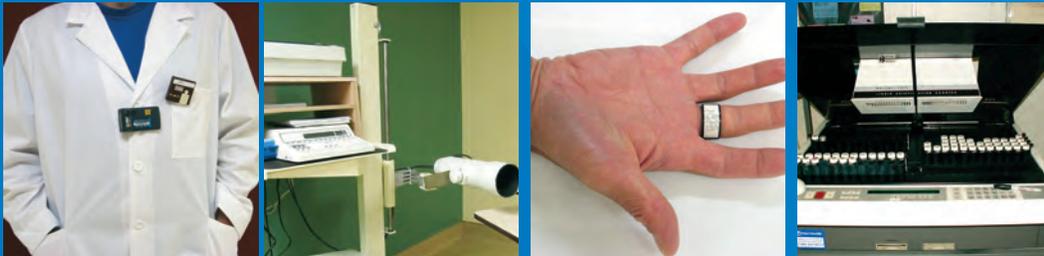




Introduction à la dosimétrie

INFO-0827



Février 2012



Introduction à la dosimétrie

© Ministre de Travaux publics et Services gouvernementaux Canada (TPSGC) 2011
Numéro de catalogue de TPSGC CC172-79/2011F-PDF
ISBN 978-1-100-98361-5

Publié par la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN)
Numéro de catalogue de la CCSN : INFO-0827

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

Also available in English under the title: Introduction to Dosimetry

Disponibilité du document

Les personnes intéressées peuvent consulter le document sur le site Web de la CCSN à suretenucleaire.gc.ca .

Commission canadienne de sûreté nucléaire
280, rue Slater
C.P. 1046, Succursale B
Ottawa (Ontario) K1P 5S9
CANADA
Téléphone : (613) 995-5894 ou 1-800-668-5284 (Canada seulement)
Télécopieur : (613) 995-5086
Courriel : info@cnsccsn.gc.ca
Site web : suretenucleaire.gc.ca

TABLE DES MATIÈRES

| | | |
|------|--|----|
| 1.0 | APERÇU | 1 |
| 2.0 | INTRODUCTION | 2 |
| 3.0 | QU'EST-CE QUE LA DOSIMÉTRIE? | 3 |
| 4.0 | CONCEPTS FONDAMENTAUX | 5 |
| 4.1 | Structure de l'atome | 5 |
| 4.2 | Désintégration radioactive | 5 |
| 4.3 | Types de rayonnements | 5 |
| 5.0 | CONCEPTS RELATIFS AUX DOSES | 8 |
| 5.1 | Dose absorbée | 8 |
| 5.2 | Dose équivalente | 8 |
| 5.3 | Dose efficace | 9 |
| 5.4 | Limites de dose | 9 |
| 6.0 | PRODUCTION DE RAPPORTS ET TENUE DE DOSSIERS SUR LES DOSES | 11 |
| 7.0 | RÔLE DE LA CCSN EN MATIÈRE DE DOSIMÉTRIE | 12 |
| 8.0 | DOSIMÉTRIE EXTERNE | 13 |
| 8.1 | Dosimètres | 13 |
| 8.2 | Dosimétrie du rayonnement photonique et du rayonnement bêta | 15 |
| 8.3 | Rayonnement neutronique | 20 |
| 8.4 | Incertitude des mesures en dosimétrie externe | 22 |
| 8.5 | Méthodes de surveillance de l'exposition externe des travailleurs au rayonnement | 22 |
| 9.0 | DOSIMÉTRIE INTERNE | 24 |
| 9.1 | Essai biologique <i>in vivo</i> (mesure directe de la radioactivité présente dans le corps) | 24 |
| 9.2 | Essai biologique <i>in vitro</i> (mesure de la radioactivité des substances excrétées par l'organisme) | 27 |
| 9.3 | Mesure des produits de désintégration du radon présents dans l'air du milieu de travail | 29 |
| 9.4 | Mode de calcul des doses de rayonnement interne | 31 |
| 9.5 | Incertitude des mesures en dosimétrie interne | 32 |
| 9.6 | Méthodes de surveillance de l'exposition interne des travailleurs au rayonnement | 32 |
| 10.0 | SERVICES DE DOSIMÉTRIE AUTORISÉS | 34 |
| 10.1 | Mode de délivrance des permis de services de dosimétrie par la CCSN | 34 |
| 10.2 | Mode de surveillance des services de dosimétrie autorisés par la CCSN | 35 |
| 11.0 | RÉSUMÉ | 36 |
| 12.0 | GLOSSAIRE | 37 |
| 13.0 | BIBLIOGRAPHIE | 40 |

