |

* Basé sur la CIPR, 2007

**La dose réglementaire pour les TSN est de 100 mSv sur 5 ans, sans dépasser 50 mSv au cours d'une année.



6

EXAMEN DES EFFETS RADIOLOGIQUES POTENTIELS DANS LE CADRE D'UNE ÉVALUATION ENVIRONNEMENTALE

L'évaluation des risques pour la santé humaine (ÉRSH) est l'un des principaux outils recommandés par Santé Canada afin de procéder à l'évaluation des impacts potentiels sur la santé humaine des contaminants liés à un projet. Une ÉRSH peut aider à déterminer s'il existe des risques potentiels pour la santé humaine dans le cadre d'un projet.

Trois éléments doivent être présents pour qu'un « risque » existe : 1) un danger (p. ex. une substance chimique ou un radionucléide); 2) un récepteur (des individus ou des collectivités); et 3) une voie d'exposition (un moyen par lequel les gens sont exposés au contaminant).

Dans le cadre d'une évaluation environnementale, une ÉRSH correspond au processus utilisé pour estimer la probabilité d'effets nocifs sur la santé pour des personnes exposées à des contaminants par différentes voies (ingestion ou inhalation) dans des milieux environnementaux particuliers (air, aliments, sol, eau ou sédiments).

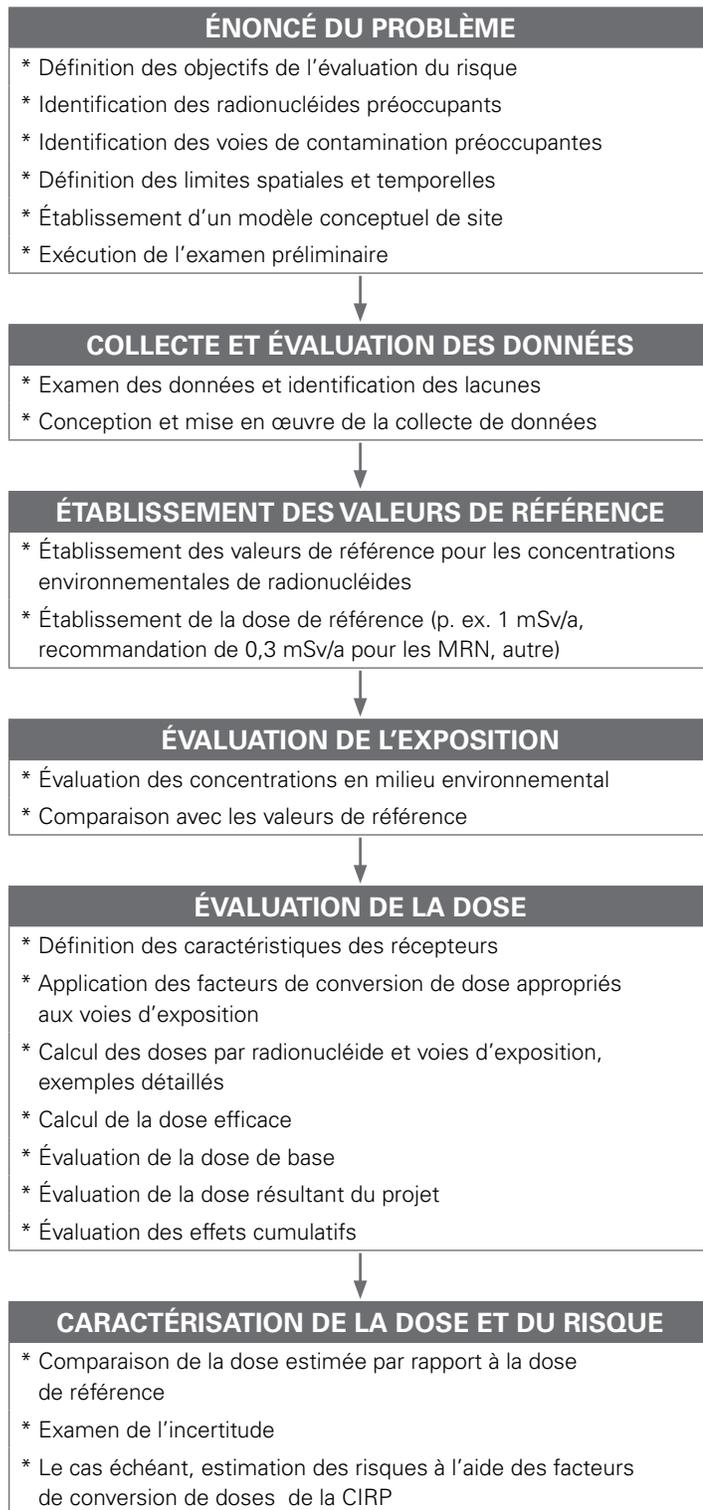
Une ÉRSH fournit des estimations qualitatives ou quantitatives de la probabilité d'effets nocifs pour la santé humaine, compte tenu de l'information disponible. Ces estimations sont fondées sur les caractéristiques inhérentes aux contaminants et sur les facteurs propres au projet faisant l'objet de l'évaluation, comme les caractéristiques de la population exposée et les milieux dans lesquels l'exposition se produit.

Bien que la tenue d'une ÉRSH ne constitue pas toujours une exigence dans le cadre d'une ÉE, et qu'elle est liée à la taille ou l'ampleur d'un projet donné, elle peut fournir un soutien accru aux conclusions de l'ÉE. Les conclusions d'une ÉRSH sont particulièrement utiles pour établir l'importance d'un effet potentiel, et pour établir les mesures d'atténuation, les programmes de suivi et les plans de surveillance, d'assainissement ou de gestion des risques appropriés.

Le cadre général d'évaluation des risques radiologiques est semblable au modèle général utilisé dans l'évaluation des risques pour la santé humaine, bien que les méthodes et les niveaux de référence varient parfois entre les différents organismes de réglementation. La Figure 6.1 présente un modèle général d'évaluation des risques radiologiques s'appuyant sur les conseils contenus dans les publications de l'US EPA (US EPA, 1989). Chacune des étapes est présentée de manière détaillée dans les sections qui suivent.



Figure 6.1 Paradigme pour l'évaluation des risques radiologiques pour la santé humaine (basé sur Santé Canada, 2010)



6.1 ÉNONCÉ DU PROBLÈME

L'énoncé du problème est la première et plus cruciale étape lors de la planification d'une ÉRSR des effets radiologiques potentiels, car les décisions prises au sujet des éléments à inclure dans l'évaluation des risques vont influencer l'identification des éventuelles mesures correctives. Un bon énoncé du problème incluant des objectifs clairement définis pour l'évaluation des risques permet de déterminer le type d'évaluation requis (p. ex. dépistage, déterministe ou probabiliste).

L'approche déterministe⁴ (utilisation d'une seule valeur pour chaque variable dans l'équation de l'exposition) constitue habituellement la première étape d'une évaluation des risques radiologiques. Une telle approche permet d'utiliser des hypothèses prudentes de sorte que les doses estimées et les risques représentent, de manière raisonnable, le pire des cas. Dans certains cas justifiés, une analyse de sensibilité peut aider à identifier les paramètres ayant la plus grande influence sur les doses et les risques prévus.

L'approche probabiliste est utilisée lorsqu'il est nécessaire de quantifier de manière plus complète et précise les effets de l'incertitude, ou lorsque la fréquence des doses et des niveaux de risque dans une population cible doit être établie (p. ex. lorsque des risques d'accidents ou de mauvais fonctionnement sont prévus). Les sources d'incertitude peuvent survenir à de multiples niveaux - récepteurs (groupes d'âge, ampleur des activités, résidence et échelle temporelle), voies d'exposition potentielles (irradiation, inhalation, ingestion, cutanée, etc.), évaluation de la dose et qualité des données disponibles.