1.0 APERÇU

Le présent document définit la dosimétrie et présente les notions fondamentales des techniques et pratiques de dosimétrie. Il explique aussi l'importance du choix de méthodes dosimétriques appropriées et on y aborde la façon d'utiliser ces techniques pour démontrer la conformité au *Règlement sur la radioprotection*.

Différents types de rayonnement ionisant sont décrits et la désintégration radioactive y est expliquée. Les concepts de dose absorbée, de dose équivalente et de dose efficace sont présentés et abordés dans le cadre des limites de dose visées par le *Règlement sur la radioprotection*.

Différentes méthodes (directes et indirectes) permettant d'évaluer les doses sont fournies et les diverses techniques de dosimétrie utilisées pour mesurer les doses (selon que la substance nucléaire ou la source de rayonnement se trouve à l'intérieur ou à l'extérieur du corps) sont présentées.

Le recours obligatoire à un service de dosimétrie autorisé, exigé lorsque les doses efficaces sont égales ou supérieures à 5 millisieverts (mSv) par an, est également décrit. Dans le document, on explique la façon dont les exigences réglementaires régissent les services de dosimétrie autorisés afin d'assurer que les doses soient mesurées et contrôlées adéquatement.

Ce document décrit également la façon dont les doses enregistrées par un service de dosimétrie autorisé pour un travailleur donné doivent être versées au Fichier dosimétrique national (FDN) de Santé Canada et la façon dont la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) utilise le FDN pour remplir ses obligations réglementaires. Enfin, le rôle que joue la CCSN en matière de réglementation de la dosimétrie est abordé.

2.0 INTRODUCTION

Le rayonnement est un transfert d'énergie prenant la forme d'ondes ou de particules. Il existe deux catégories de rayonnement : le rayonnement ionisant et le rayonnement non ionisant. Le type de rayonnement traité ici est le rayonnement ionisant.

Les êtres humains sont constamment exposés à de faibles niveaux de rayonnements ionisants que l'on retrouve naturellement dans l'environnement. Les autres sources d'exposition comprennent certains traitements médicaux et d'autres activités qui impliquent l'utilisation de matières radioactives. Des recherches ont démontré que l'exposition aux rayonnements ionisants dépassant certains niveaux peut provoquer des effets néfastes pour la santé, dont le cancer et des maladies héréditaires (effets qui peuvent être transmis à la progéniture). C'est pourquoi l'exposition aux rayonnements ionisants fait l'objet de surveillance et de contrôle.

La Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) a pour mandat de réglementer l'utilisation de l'énergie et des matières nucléaires afin de préserver la santé, la sûreté et la sécurité des Canadiens, et de protéger l'environnement. Dans le cadre de l'exercice de ce mandat, la CCSN est chargée de protéger le public et les travailleurs contre l'exposition aux rayonnements ionisants. Le présent document est axé sur le rayonnement ionisant et les doses qu'il est susceptible d'entraîner.

Pour réaliser son mandat, la CCSN fait principalement appel à son *Règlement sur la radioprotection* [1], qui fixe les limites de dose de rayonnement en s'appuyant sur des études scientifiques rigoureuses. De plus, pour s'assurer que les limites de dose sont respectées, la CCSN exige que les doses de rayonnement soient maintenues au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (principe ALARA) tout en tenant compte des facteurs sociaux et économiques.