Des modèles conceptuels de site sont souvent utilisés lors de l'énoncé du problème pour évaluer les risques radiologiques. Un modèle conceptuel est un schéma générique du projet qui facilite l'identification des éléments suivants : toutes les sources d'émission pertinentes, les radionucléides potentiellement préoccupants, les voies d'exposition potentielles et tous les groupes de récepteurs potentiellement touchés. L'énoncé du problème doit également définir les limites spatiales et temporelles (y compris les zones d'étude régionale, locale et du site) qui seront utilisées dans le cadre de l'évaluation.

En général, on compte quatre principales voies d'exposition par lesquelles des membres du public peuvent être exposés à des rayonnements :

- Panache – exposition directe à un nuage de matières radioactives;
- L'irradiation provenant du sol – exposition directe à une couche de radioactivité déposée sur le sol;
- Inhalation d'aérosols radioactifs;
- Ingestion de radioactivité dans des aliments, de l'eau potable ou du sol.

La voie cutanée n'est habituellement pas considérée comme l'une des principales voies d'exposition humaine, même si elle doit être considérée dans des cas particuliers.

Un examen préliminaire peut être utilisé afin d'éliminer des radionucléides et des voies d'expositions pour lesquelles on prévoit une influence négligeable sur la dose touchant les récepteurs; ce qui permet de concentrer l'évaluation sur la collecte et l'analyse de données pertinentes. Cependant, l'ÉRSR doit fournir une justification pour toutes les voies d'expositions ou les radionucléides qui sont exclus.

⁴ Ne pas confondre avec l'évaluation déterministe du risque. Voir le glossaire pour plus de renseignements à ce sujet.



6.2 COLLECTE ET ÉVALUATION DE DONNÉES

Les concentrations de base des radionucléides naturels et artificiels pertinents dans le cadre du projet devraient être déterminées dans les principaux milieux environnementaux présents dans les zones d'étude, notamment :

- l'atmosphère;
- les sols et les sédiments;
- les plantes et les animaux terrestres communs, en particulier s'ils sont consommés par les humains;
- les eaux de surface, surtout si elles sont utilisées pour l'eau potable ou des activités de loisirs;
- les poissons et les plantes aquatiques;
- les eaux souterraines, surtout en présence de puits.

Les données de base peuvent être historiques ou mesurées. Les données historiques pour les niveaux de radiation propres à un site peuvent être limitées. Dans le cas de projets menés dans des installations nucléaires existantes, des rapports annuels doivent être produits dans le cadre du Programme de contrôle radiologique de l'environnement. Ces rapports font partie des exigences de permis de la CCSN, et peuvent fournir des données pertinentes sur l'environnement radiologique. Ces rapports se trouvent habituellement sur les sites Internet des exploitants des installations nucléaires. Lorsque de nouvelles mesures de base sont nécessaires, une simple analyse par spectrométrie gamma d'un échantillon en vrac sur le terrain est suffisante pour caractériser et quantifier les radionucléides naturels et artificiels qui peuvent être présents. Cependant, certains radionucléides clés émettent uniquement un rayonnement alpha ou bêta, et nécessitent un traitement préalable des échantillons avant leur analyse. Le tritium et le ^{14}C peuvent être mesurés par comptage à scintillation liquide; le ^{90}Sr à l'aide d'un compteur proportionnel beta; et le ^{239}Pu par spectroscopie alpha. Les niveaux de rayonnement gamma ambiant de fond devraient également être évalués au moyen de moniteurs à long terme, comme les dosimètres thermoluminescents (DTL). Les gaz radioactifs libérés lors d'un processus de fission nucléaire, comme le xénon et le krypton, peuvent être mesurés par des détecteurs d'iodure de sodium *in situ* activés au thallium (NaI(Tl)). L'incertitude de toute mesure doit être estimée et prise en compte tout au long de l'évaluation.

En l'absence d'information historique, lorsqu'il n'est pas possible ou pratique d'obtenir des mesures directes, les données environnementales devront être modélisées. La modélisation peut se faire en utilisant des modèles de devenir et de transfert dans l'environnement, qui sont décrits plus en détail dans la section suivante. Il est toujours préférable d'utiliser des données mesurées lorsque de telles données sont disponibles. Les modèles empiriques dérivés de données mesurées ou de combinaisons de données mesurées et de données tirées de la littérature sont les plus utiles pour remplacer les données manquantes ou inadéquates. Si un modèle est utilisé à titre de substitut aux valeurs mesurées, le modèle doit être validé par rapport aux données de base ou de surveillance d'un site ou d'un développement similaire. Les lacunes qui subsistent dans les données doivent être bien identifiées.



6.3 ÉTABLISSEMENT D'UNE DOSE DE RÉFÉRENCE

À cette étape de l'évaluation, des valeurs de référence doivent être établies pour agir comme points de référence ou de limites pour le projet. Les valeurs de référence choisies peuvent être des concentrations de fond de radionucléides pertinents dans un milieu environnemental situé dans une zone géographique ou de projet spécifique, ou peuvent être tirées de recommandations fédérales ou provinciales pertinentes. Ces recommandations fournissent souvent des concentrations maximales acceptables (CMA). Par exemple, Santé Canada a établi des CMA dans l'eau potable pour plus de 80 radionucléides, incluant les radionucléides naturels et artificiels radionucléides les plus souvent détectés dans les sources d'eau potable canadiennes. Les CMA ont été calculées en utilisant des équations et des principes internationalement reconnus, et sont fondées uniquement sur des considérations de santé. Elles ont été calculées en utilisant une dose de référence de 0,1 mSv pour la consommation d'eau potable pendant un an, en supposant une consommation de 2 L/jour (Santé Canada, 2012). Voici une liste non exhaustive de recommandations et de lignes directrices pertinentes pour établir les valeurs de référence :

- *Recommandations pour la qualité de l'eau potable au Canada : Document technique – Paramètres radiologiques;*
- *Lignes directrices canadiennes pour la gestion des matières radioactives naturelles (MRN);*
- *Lignes directrices sur le radon du gouvernement du Canada.*

Une dose de référence est généralement la dose efficace totale maximale acceptable, exprimée en millisieverts, qu'un individu représentatif d'une population peut recevoir pendant toute une année en raison des activités du projet. Au Canada, le *Règlement sur la radioprotection* stipule que les doses ne doivent pas dépasser 1 mSv/an pour le public. Cela peut être utilisé par défaut comme dose de référence. Toutefois, la CIPR a également introduit le concept de contrainte de dose basée sur les sources de moins de 1 mSv/an pour les pratiques individuelles (chaque source d'exposition radiologique par rapport à un membre du public en particulier), afin de s'assurer que les doses totales de toutes les pratiques dans la zone visée ne dépassent pas la limite de dose applicable pour le public (CIPR, 2007). Par exemple, une contrainte de dose de 0,3 mSv/an (selon le guide G-320 de la CCSN) a été utilisée au Canada dans le cadre de l'Initiative de la région de Port Hope. Les *Lignes directrices canadiennes pour la gestion des matières radioactives naturelles* (MRN) utilisent également une limite de 0,3 mSv/an afin de justifier des mesures de gestion visant à limiter l'exposition aux MRN.

La dose collective (la dose moyenne multipliée par le nombre de personnes recevant cette dose) est une quantité de doses qui peut être utile pour comparer et optimiser des technologies ou des procédures, principalement dans le cadre d'une exposition opérationnelle. Cependant, la dose collective ne doit pas être utilisée dans l'évaluation des risques ou dans les projections de risque (CIPR 103).



6.4 ÉVALUATION DE L'EXPOSITION

L'évaluation de l'exposition consiste à estimer les rejets du projet pour tous les radionucléides préoccupants, et à déterminer les concentrations dans les milieux environnementaux. Les rejets du projet peuvent être dans l'eau ou dans l'air. Lors que les concentrations de radionucléides ont été estimées, elles doivent être comparées aux lignes directrices fédérales ou provinciales, le cas échéant. Lorsque cela est pertinent, l'évaluation de l'exposition concernant les effets liés au projet devrait être exécutée pour diverses phases du projet, y compris la construction, l'exploitation, le déclassement et l'abandon.