En tant qu'organisme de réglementation nucléaire du Canada, la CCSN autorise diverses activités mettant en cause l'énergie nucléaire et les sources radioactives et surveille les doses de rayonnement qui résultent de ces activités autorisées. La CCSN évalue les méthodes utilisées pour mesurer et calculer les doses de rayonnement afin de s'assurer que ces méthodes sont suffisamment précises et exactes par rapport au risque posé par les expositions mesurées. La mesure et le calcul des doses de rayonnement sont appelés dosimétrie, et les méthodes utilisées pour ce faire peuvent être classées en trois catégories générales :

- **Surveillance directe** : La surveillance directe, aussi appelée dosimétrie personnelle, est principalement employée (mais pas exclusivement) pour déterminer les doses reçues par les personnes exposées au rayonnement dans le cadre de leur travail. Au Canada, lorsque les doses efficaces de rayonnement sont susceptibles de dépasser la limite de 5 mSv par an, la dosimétrie personnelle doit être effectuée par un service de dosimétrie autorisé.
- **Surveillance indirecte** : Les méthodes de surveillance indirecte utilisent les débits de dose mesurés dans l'air, les concentrations de substances nucléaires mesurées dans l'air ainsi que d'autres renseignements pour évaluer les doses.
- **Surveillance indirecte** : Méthode privilégiant l'analyse des voies de pénétration dans l'environnement ainsi que d'autres renseignements pour évaluer les doses.

Les techniques de dosimétrie personnelle varient et dépendent en partie de l'endroit où se trouve la source de rayonnement, soit à l'extérieur du corps (externe) ou à l'intérieur (interne). Les dosimètres individuels servent à mesurer les expositions au rayonnement externe. En ce qui concerne les expositions internes, deux techniques de dosimétrie principales sont en cause : la mesure de la présence de substances nucléaires dans le corps ou la mesure de substances nucléaires excrétées par le corps.

Au Canada, les doses de rayonnement reçues par les personnes dépassent rarement les limites réglementaires, en partie parce que les titulaires de permis de la CCSN doivent disposer de programmes de radioprotection visant à maintenir les doses au niveau ALARA. La CCSN examine et approuve les programmes de radioprotection exigés dans le cadre de son processus d'autorisation. Elle vérifie également si les titulaires de permis respectent les exigences relatives à la radioprotection après la délivrance d'un permis.

3.0 QU'EST-CE QUE LA DOSIMÉTRIE?

La dosimétrie consiste à mesurer ou à estimer des doses de rayonnement et à attribuer ces doses à des personnes. Le *Règlement sur la radioprotection* [1] exige que les titulaires de permis contrôlent les doses reçues par les travailleurs et la population et qu'ils les évaluent. Les titulaires de permis doivent faire appel à un service de dosimétrie autorisé pour mesurer les doses lorsqu'il existe une probabilité raisonnable que la dose efficace annuelle reçue par un travailleur du secteur nucléaire (TSN) dépasse 5 mSv.

Il existe deux types d'exposition au rayonnement :

- **L'exposition externe**, qui se produit lorsque la source de rayonnement ou la substance nucléaire se trouve à l'extérieur du corps.
- **L'exposition interne**, qui se produit lorsque le rayonnement est émis par des substances nucléaires se trouvant à l'intérieur du corps.

On se sert habituellement de trois méthodes pour déterminer les doses de rayonnement reçues par les humains : la dosimétrie personnelle, la surveillance indirecte par mesure des débits de dose ou des concentrations de substances nucléaires en suspension dans l'air, ou la surveillance indirecte par analyse des voies de pénétration dans l'environnement.

1. Dosimétrie personnelle

La dosimétrie personnelle sert principalement à vérifier les doses reçues par les travailleurs du secteur nucléaire. Les expositions externes sont généralement surveillées à l'aide de petits détecteurs de rayonnement appelés dosimètres que porte une personne. Les expositions internes sont généralement surveillées en mesurant la présence de substances nucléaires dans le corps ou en mesurant les substances nucléaires excrétées par le corps. Au Canada, les fournisseurs de services de dosimétrie reçoivent une autorisation de la CCSN.

2. Surveillance indirecte par mesure des débits de dose ou des concentrations de substances nucléaires en suspension dans l'air

Cette méthode de surveillance est utilisée lorsqu'une personne se trouve dans un lieu où la concentration de radioactivité dans l'air est connue, ou encore dans un endroit où le champ de rayonnement est connu pendant un laps de temps déterminé. On peut utiliser ces données ainsi que d'autres renseignements pour estimer la dose de rayonnement reçue par la personne pendant cette période.