La réalisation de ces estimations peut se faire au moyen de modèles de transport dans l'environnement. Bien que développée pour le calcul des limites opérationnelles dérivées (LOD) des radionucléides provenant des installations nucléaires, la norme CSA N288.1 (CSA, 2008) peut être utilisée dans le cadre de l'évaluation de l'exposition. Cette norme décrit les principales voies d'exposition environnementales. Elle fournit un ensemble de tableaux et de formules incluant tous les indices de transfert et d'autres paramètres nécessaires pour calculer les concentrations de rayonnement dans les différents milieux environnementaux, ainsi que les doses humaines. La norme avait au départ pour but de s'assurer que les limites de dose réglementaires ne soient pas dépassées. Toutefois, la méthode peut également être utilisée pour prédire l'impact d'une installation proposée sur une population humaine.

De plus, *L'évaluation des risques pour les sites contaminés fédéraux au Canada, Partie VII : L'évaluation quantitative détaillée des risques radiologiques pour la santé humaine* (ÉQDR_{RAD}) (Santé Canada, 2010), contient un aperçu des modèles de devenir et de transport disponibles qui peuvent être utilisés dans l'évaluation des risques radiologiques. Ce document contient un inventaire des modèles canadiens et américains, ainsi que des références et des renseignements généraux sur la façon de choisir un modèle approprié. Cette information peut également être obtenue auprès d'autres sources non gouvernementales. Lorsqu'une évaluation utilise la modélisation pour prévoir les concentrations environnementales, elle doit formuler des hypothèses prudentes, autant que possible, et décrire toutes les hypothèses qui ont été formulées.

6.5 ÉVALUATION DES DOSES

Dans le cadre d'une ÉRSR radiologique, le paramètre d'évaluation des impacts pour la santé humaine est habituellement un groupe de récepteurs humains ou une « personne représentative ». La personne représentative est une personne ou un groupe de personne qui en raison de leur emplacement, de leurs habitudes et de leurs caractéristiques métaboliques subiraient les effets radiologiques les plus élevés en raison de leur exposition à une source particulière. Le choix d'une personne représentative nécessite un jugement prudent.

Habituellement, les personnes les plus exposées vivent sur le site ou à proximité du site d'un projet. Elles ont parfois un potager ou du bétail subvenant en totalité ou en partie à leurs besoins alimentaires. Leur approvisionnement en eau potable peut venir d'une source d'eau de surface ou d'eau souterraine à proximité du projet. La personne représentative peut être un membre d'une communauté autochtone qui fréquente occasionnellement la zone à des fins de chasse ou de pêche. L'âge peut également jouer un rôle dans le choix d'une personne représentative, car les nourrissons et les enfants sont habituellement plus sensibles que les adultes aux effets des rayonnements.



L'évaluation de la dose consiste à établir les caractéristiques de la personne représentative, notamment les taux d'ingestion et le temps passé sur place (durée de l'exposition), l'analyse des voies d'exposition et le calcul de la dose efficace. L'évaluation de la dose doit inclure toutes les voies d'exposition et les radionucléides préoccupants qui ont été identifiés dans la phase de l'énoncé du projet. Si des voies d'exposition ou des radionucléides sont exclus, une justification adéquate doit être fournie. Les coefficients de dose peuvent ensuite être utilisés pour convertir ces expositions en estimations de la dose efficace. Les coefficients de dose les plus récents de la CIPR concernant l'inhalation et l'ingestion devraient être utilisés (CIPR 119, 2012b). La dose efficace doit être établie de manière individuelle pour chaque radionucléide et chaque voie d'exposition, et ces données doivent par la suite être additionnées afin d'établir la dose efficace totale. L'évaluation de la dose doit couvrir les conditions de base, les effets du projet et les effets cumulatifs.

Le Tableau 6.1 présente les moyennes à l'échelle de la planète des différentes composantes du rayonnement naturel selon les données fournies par le Comité scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants (UNSCEAR). Dans l'ensemble du Canada, des rayonnements gamma externes provenant de sources terrestres, jumelés à des expositions de rayons cosmiques atteignant la surface de la Terre, produisent une dose de 0,3 à 0,6 mSv/an, selon la localité. La combinaison de radionucléides inhalés ou ingérés donne lieu à une dose de rayonnement de fond moyenne de 2 à 3 mSv/an. Bien que la dose de 2-3 mSv/an soit la dose moyenne de rayonnement de fond, la dose moyenne de rayonnement de fond propre au site doit être établie à l'aide des concentrations de base dans l'environnement déterminées lors des étapes de la collecte de données et de l'évaluation.

Tableau 6.1 : Exposition mondiale moyenne aux sources naturelles de rayonnement (UNSCEAR, 2008).

| Source d'exposition | Dose annuelle efficace (mSv) | |
|--|------------------------------|---------------|
| | Moyenne | Plage type |
| Rayonnement cosmique et radionucléides cosmogéniques | 0,39 | 0,3 – 1,0 |
| Rayonnements terrestres externes | 0,48 | 0,3 – 0,6 |
| Exposition par inhalation (principalement le radon et thoron et leurs descendants) | 1,26 | 0,2 – 10 |
| Exposition par ingestion (provenant du ⁴⁰ K et de séries de radionucléides d'uranium et de thorium) dans les aliments | 0,29 | 0,2 – 0,8 |
| Total | 2,4 | 1 – 10 |

L'évaluation des effets du projet devrait être réalisée en utilisant les concentrations de radionucléides dans l'environnement déterminées lors de l'évaluation de l'exposition. Le cas échéant, une évaluation de la dose provenant des effets du projet devrait être exécutée pour les diverses phases du projet, comme la construction, l'exploitation, le déclassement et l'abandon. Les concentrations dans l'environnement peuvent être utilisées pour déterminer les expositions internes (p. ex. l'ingestion) et externes (p. ex. l'irradiation provenant de la surface du sol) en utilisant les mêmes modèles de voies de pénétration dans l'environnement que décrits précédemment. Pour assurer la clarté, l'évaluation doit fournir un exemple de calcul pour un radionucléide dans chacune des voies de pénétration dans l'environnement – illustrant la méthode étape par étape utilisée pour chaque calcul de dose.



En vertu du paragraphe 19(1) de la LCÉE 2012, une évaluation environnementale doit prendre en compte «... les effets cumulatifs que sa réalisation, combinée à celle d'autres activités concrètes, passées ou futures, est susceptible de causer à l'environnement.» L'ÉE d'un projet doit prendre en considération tous les contaminants provenant d'opérations antérieures qui peuvent être déjà présents dans l'environnement local, ou susceptibles d'être apportés par d'autres projets de développement futur. Des doses efficaces individuelles peuvent déjà exister pour tous les projets dans la zone d'étude; par conséquent, il serait utile d'évaluer les effets cumulatifs en additionnant toutes les doses de rayonnement résultant des diverses opérations individuelles.

Ce document n'aborde pas les effets combinés de l'exposition aux rayonnements et à d'autres risques environnementaux. Les possibles interactions ou synergies entre les contaminants chimiques et les rayonnements sont encore mal comprises. La seule interaction clairement établie est celle qui existe entre les effets du tabagisme et l'exposition au radon dans les cohortes de mineurs d'uranium. Cette interaction a été jugée plus qu'additive, mais moins que multiplicative. Toutefois, il s'agit d'une situation unique impliquant de hauts niveaux d'exposition à la fois au radon et à la fumée de tabac. Lorsque les risques sont très faibles, comme dans la plupart des situations environnementales, il est généralement considéré suffisant de simplement réaliser une sommation des risques individuels liés aux contaminants. Il convient de noter que la somme des risques doit être exécutée uniquement pour le même type d'effet sur la santé (c.-à-d. que le risque de cancer du poumon associé au radon ne devrait pas être combiné au risque de leucémie associé au rayonnement gamma).

6.6 CARACTÉRISATION DES DOSES ET DES RISQUES

Les doses efficaces estimées résultant des conditions de base doivent être utilisées comme point de référence avec les conditions normales, et peuvent être utilisées à des fins de comparaison pour prédire les effets du projet. Toutefois, les doses résultant des conditions de base ne devraient pas être comparées à la dose limite de 1 mSv/an pour les membres du public ou toute autre dose de référence. Les limites de dose sont destinées à des expositions supérieures aux conditions de base existantes.

Les doses efficaces totales estimées concernant les effets du projet et les effets cumulatifs devraient être comparés à la dose limite de 1 mSv/an pour les membres du public, et à toute autre dose de référence pertinente décidée au début de l'évaluation. Lorsque des effets cumulatifs sont prévus, il serait prudent de fixer une contrainte de dose pour le projet (p. ex. 0,3 mSv/an) pour s'assurer que la limite globale de dose du public ne sera pas dépassée.

Il convient de noter tout au long de l'évaluation qu'il existe une grande incertitude dans les valeurs utilisées dans l'évaluation de la dose, peu importe qu'elle soit mesurée ou modélisée. Il n'est pas toujours possible de déterminer quantitativement l'incertitude, auquel cas il faut la décrire qualitativement. Chaque fois que possible, des valeurs prudentes (p. ex. les concentrations environnementales maximales) doivent être utilisées pour compenser l'incertitude.

Lors de la caractérisation du risque, les indices de risques nominaux ajustés pour tenir compte des détriments recommandés par la CIPR peuvent être utilisés pour évaluer les augmentations du risque à l'échelle de la population. Les indices de risque ne sont pas destinés à être utilisés pour évaluer le risque encouru par un individu résultant d'une dose spécifique (CIPR, 2007).



6.7 MESURES D'ATTÉNUATION ET EFFETS RÉSIDUELS

L'alinéa 19(1) de la LCÉE 2012 stipule que l'ÉE devrait inclure (le cas échéant) la mise en œuvre de mesures d'atténuation et de programmes de suivi. L'exécution d'une analyse des voies d'exposition aidera à identifier les effets nocifs dus au rejet de radionucléides ou d'autres impacts associés au projet. S'il y a lieu, le promoteur peut être tenu de préciser les mesures d'atténuation particulières qui seront mises en place pour atténuer ces effets.

Après la mise en place de ces mesures d'atténuation, le promoteur sera tenu d'évaluer quels pourraient être les effets résiduels. Les effets résiduels doivent être identifiés lors de l'ÉE et portés à l'attention de l'autorité responsable (AR). L'AR détermine alors si les effets résiduels sont importants ou non (c.-à-d., si la dose résiduelle est inférieure à la limite de dose pour les membres du public).

6.8 PROGRAMMES DE SUIVI

En vertu de la LCÉE 2012, un « programme de suivi » désigne un programme visant à permettre :

- de vérifier la justesse de l'évaluation environnementale d'un projet désigné;
- de juger de l'efficacité des mesures d'atténuation.

Les résultats d'un programme de suivi peuvent être utilisés pour identifier des méthodes susceptibles de réduire les risques potentiels pour les ramener à des niveaux acceptables. La gestion des risques potentiels futurs peut comprendre l'une ou l'autre des méthodes suivantes :

- a. Des programmes de surveillance de milieux environnementaux spécifiques dans la zone de projet où se trouvent les récepteurs humains sensibles les plus proches;
- b. Des stratégies d'atténuation telles que des modifications à la conception, au plan d'implantation ou à l'emplacement du projet, l'introduction de nouvelles technologies, des changements dans la capacité ou le type de production;
- c. Des stratégies de communication entre le public et le promoteur afin de tenir toutes les parties prenantes informées de tout changement lié aux projets pouvant avoir un impact sur la santé humaine (p. ex. les émissions, les accidents et les défaillances).

Le suivi et la surveillance peuvent tous les deux faire partie intégrante d'un plan de gestion adaptative.

Afin d'obtenir de plus amples renseignements à jour au sujet des programmes de suivi, veuillez contacter l'Agence canadienne d'évaluation environnementale, la Commission canadienne de sûreté nucléaire ou l'Office national de l'énergie, selon le cas.



7

TYPES DE PROJETS RADIOLOGIQUES REQUÉRANT UNE ÉVALUATION ENVIRONNEMENTALE EN VERTU DE LA LCÉE 2012

Toutes les installations participant à des activités du cycle du combustible nucléaire ou de la production de radio-isotopes doivent obtenir un permis d'exploitation auprès de la Commission canadienne de la sûreté nucléaire (CCSN) en vertu de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN). Avant de pouvoir obtenir la délivrance d'un permis en vertu de la LSRN, les projets nucléaires mentionnés dans le *Règlement désignant les activités concrètes* adopté en vertu de la LCÉE 2012 doivent d'abord respecter les exigences d'une ÉE en vertu de la LCÉE. Les activités concrètes mentionnées dans le règlement sont divisées en trois parties selon l'autorité fédérale – l'Agence canadienne d'évaluation environnementale, la CCSN ou l'Office national de l'énergie – chargée de mener l'évaluation environnementale d'un projet désigné comprenant une telle activité. Le règlement vise à identifier les activités concrètes ayant le plus grand potentiel de causer des effets environnementaux nocifs dans des domaines de compétence fédérale. D'autres activités comme l'exploration de l'uranium ne nécessitent pas une évaluation environnementale en vertu de la LCÉE, car elles ne sont pas inscrites dans le *Règlement désignant les activités concrètes*. Elles pourraient toutefois nécessiter une ÉE de la part d'une autre autorité, comme une province ou un territoire. Les lignes directrices précisant la portée de l'évaluation environnementale sont émises par l'autorité responsable (AR) à l'intention du promoteur. L'évaluation est exécutée afin de s'assurer que l'activité n'aura pas d'effets nocifs importants sur la santé humaine ou l'environnement.

Les activités mentionnées aux articles 31 à 38 de l'annexe du *Règlement désignant les activités concrètes* visent la CCSN lorsqu'elles sont réglementées en vertu de la LSRN. En général, les types de projets nécessitant une ÉE en vertu du Règlement sont les suivantes :

- Extraction et concentration de l'uranium;
- Traitement de l'uranium et fabrication de combustible;
- Réacteurs nucléaires;
- Stockage de déchets nucléaires.

Pour de plus amples renseignements au sujet de la réglementation propre à chaque projet régi par la LSRN. Veuillez consulter le site Web de la CCSN à : www.cnsccsn.gc.ca/fra/acts-and-regulations/index.cfm

Les normes et les recommandations de l'Association canadienne de normalisation (CSA) concernant les installations touchées par le cycle du combustible nucléaire peuvent être consultées à titre d'exemple de pratiques exemplaires. Elles sont accessibles sur le site de la CSA à l'adresse : www.csagroup.org/ca/en/services/codes-and-standards?language=caFr



7.1 EXTRACTION ET CONCENTRATION D'URANIUM

L'extraction et la concentration de l'uranium sont régies par la LSRN pour l'ensemble du cycle de vie de l'exploitation minière, incluant la préparation, la construction, l'exploitation, le déclassé et l'abandon du site. Habituellement, le plus grand risque radiologique pour la santé humaine lié à l'exploitation d'une mine d'uranium est l'exposition des travailleurs au radon. Toutefois, les risques pour la santé humaine des membres du public doivent faire l'objet d'une évaluation.

La concentration de l'uranium est normalement réalisée à la mine ou à proximité, et laisse derrière de grandes quantités de déchets appelés résidus qui doivent être éliminés de manière appropriée. Ces résidus contiendront très probablement plusieurs radionucléides possédant une longue durée de vie. Certains de ces radionucléides sont décrits dans le Tableau 7.1 qui suit.

Tableau 7.1 : Isotopes de l'uranium et ses sous-produits susceptibles d'être présents dans le minerai d'uranium

| Radionucléide | Symbole | Demi-vie |
|---------------|-------------------|-------------------------|
| Uranium-234 | ²³⁴ U | 245 000 ans |
| Uranium-235 | ²³⁵ U | 704 millions d'années |
| Uranium-238 | ²³⁸ U | 4,46 milliards d'années |
| Thorium-230 | ²³⁰ Th | 75 000 ans |
| Radium-226 | ²²⁶ Ra | 1 600 ans |
| Plomb-210 | ²¹⁰ Pb | 22 ans |

7.2 TRAITEMENT DE L'URANIUM ET FABRICATION DE COMBUSTIBLE

Lors de l'évaluation des émissions provenant de la transformation de l'uranium et des installations de fabrication de combustible, seuls les isotopes de l'uranium constituent habituellement une source de préoccupation, puisque les produits de désintégration de l'uranium ont été presque entièrement éliminés pendant le processus de concentration au site d'extraction.