Cette démarche est souvent utilisée lorsque la source d'exposition est une substance radioactive en suspension dans l'air (comme les produits de filiation du radon) et qu'il est impossible d'effectuer une surveillance individuelle. Dans ce cas-là, la concentration dans l'air des produits de filiation du radon (à un endroit particulier ou à proximité immédiate de chaque travailleur) est mesurée par échantillonnage de l'air ou grâce à une autre méthode, et le temps passé par la personne dans ce lieu est consigné. Des mesures telles que les concentrations de la radioactivité dans l'air, la période enregistrée de présence dans ce lieu et les taux d'inhalation de l'air peuvent alors servir à évaluer la dose reçue par la personne. Cette méthode est souvent appelée surveillance des lieux de travail.

3. Surveillance indirecte par analyse des voies de pénétration dans l'environnement

Une deuxième méthode de surveillance indirecte est fondée sur ce qu'on appelle l'analyse des voies de pénétration dans l'environnement. Avec cette méthode, les expositions de la population sont modélisées en mesurant la quantité de substances nucléaires rejetées dans l'environnement par une source (comme une cheminée d'échappement) ou en mesurant la présence de substances nucléaires dans l'environnement où se trouve des personnes.

L'analyse des voies de pénétration dans l'environnement est la méthode la plus courante pour estimer les doses reçues par la population. Avec cette méthode, les doses sont calculées en utilisant des données propres au site, telles que la quantité de substances nucléaires présentes dans l'air, dans l'eau ou les produits cultivés

localement. Bien que ces calculs de doses ne constituent que des estimations, elles sont assez réalistes car elles se fondent sur des concentrations mesurées dans l'air, dans l'eau et dans les aliments. Cette analyse comprend également des données prudentes relatives aux activités et aux habitudes alimentaires des personnes vivant à proximité des installations autorisées par la CCSN. La figure 1 fournit une illustration de l'analyse des voies de pénétration dans l'environnement.