7.3 RÉACTEURS NUCLÉAIRES

Tout comme pour l'extraction de l'uranium, l'ensemble du cycle de vie d'un réacteur nucléaire, y compris la préparation, la construction, l'exploitation, le déclassé et l'abandon du site, est régi par la LSRN. La durée de vie de l'exploitation d'un réacteur nucléaire peut être prolongée par sa remise à neuf, qui pourrait inclure le remplacement de diverses composantes du réacteur. Habituellement, le plus grand risque radiologique pour la santé humaine se produira pendant les phases d'exploitation et de déclassé du réacteur, toutefois toutes les étapes du cycle de vie doivent faire l'objet d'une évaluation.



7.4 STOCKAGE DES DÉCHETS RADIOACTIFS

Le gouvernement du Canada a mis en place une structure de politiques, de lois et d'organisations responsables qui régissent la gestion des déchets radioactifs au Canada. Les ministères et les organismes du gouvernement canadien ont des rôles et des responsabilités très clairs conformément aux dispositions de la *Politique-cadre en matière de déchets radioactifs* (1996) pour assurer la gestion sécuritaire des déchets radioactifs.

Les déchets radioactifs peuvent être classés comme déchets de faible activité, de moyenne activité ou d'activité élevée (DFA, DMA ou DAÉ). La CCSN réglemente l'ensemble du cycle de vie de toutes les installations de gestion de déchets, y compris les DFA, les DMA et les DAÉ.

Déchets de faible et de moyenne activités

La plupart des déchets radioactifs entrent dans la catégorie des déchets de faible activité (DFA). Ces déchets comprennent principalement des produits industriels - serpillières, chiffons, serviettes en papier, revêtements temporaires de sol, balayures, vêtements de protection et articles de quincaillerie comme des outils. Les déchets de moyenne activité sont principalement des composants de réacteurs nucléaires utilisés et la présence de sous-produits de la production d'énergie nucléaire, comme les radionucléides ^{60}Co , ^{137}Cs et le tritium devront être pris en compte.

Déchets d'activité élevée

Le combustible usé des centrales nucléaires constitue la composante la plus importante des déchets radioactifs de haute activité. En 2002, la *Loi sur les déchets de combustible nucléaire* a été proclamée pour gérer le combustible nucléaire usé à long terme. La Loi exige la formation d'un organisme indépendant soutenu par les centrales nucléaires - la Société de gestion des déchets nucléaires (SGDN) – chargé d'élaborer et de mettre en œuvre un plan pour le stockage à long terme du combustible nucléaire irradié au Canada. Il est possible d'obtenir des renseignements au sujet des activités de la SGDN à l'adresse : www.nwmo.ca



8

RÉFÉRENCES

Association canadienne de normalisation. (2008). *Guide de calcul des limites opérationnelles dérivées de matières radioactives dans les effluents gazeux et liquides durant l'exploitation normale des installations nucléaires*. CSA Document N288.1-08. Association canadienne de normalisation. Toronto, Canada.

Commission canadienne de sûreté nucléaire (2006a). *Guide d'application de la réglementation G-320. Évaluation de la sûreté à long terme de la gestion des déchets radioactifs*. Décembre 2006.

Commission internationale de protection radiologique, Publication 118 (2012a). *ICRP Statement on Tissue Reactions and Early and Late Effects of Radiation in Normal Tissues and Organs – Threshold Doses for Tissue Reactions in a Radiation Protection Context*. Annals of the ICRP 41(1/2)

Commission internationale de protection radiologique, Publication 119 (2012 b). *Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60*. Annals of the ICRP 41(Suppl.).

Commission internationale de protection radiologique. (1991). *Recommandations 1990 de la Commission internationale de protection radiologique*. CIPR Publication 60. Annals of the ICRP 21(1–3).

Commission internationale de protection radiologique. (2007). *Recommandations 2007 de la Commission internationale de protection radiologique* CIPR Publication 103. Annals of the ICRP 37(2–4).

Knolls Atomic Power Laboratory. (2002). *Nuclides and Isotopes: Chart of the Nuclides*. 16e édition. 2002.

Lignes directrices révisées sur le radon. Gazette du Canada Partie I, Vol. 141, No. 23. 9 juin 2007.

Loi canadienne sur l'évaluation environnementale. L.C. 2012, c. 19, art. 52. 2012.

Disponible à : laws-lois.justice.gc.ca/fra/lois/C-15.21/index.html

Loi canadienne sur la protection de l'environnement. L.C. 1999, c. 33. 1999.

Disponible à : laws-lois.justice.gc.ca/fra/lois/C-15.31/index.html

Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires (LSRN). L.C. 1997, ch. 9. 1997.

Disponible à : laws-lois.justice.gc.ca/fra/lois/N-28.3/index.html

Loi sur les déchets de combustible nucléaire. L.C. 2002, ch. 23. 2002.

Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires, Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires. Mai 2000. Disponible à : laws-lois.justice.gc.ca/fra/reglements/DORS-2000-208/index.html

Règlement sur le transport des marchandises dangereuses. Gazette du Canada Partie II. 20 févr. 2008.

Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 1996 Edition (Revised). Safety Standards Series No. TS-R-1 (ST-1, Revised). Agence internationale de l'énergie atomique.



Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 2009 Edition. Safety Standards Series No. TS-R-1. Agence internationale de l'énergie atomique.

Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 2012 Edition. Specific Safety Requirements, SSR-6.

Santé Canada. (2000). *Lignes directrices canadiennes pour la gestion des matières radioactives naturelles* (MRN). Préparé le groupe de travail sur les MRN du Comité de radioprotection fédéral-provincial-territorial.

Santé Canada. (2007). *Le radon : Guide à l'usage des propriétaires canadiens*. Ottawa : Société canadienne d'hypothèque et de logement et Santé Canada.

Santé Canada. (2009). *Recommandations pour la qualité de l'eau potable au Canada : Document technique – Paramètres radiologiques*. Bureau de la radioprotection, Direction générale de la santé environnementale et de la sécurité des consommateurs, Santé Canada, Ottawa, Ontario. (Catalogue No. H128-1/10-614E-PDF) www.hc-sc.gc.ca/ewh-semt/pubs/water-eau/radiological_para-radiologiques/index-fra.php

Santé Canada. (2010). *L'évaluation des risques pour les sites contaminés fédéraux au Canada, Partie VII : L'évaluation quantitative détaillée des risques radiologiques pour la santé humaine* (ÉQDR_{RAD}). Division des lieux contaminés, Direction de la sécurité des milieux, Santé Canada. Ottawa.

Santé Canada. (2012). *Recommandations pour la qualité de l'eau potable – Tableau sommaire*. Bureau de l'eau, de l'air et des changements climatiques, Direction générale de la santé environnementale et de la sécurité des consommateurs, Santé Canada. Ottawa, Ontario. www.hc-sc.gc.ca/ewh-semt/pubs/water-eau/sum_guide-res_recom/index-fra.php

Santé Canada. (2014). *Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire, Partie 1 : Plan directeur – 5^e édition*. Bureau de la radioprotection, Santé Canada. Ottawa. www.hc-sc.gc.ca/hc-ps/pubs/ed-ud/fnep-pfun-1/index-fra.php

Société canadienne du cancer. (2014). Comité directeur des statistiques sur le cancer de la Société canadienne du cancer. *Statistiques canadiennes sur le 2014*. Toronto, ON.

Société de gestion des déchets nucléaires (SGDNO). (2010). Pour de l'information au sujet des activités de cette société concernant la gestion du combustible nucléaire irradié à long terme, veuillez consulter le site www.nwmo.ca/home?language=fr_FR

U.S. EPA. 1989. *Risk Assessment Guidance for Superfund, (RAGS), Volume I – Human Health Evaluation Manual, Part A*.