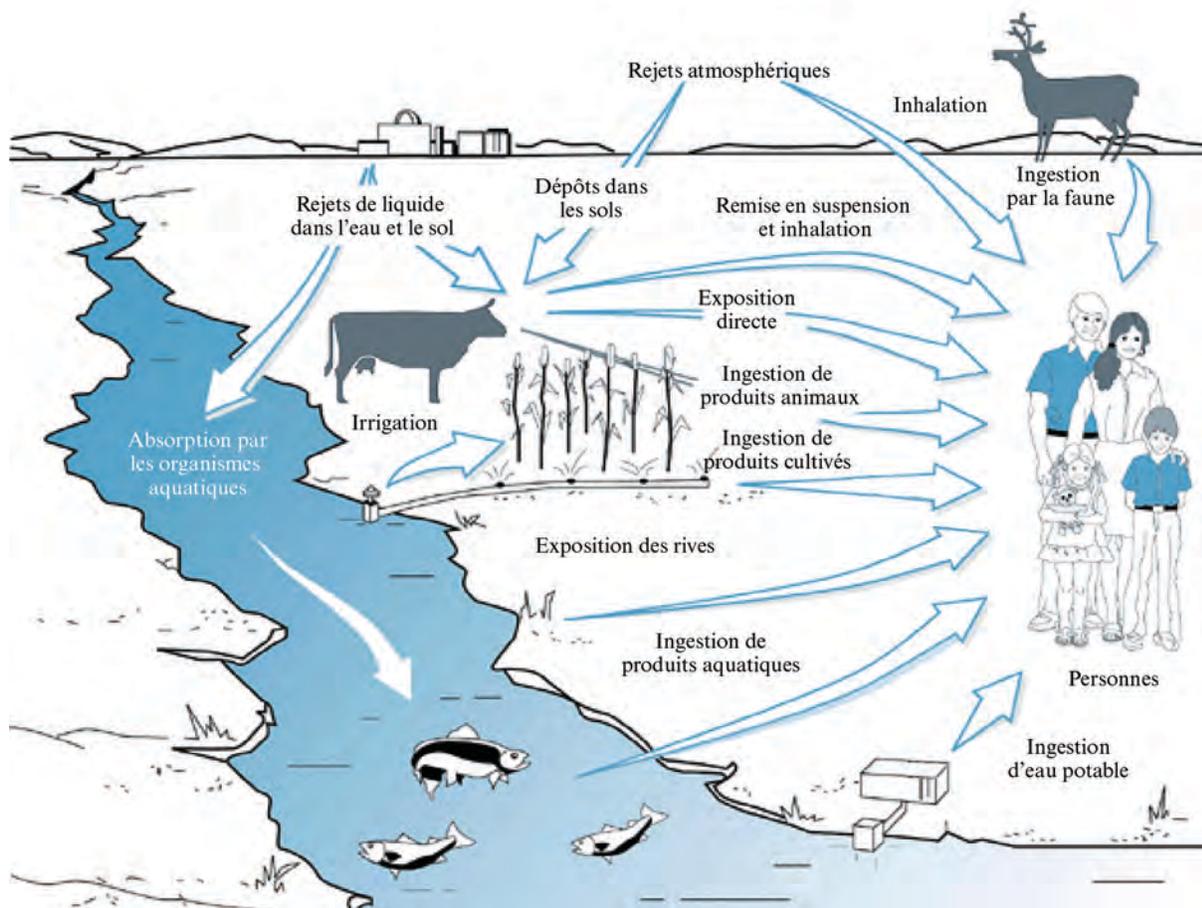


FIGURE 1. Analyse des voies de pénétration dans l'environnement.

4.0 CONCEPTS FONDAMENTAUX

Pour comprendre la dosimétrie, il convient également de connaître d'autres concepts comme la structure de l'atome, la désintégration radioactive et les types de rayonnements. Ces concepts sont respectivement présentés dans les sections 4.1, 4.2 et 4.3.

4.1 Structure de l'atome

Un atome est composé d'un noyau contenant deux sortes de particules subatomiques : les protons et les neutrons. Les protons présentent une charge électrique positive et les neutrons sont neutres électriquement. Le noyau a par conséquent une charge globale positive.

Une troisième catégorie de particules subatomiques, soit les électrons, entoure le noyau de l'atome. Les électrons sont chargés négativement et ont une masse bien plus petite que les neutrons et les protons.

Chaque élément du tableau périodique représente un atome qui possède un nombre unique de protons. Le nombre de protons présents dans un atome est appelé le numéro atomique. Le nombre total de protons et de neutrons présents dans le noyau est appelé le nombre de masse atomique.

Les atomes qui possèdent le même nombre de protons (qui ont le même numéro atomique et représentent par conséquent le même élément), mais un nombre différent de neutrons (et par conséquent des nombres de masse atomique différents), sont appelés isotopes. Par exemple, l'hydrogène possède les trois isotopes suivants :

- l'hydrogène (dont l'abréviation est ^1H), qui présente un proton;
- le deutérium (^2H), qui présente un proton et un neutron;
- le tritium (^3H), qui présente un proton et deux neutrons.

4.2 Désintégration radioactive

Les isotopes peuvent être subdivisés en deux catégories : les isotopes stables et les isotopes radioactifs. Dans ce document, les isotopes radioactifs seront également qualifiés de « substances nucléaires radioactives » ou de « substances nucléaires ».

Dans un isotope stable, le nombre de protons et de neutrons présents dans le noyau est équilibré dans une configuration stable.

Un isotope radioactif est instable à cause d'un nombre inégal de protons et de neutrons présents dans le noyau (souvent lorsque le rapport entre neutrons et protons est trop bas). Le noyau d'un isotope radioactif se désintègre de lui-même dans le cadre d'un processus appelé désintégration radioactive, processus au cours duquel il émet l'énergie excédentaire afin de devenir stable. Cette énergie est appelée rayonnement.

Le processus de désintégration radioactive aboutit à la création d'un noyau plus stable. Toutefois, le noyau nouvellement formé peut toujours être radioactif (bien que plus stable que le noyau antérieur). Le processus va se poursuivre jusqu'à ce qu'un noyau stable soit créé, soit au moment où la désintégration radioactive va s'arrêter. Le temps nécessaire pour qu'une substance nucléaire se désintègre de moitié par rapport à sa valeur initiale s'appelle la « demi-vie radioactive ». Chaque substance nucléaire a une période de demi-vie radioactive unique.