UNSCEAR (Comité scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants). (2008). *Volume I: Sources and Effects of Ionizing Radiation*. New York, NY : United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation.



9

LISTE DE RÉFÉRENCES THÉMATIQUES

Academy of Sciences. (2005). *Dose-effect Relationships and Estimation of the Carcinogenic Effects of Low Doses of Ionizing Radiation*. Academy of Science. Paris, France.

Association canadienne de normalisation. (2009). *Déclassement des installations contenant des substances nucléaires*. CSA Document N294-09. Association canadienne de normalisation. Toronto, Canada.

Baweja, A.S., Joshi, S.R. et Demayo, A. (1987). *Radionuclide content of some Canadian surface waters: A report on the National Radionuclides Monitoring Program, 1981–1984*. Water Quality Branch, Environment Canada. Ottawa.

Boice, J.D., Munna, M.T. et Blot, W. J. (2010). Cancer Incidence and Mortality in Populations Living Near Uranium Milling and Mining Operations in Grants, New Mexico, 1950-2004. *Radiation Research*, 174, 624–636.

Brenner, D., Doll, R., Goodhead, D.T., Hall, E.J., Land, C.E., Little et Zaider, M. (2003). Cancer risks attributable to low doses of ionizing radiation: assessing what we really know. *Proceedings of National Academy of Science*, 100(24), 13761–13766.

Commission canadienne de sûreté nucléaire (2008 b). *Conception des nouvelles centrales nucléaires*.

Commission canadienne de sûreté nucléaire. (2006 b). Le rejet de tritium et ses conséquences radiologiques au en 2006.

Commission canadienne de sûreté nucléaire. (2008a). *Normes et recommandations sur le tritium dans l'eau potable*. Ministre des Travaux publics et des Services gouvernementaux.

Commission canadienne de sûreté nucléaire. (2011). Mines et usines de concentration d'uranium au Canada.

Commission internationale de protection radiologique. (1995). Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides : Part 5. Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients. ICRP Publication 72. *Annals of the ICRP* 26(1).

Eisenbud, M. et Gesell, T. (1997). *Environmental Radioactivity – From Natural, Industrial and Military Sources*. New York : Academic Press.

Golder Associates Ltd. (2002). *Bruce Restart Project: Draft Environmental Assessment Study Report. Volume 1 : Main Report*. Rapport préparé pour Bruce Power. Tiverton, Ontario.

Gouvernement du Nouveau-Brunswick. (2013). *Conditions standards pour l'exploration minérale*. www.gnb.ca/0078/minerals/Mineral_Rights_StandardRequirements-f.aspx



Schubauer-Berigan, M.K., Daniels, R.D. et Pinkerton, L.E. (2009). Radon Exposure and Mortality Among White and American Indian Uranium Miners: An Update of the Colorado Plateau Cohort. *American Journal of Epidemiology*, 169 (6) : 718–730.

Tomasek, L., Rogel, A., Tirmarche, M., Mitton, N. et Laurier, D. (2008). Lung Cancer in French and Czech Uranium Miners: Radon-Associated Risk at Low Exposure Rates and Modifying Effects of Time Since Exposure and Age at Exposure. *Radiation Research*, 169, 125-137.

Tracy, B.L., Letourneau, E.G., McGregor, R.G. et Walker, W.B. (1996). Variations in Natural Background Radiation Across Canada. *Environment International*, 22, S55-S60.





ANNEXE A1 LISTE DE CONTRÔLE DES IMPACTS RADIOLOGIQUES DANS LES ÉE

Cette liste de contrôle peut être utilisée pour s'assurer que les principaux éléments d'une évaluation des impacts radiologiques d'une ÉE ont été complétés. Il serait utile d'annexer cette liste de contrôle aux ÉE afin d'identifier les emplacements des éléments clés se rapportant à l'évaluation radiologique, surtout lorsque les éléments se trouvent dans plusieurs sections de l'ÉE.

| ÉNONCÉ DU PROBLÈME | | |
|--------------------|-----------------------|-------------|
| ✓ Points | Emplacement dans l'ÉE | Commentaire |
| 1. | | |
| 2. | | |
| 3. | | |
| 4. | | |
| 5. | | |
| 6. | | |
| 7. | | |

| COLLECTE ET ÉVALUATION DES DONNÉES | | |
|---|------------------------------|--------------------|
| ✓ Points | Emplacement dans l'ÉE | Commentaire |
| 8. Des données de base adéquates ont-elles été collectées, et en particulier existe-t-il des données relatives aux concentrations de base pour les milieux pertinents (p. ex. air, sol, eau souterraine, eau de surface et aliments locaux, le cas échéant)? | | |
| 9. Les lacunes au sujet de l'information existante ont-elles été identifiées? Si oui, indique-t-on de quelle manière il sera possible de réduire ou de minimiser ces lacunes? | | |
| EXPOSURE ASSESSMENT | | |
| ✓ Points | Emplacement dans l'ÉE | Commentaire |
| 10. Les concentrations potentielles des radionucléides résultant du projet ont-elles été calculées pour tous les milieux touchés? | | |
| 11. Le cas échéant, les concentrations de radionucléides résultant du projet ont-elles été calculées pour les différentes phases du projet, comme la construction, l'exploitation, le déclassement et l'abandon? | | |
| 12. Les concentrations de radionucléides dans les milieux environnementaux touchés ont-ils été comparés aux normes fédérales ou provinciales? | | |
| 13. Les concentrations de radionucléides ont-elles été évaluées à l'aide des lignes directrices les plus prudentes disponibles? | | |
| ÉTABLISSEMENT D'UNE DOSE DE RÉFÉRENCE | | |
| ✓ Points | Emplacement dans l'ÉE | Commentaire |
| 14. Une dose de référence appropriée a-t-elle été choisie? | | |
| ÉVALUATION DES DOSES | | |
| ✓ Points | Emplacement dans l'ÉE | Commentaire |
| 15. Les emplacements et la proximité de tous les récepteurs humains potentiels présents et futurs visés par le projet ont-ils été identifiés? | | |
| 16. Les récepteurs humains potentiels présents et futurs les plus sensibles ont-ils été identifiés ainsi que leurs emplacements et leur proximité par rapport au projet (les récepteurs sensibles comprennent les écoles, les garderies, les hôpitaux, les résidences pour personnes âgées, les réserves autochtones, les résidences et les chalets saisonniers)? | | |
| 17. Les récepteurs humains potentiels les plus sensibles ont-ils été évalués dans l'ÉE? Si non, le document contient-il une justification suffisante afin d'expliquer l'utilisation de récepteurs moins sensibles. | | |
| 18. La durée prévue d'exposition a-t-elle été identifiée pour tous les récepteurs pertinents? (p. ex. 24 heures/jour, 365 jours/an pour les résidents). Si la durée d'exposition est moindre que les valeurs maximales (p. ex. 24 heures/jour, 90 jours/an pour les utilisateurs de chalets saisonniers), le document contient-il une justification suffisante concernant l'utilisation de ces valeurs? | | |