La quantité de rayonnement émis par l'isotope d'un élément est appelée l'activité et l'unité servant à la mesurer est le becquerel (Bq). Un becquerel correspond à la désintégration d'un atome par seconde.

4.3 Types de rayonnements

Le rayonnement est un transfert d'énergie sous forme d'ondes ou de particules. Le rayonnement est généralement classé en rayonnement ionisant et en rayonnement non ionisant.

Le rayonnement ionisant possède suffisamment d'énergie pour retirer un électron d'un atome. Il comprend le rayonnement provenant de sources naturelles et de sources artificielles.

Le rayonnement non ionisant comporte moins d'énergie que le rayonnement ionisant et est incapable de retirer un électron d'un atome. Les ondes radioélectriques et les micro-ondes comptent parmi les exemples de rayonnement non ionisant.

Le rayonnement de fond correspond au rayonnement présent en permanence dans l'environnement. Il est émis par des sources naturelles et artificielles.

Le présent document est axé sur le rayonnement ionisant et les doses qu'il est susceptible d'entraîner. Quatre catégories principales de rayonnement ionisant y sont abordées :

- le rayonnement alpha;
- le rayonnement bêta;
- le rayonnement photonique (rayons X et rayons gamma);
- le rayonnement neutronique.

Les rayonnements alpha et bêta peuvent être émis lorsqu'un noyau subit une désintégration radioactive. Souvent, les particules alpha et bêta sont également accompagnées d'une émission d'énergie supplémentaire sous forme de rayonnement photonique.

Le rayonnement neutronique peut être généré par la fission nucléaire qui se produit uniquement avec certaines substances nucléaires présentant un numéro atomique élevé, comme l'uranium et le plutonium. À l'exception de certains fragments de la fission présentant une période radioactive très courte, et du californium 252 qui se fissionne spontanément, aucun autre radio-isotope n'émet de neutrons. Pour émettre des neutrons, les autres sources de neutrons dépendent de réactions nucléaires.

Peu importe la source, ces différentes catégories de rayonnements (alpha, bêta, photonique et neutronique) sont toutes capables de pénétrer dans le corps humain à des degrés divers (voir la figure 2) et d'entraîner une dose de rayonnement.

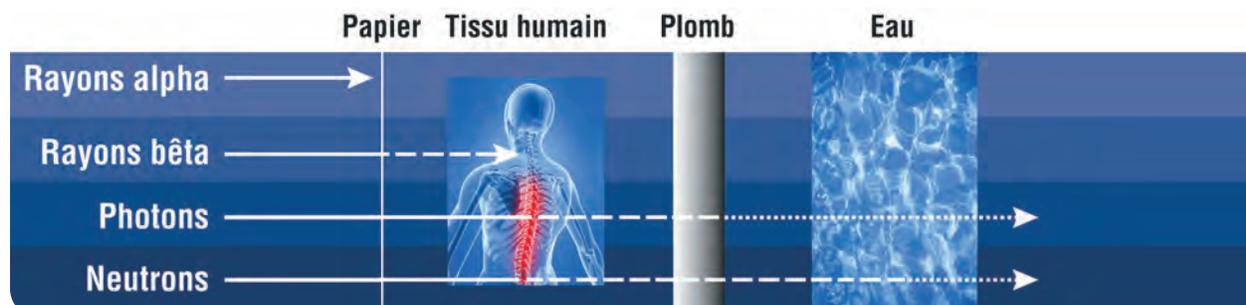


FIGURE 2. Degré de pénétration des différents types de rayonnements ionisants

Rayonnement alpha (α)

Le rayonnement alpha (α) est constitué de particules alpha comportant chacune deux protons et deux neutrons, et portant une double charge positive. En raison de leur masse et de leur charge relativement importantes, leur capacité de pénétration dans la matière est extrêmement limitée. Le rayonnement alpha peut être arrêté par une feuille de papier ou la couche de cellules mortes de la peau. Par conséquent, le rayonnement alpha produit par des substances nucléaires se trouvant en dehors du corps ne présente pas de risque d'irradiation. Toutefois, lorsque des substances nucléaires émettant du rayonnement alpha sont ingérées dans l'organisme (par exemple en les respirant ou en les mangeant), l'énergie du rayonnement alpha

est complètement absorbée dans les tissus corporels. Pour cette raison, le rayonnement alpha constitue seulement un risque interne. Parmi les substances nucléaires subissant une désintégration alpha, on peut citer le radon 222 qui se désintègre en polonium 218 [2].