| | | |
|--|------------------------------|--------------------|
| 19. Les caractéristiques de tous les récepteurs ont-elles été bien définies (p. ex. les taux d'inhalation, les taux d'ingestion)? | | |
| 20. La dose efficace estimée pour le récepteur le plus sensible par rapport aux conditions de base est-elle fournie? | | |
| 21. La dose efficace estimée pour le récepteur le plus sensible par rapport aux effets du projet est-elle fournie? | | |
| 22. Le cas échéant, les doses efficaces estimées pour le récepteur le plus sensible par rapport aux effets du projet sont-elles fournies pour les différentes phases du projet, comme la construction, l'exploitation, le déclassement et l'abandon? | | |
| 23. A-t-on utilisé les concentrations maximales de radionucléides prévues dans tous les milieux pertinents? Si non, le document contient-il une justification concernant l'utilisation d'autres valeurs? | | |
| 24. Les coefficients de dose appropriés ont-ils été utilisés pour le calcul de la dose efficace? | | |
| 25. Le document contient-il des exemples de calcul des radionucléides pour chacune des voies d'exposition? Ces exemples présentent-ils une méthode étape par étape illustrant les calculs des doses/risques et les mécanismes permettant d'obtenir les résultats? | | |
| 26. Les effets cumulatifs associés à tous les autres projets potentiels ont-ils été inclus dans un scénario de développement futur? | | |
| CARACTÉRISATION DES DOSES ET DES RISQUES | | |
| ✓ Points | Emplacement dans l'ÉE | Commentaire |
| 27. Les doses efficaces tirées de l'évaluation des doses ont-elles été comparées aux doses de référence choisies pour le projet? | | |
| 28. Les incertitudes de chaque étape de l'ÉE ont-elles été décrites de manière qualitative et quantitative? | | |
| 29. Les voies d'exposition, les récepteurs sensibles et les radionucléides ayant le plus d'impact sur les résultats de l'évaluation des risques ont-ils été identifiés, et les incertitudes associées à ces éléments ont-elles fait l'objet d'une attention particulière? | | |
| 30. Les incertitudes ont-elles été évaluées afin d'établir s'il existe des incertitudes inacceptables, et s'il est nécessaire d'obtenir de l'information supplémentaire afin d'établir de manière exacte les risques potentiels pour les humains? | | |
| 31. Le document contient-il des conclusions concernant les risques posés par les dangers identifiés et une conclusion concernant l'acceptabilité des incertitudes identifiées et des lacunes dans les données? | | |
| 32. Le document contient-il des recommandations pertinentes lorsque des risques ou des incertitudes inacceptables et des lacunes au niveau des données ont été relevés? (p. ex. besoin de recueillir des données supplémentaires, propositions de mesures d'atténuation, de surveillance ou de suivi, ou d'autres mesures de gestion des risques). | | |

| MESURES D'ATTÉNUATION, SURVEILLANCE ET EFFETS RÉSIDUELS | | |
|---|------------------------------|--------------------|
| ✓ Points | Emplacement dans l'ÉE | Commentaire |
| 33. Lorsque des risques potentiellement inacceptables ont été identifiés, un plan de gestion des risques a-t-il été élaboré afin de présenter des mesures d'atténuation et de surveillance appropriées afin de s'assurer qu'il n'existe aucun risque inacceptable pour les humains? | | |
| 34. En l'absence de plan de gestion des risques, le document présente-t-il des mesures d'atténuation ayant pour but de réduire les risques à un niveau acceptable? Si aucune mesure d'atténuation n'est prévue, propose-t-on la mise en place de mesures de surveillance? Si non, le document contient-il des justifications adéquates expliquant pourquoi des mesures d'atténuation ou de surveillance ne sont pas requises? | | |
| 35. Le cas échéant, le programme de surveillance est-il suffisamment détaillé afin de vérifier sa pertinence? | | |
| 36. Des mesures de gestion adaptative ont-elles été envisagées si jamais les risques prévus ne correspondent pas aux résultats de surveillance et de suivi? | | |
| SUIVI | | |
| ✓ Points | Emplacement dans l'ÉE | Commentaire |
| 37. Un programme de suivi a-t-il été mis en place afin d'évaluer l'exactitude des prédictions contenues dans l'ÉRSR? | | |



ANNEXE BI GLOSSAIRE

| TERME | DÉFINITION |
|----------------------------|---|
| Activité | Rythme auquel se produit la désintégration dans une matière radioactive, c'est-à-dire le nombre moyen de transformations par unité de temps. Unité SI = Becquerel (Bq) = une désintégration par seconde |
| ADN | Acide désoxyribonucléique - matériel génétique présent dans tous les organismes vivants et qui porte les instructions héritées des processus vitaux. |
| Atome | La plus petite portion d'un élément qui conserve les propriétés chimiques de l'élément. Du grec <i>a tomos</i> signifiant « indivisible ». L'atome est constitué d'électrons chargés négativement en orbite autour d'un noyau chargé positivement constitué de protons et de neutrons. |
| Becquerel (Bq) | L'unité d'activité SI équivalente à une désintégration par seconde. Une désintégration nucléaire correspond au processus qui fait en sorte qu'un radionucléide est transformé en un autre radionucléide ou en élément stable. |
| Cancer | Maladie caractérisée par la croissance incontrôlée et invasive de cellules dérivée d'un tissu normal dans le corps. |
| Capture neutronique | Réaction nucléaire dans laquelle le noyau absorbe un neutron pour former un isotope différent d'un même élément. |
| Contaminant | Présence d'une substance, radioactive ou non radioactive, pouvant être présente à des niveaux supérieurs à ceux normalement ou naturellement contenus dans les niveaux de fond. |
| Contrainte de dose | Seuil administratif de dose, moindre que les limites réglementaires, appliqué à une source unique de rayonnement, afin de s'assurer que la somme des doses provenant de toutes sources ne dépasse pas les limites réglementaires. |
| Curie | Mesure de la quantité de radioactivité représentant à peu près la quantité de radioactivité d'un gramme de radium-226. Cette mesure est égale à $3,7 \times 10^{10}$ désintégrations par seconde ou becquerels. |
| Déchet radioactif | Toute matière liquide, gazeuse ou solide contenant une substance radioactive définie en vertu de la LSRN, et que le propriétaire a déclarée comme déchet. |
| Déclassement | Mesures prises dans l'intérêt de la santé, de la sûreté, de la sécurité et de la protection de l'environnement afin de mettre un terme au fonctionnement d'un établissement ou d'un site de façon permanente et de le remettre dans un état préétabli. |
| Demi-vie | Temps requis pour que l'activité d'un radionucléide diminue à la moitié de sa valeur initiale. |
| Dose | Voir dose absorbée. |
| Dose absorbée | La quantité d'énergie de rayonnement absorbée par unité de masse du milieu récepteur. Pour les évaluations relatives à la santé, le milieu est normalement les organes ou les tissus humains. Unité SI = Gray (Gy) = un joule par kilogramme. La dose absorbée est souvent simplement appelée « dose ». |
| Dose collective | Somme des doses individuelles, multipliée par le nombre de personnes recevant cette dose. La dose collective (personne Sv) = \sum (dose individuelle en Sv) \times (nombre de personnes recevant la dose). |