Rayonnement bêta (β)

Le rayonnement bêta (β) est constitué de particules chargées qui sont éjectées du noyau d'un atome et qui sont physiquement identiques aux électrons. Les particules bêta ont une charge négative, sont très petites et peuvent pénétrer plus profondément que les particules alpha. Il est néanmoins possible d'arrêter la majeure partie du rayonnement bêta avec une protection minimale, comme des feuilles de plastique, de verre ou de métal. Lorsque la source de rayonnement se trouve à l'extérieur du corps, le rayonnement bêta d'une énergie suffisante peut entrer dans le corps en traversant la couche de cellules mortes de l'épiderme et communiquer son énergie aux cellules vivantes de la peau. Cependant, la capacité du rayonnement bêta à pénétrer dans les tissus et organes corporels plus profonds est très limitée. Les substances nucléaires émettant du rayonnement bêta peuvent également s'avérer dangereuses lorsqu'elles sont ingérées dans l'organisme. Parmi les substances nucléaires subissant une désintégration bêta, on peut citer le tritium (hydrogène 3) qui se désintègre en hélium 3 [2].

Rayonnement photonique (rayonnement gamma [γ] et rayons X)

Le rayonnement photonique est un rayonnement électromagnétique. Deux types de rayonnement photonique présentent un intérêt sur le plan dosimétrique : le rayonnement gamma [γ] et les rayons X.

Le rayonnement gamma se compose de photons provenant du noyau et les rayons X se composent de photons¹ produits à l'extérieur du noyau.

Bien que le rayonnement électromagnétique soit souvent appelé « rayonnement gamma », le présent document utilise l'expression « rayonnement photonique » afin d'inclure les rayons X produits par des substances nucléaires. Le rayonnement photonique peut pénétrer très profondément et, dans certains cas, son intensité ne peut être réduite qu'à l'aide de matières assez denses comme l'acier ou le plomb. En général, le rayonnement photonique peut traverser des distances plus grandes que les rayonnements alpha ou bêta et il peut pénétrer les tissus et les organes lorsque la source de rayonnement se trouve hors du corps. Le rayonnement photonique peut également être dangereux lorsque des substances nucléaires émettrices de photons sont incorporées dans l'organisme. Parmi les substances nucléaires qui émettent des photons, on peut citer le cobalt 60 qui se désintègre en nickel 60 [2].

Rayonnement neutronique (n)

Mis à part le rayonnement cosmique, la fission spontanée est la seule source naturelle de neutrons (n). Une source courante de neutrons est un réacteur nucléaire où la scission d'un noyau d'uranium ou de plutonium s'accompagne d'une émission de neutrons. Les neutrons produits par chaque fission peuvent frapper le noyau d'un atome à proximité et provoquer une autre fission, entraînant une réaction en chaîne. La production d'électricité d'origine nucléaire se fonde sur ce principe.

Toutes les autres sources de neutrons dépendent de réactions dans lesquelles un noyau est bombardé par un certain type de rayonnement (comme un rayonnement photonique ou un rayonnement alpha) et dont l'effet sur le noyau se traduit par l'émission d'un neutron. Les neutrons peuvent pénétrer dans les tissus et les organes du corps humain lorsque la source de rayonnement se trouve en dehors du corps. Les neutrons peuvent également être dangereux lorsque les substances nucléaires émettrices de neutrons sont déposées dans l'organisme. Le rayonnement neutronique est mieux arrêté ou absorbé par des matériaux contenant des atomes d'hydrogène, comme la paraffine et les plastiques. Ceci est dû au fait que les neutrons et les atomes d'hydrogène ont des masses atomiques similaires et entrent facilement en collision les uns avec les autres.

¹ Un photon est une particule élémentaire correspondant au quantum fondamental de la lumière et de toutes les autres formes de rayonnement électromagnétique.