| TERME | DÉFINITION |
|--|--|
| Dose de minimis | Dose de rayonnement trop faible pour être visée par la réglementation. Venant de <i>minimis non curat lex</i> - « la loi ne se soucie pas des bagatelles. » Par exemple, une dose de 10 microsieverts par an est généralement acceptée comme n'étant pas d'importance pour un individu ou la société. |
| Dose équivalente | Dose absorbée multipliée par un facteur de pondération du rayonnement qui varie de un pour les rayonnements bêta et gamma à 20 pour le rayonnement alpha. La dose équivalente tient compte du fait que certains types de rayonnement sont plus nuisibles que d'autres au même niveau de dose absorbée. L'unité SI de dose équivalente est le sievert (Sv) qui a les mêmes dimensions que le Gray (Gy), c'est-à-dire joules par kilogramme. |
| Eau lourde | L'eau lourde est chimiquement la même que l'eau régulière (légère), mais ses deux atomes d'hydrogène sont remplacés par des atomes de deutérium (D2O). L'atome de deutérium contient un proton et un neutron dans son noyau, par conséquent l'eau lourde possède un poids d'environ 10 % supérieur à l'eau légère. Elle est utilisée dans les réacteurs CANDU en tant que modérateur. |
| Effet déterministe sur la santé | Effet de rayonnement pour lequel un seuil de dose existe au-dessus duquel la gravité de cet effet augmente avec la dose. |
| Effets stochastiques sur la santé | Effets de rayonnement, généralement présumés sans seuil, pour lesquels la probabilité de l'effet augmente avec la dose reçue. |
| Électron | Particule subatomique orbitant autour du noyau de l'atome. L'électron porte une unité de charge électrique négative égale à $-1,602 \times 10^{-19}$ coulombs (une unité de charge électrique). |
| Entreposage | Entreposage à court ou à long terme de déchets radioactifs dans une installation qui en assure le confinement avec possibilité de récupération, et requérant des mécanismes de contrôle et d'entretien institutionnels. |
| Équilibre séculaire | Le taux de désintégration du radionucléide est égal au taux des produits de désintégration du radionucléide parent. Bien que le radionucléide soit constamment en décomposition, sa concentration ne change pas. |
| Fission nucléaire | Réaction nucléaire dans laquelle un noyau lourd se scinde en deux fragments généralement inégaux avec émission d'une grande quantité d'énergie et plusieurs neutrons libres. La réaction est généralement provoquée par un bombardement de neutrons, mais peut également se produire spontanément. |
| Gray (Gy) | Unité SI de dose absorbée égale à un joule par kilogramme. Subdivisé en milligray (mGy) = 1/1000 grays et en microgray (μ Gy) = un millionième de gray. Dans le cas des rayonnements gamma et bêta, la dose absorbée est équivalente à la dose efficace mesurée en sieverts (Sv) (c.-à-d., pour les rayonnements gamma et bêta 1 Gy = 1 Sv). Pour le rayonnement alpha, la dose absorbée doit être multipliée par un facteur de qualité de 20 pour calculer la dose efficace (c.à.d. que pour le rayonnement alpha 1 Gy = 20 Sv). |
| Groupe critique | Groupe de membres du public raisonnablement homogène par rapport à l'exposition provenant d'une source de rayonnements, et composé typiquement des personnes qui reçoivent la plus haute dose équivalente de la source spécifiée. |
| Hypothèse linéaire sans seuil | Hypothèse selon laquelle toutes les expositions aux rayonnements ionisants, même minimales, comportent un certain degré de risque et que ce risque est directement proportionnel à la dose. |
| Indice de risque | Risque absolu à vie lié à l'exposition à une unité de dose de rayonnement, généralement exprimé en pourcentage par Sievert. |



| TERME | DÉFINITION |
|-------------------------------------|--|
| Isotopes | Deux ou plusieurs radionucléides possédant le même nombre de protons (p. ex. appartenant à un même élément), mais un nombre différent de neutrons. |
| DL₅₀ | Dose létale pouvant entraîner un taux de mortalité de 50 %. |
| Limite de rejet dérivée | Mesure des émissions radiologiques provenant d'une installation nucléaire telle que spécifiée par l'organisme de réglementation, cette limite est habituellement basée sur la dose moyenne de rayonnement touchant un membre du groupe critique, qui ne doit pas dépasser la dose de 1 mSv par an. |
| Maladies cardiovasculaires | Maladies du cœur ou de l'appareil circulatoire, incluant les accidents vasculaires cérébraux. |
| Neutron | Particule subatomique sans charge normalement contenue dans le noyau de l'atome. |
| Noyau | Noyau interne de l'atome, contenant des protons et des neutrons, ce qui représente plus de 99,9 % de la masse de l'atome. |
| Nucléide | Espèce nucléaire caractérisée par le nombre de protons et de neutrons dans le noyau. |
| Numéro atomique | Le nombre de protons dans le noyau d'un atome. Le numéro atomique définit de manière unique chaque élément. |
| Photon | Quantum ou grappe d'énergie dans une onde électromagnétique. L'énergie d'un photon est directement proportionnelle à la fréquence de l'onde. |
| Positron | Particule élémentaire stable chargée positivement de $1,6 \times 10^{-19}$ coulombs et dont la masse est de $9,1 \times 10^{-31}$ kg (comparable à un électron, mais chargée positivement). |
| Proton | Particule subatomique chargée positivement normalement contenue dans le noyau de l'atome. |
| Radio-isotope | Isotope instable d'un élément. Le terme « radio-isotope » est souvent utilisé pour décrire un radionucléide possédant des applications médicales ou commerciales. |
| Radionucléide | Espèce nucléaire ou nucléide qui est instable et subit une désintégration radioactive. |
| Radionucléide primaire | Radionucléide possédant une longue demi-vie qui est présent depuis la formation de la Terre. |
| Radionucléides cosmogéniques | Radionucléides produits par le bombardement de molécules dans la haute atmosphère par des rayons cosmiques primaires ou secondaires. |
| Radium | Élément radioactif de numéro atomique 88 membre de la famille alcalino-terreuse. Il est également un précurseur immédiat du radon. |
| Radon | Élément le plus lourd dans la famille des gaz nobles. Le mot « radon » par lui-même est souvent synonyme de son isotope le plus commun, le radon-222, un membre de la famille de désintégration de l'uranium-238. |
| Rayonnement alpha | Forme de rayonnement ionisant constitué de deux protons et deux neutrons, similaire au noyau de l'hélium-4. Les rayonnements alpha ont une faible capacité de pénétration et peuvent être arrêtés par une feuille de papier ou la peau humaine. |
| Rayonnement bêta | Une forme de rayonnement ionisant constitué de positrons chargés positivement ou d'électrons chargés négativement. Le rayonnement bêta est moyennement pénétrant et peut être arrêté par quelques millimètres d'aluminium. |
| Rayonnement cosmique | Rayonnement ionisant provenant du « cosmos » ou l'espace. Le rayonnement cosmique est composé d'environ 90 % de protons, 9 % de noyaux d'hélium-4, et 1 % d'éléments plus lourds. |



| TERME | DÉFINITION |
|-------------------------------------|--|
| Rayonnement gamma | Forme de rayonnement ionisant constitué de photons provenant du rayonnement électromagnétique à très haute fréquence. Les rayonnements gamma possèdent une forte capacité de pénétration, et requièrent une protection d'une épaisseur minimale de 10 centimètres pour assurer une protection efficace. |
| Rayonnement ionisant | Toute forme de rayonnement possédant une énergie suffisante pour arracher les électrons des atomes et ainsi produire des ions. |
| Rayonnement non ionisant | Toute forme de rayonnement possédant une énergie insuffisante pour arracher des électrons des atomes, par conséquent incapable de produire des ions. Les rayonnements non ionisants comprennent toutes les formes de rayonnements électromagnétiques à des fréquences atteignant et incluant la lumière ultraviolette. Ils comprennent également des ondes sonores et ultrasoniques. |
| Récepteur | Dans le cadre des évaluations des effets radiologiques sur la santé des humains, un être humain susceptible d'être exposé à la radioactivité rejetée dans l'environnement. |
| Retombées | Contamination radioactive ou débris qui s'attachent à de petites particules dans l'atmosphère. Elles sont transportées sur de grandes distances selon les modes de circulation de l'air pour éventuellement se fixer au sol. |
| SI (Système international) | Système d'unités officiellement adopté à l'échelle internationale, fondé sur le mètre, le kilogramme, la seconde, et l'ampère. |
| Sievert (Sv) | L'unité SI d'équivalent de dose avec dimensions de joules par kilogramme. Subdivisé en millisievert (mSv) = 1 /1000 et en microsievert (μ Sv) = un millionième de Sievert. |
| Spallation | Réaction nucléaire dans laquelle une particule de haute énergie frappe un noyau et éjecte un ou plusieurs protons ou neutrons. |
| Spectrométrie gamma | Utilisation de détecteurs sensibles aux rayonnements d'énergie, par exemple l'iodure de sodium ou de germanium, qui donnent un signal électrique proportionnel à l'énergie gamma. Puisque chaque radionucléide émet un rayonnement gamma possédant une énergie caractéristique, la spectrométrie gamma peut être utilisée pour établir quels radionucléides sont présents dans un échantillon et en quelles quantités ils le sont. |
| Syndrome d'irradiation aiguë | Une forte exposition à court terme à un rayonnement qui commence à se produire chez les humains à des doses de près d'un Sievert (Sv). Au-dessus de 1 Sv, la gravité de l'effet est proportionnelle à l'augmentation de la dose et devient létale pour 50 % des sujets exposés à une dose d'environ 5 Sv. |
| Thorium | Élément primaire radioactif portant le numéro atomique 90. |
| Thoron | Radon-220, membre de la série de désintégration du thorium-232 (voir aussi <i>radon</i>). |