5.0 CONCEPTS RELATIFS AUX DOSES

Lorsque le rayonnement ionisant pénètre dans la matière, par exemple dans le corps humain, il lui communique de l'énergie. L'énergie absorbée par unité de masse à la suite de l'exposition au rayonnement porte le nom de dose. Trois différentes quantités de dose de rayonnement sont présentées dans les sections 5.1, 5.2 et 5.3 : la dose absorbée, la dose équivalente et la dose efficace. La figure 3 résume la relation entre ces quantités, qui sont définies en détail dans leurs sections respectives. Enfin, la section 5.4 traite des limites de dose.

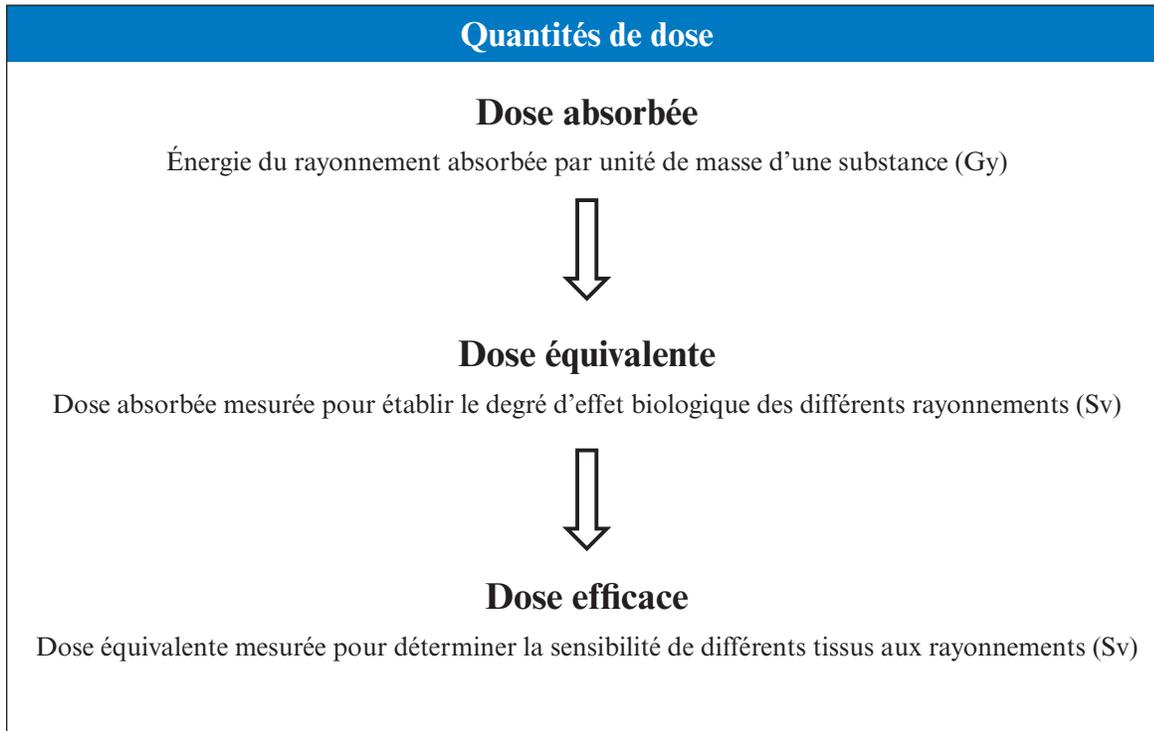


FIGURE 3. Relation entre la dose absorbée, la dose équivalente et la dose efficace

5.1 Dose absorbée

La dose absorbée correspond à la quantité d'énergie moyenne déposée dans la matière (par exemple un tissu humain). L'unité de dose absorbée est le gray (Gy). Un gray correspond à une énergie déposée d'un joule dans un kilogramme de matière.

5.2 Dose équivalente

Lorsqu'une matière vivante absorbe le rayonnement, celui-ci peut produire un effet biologique. Étant donné que l'interaction avec les matières biologiques varie en fonction des différents types de rayonnement ionisant, des doses absorbées ayant une valeur identique n'ont pas nécessairement les mêmes effets biologiques. Par exemple, 1 Gy de rayonnement alpha est plus nocif pour les tissus que 1 Gy de rayonnement bêta. Ceci s'explique par le fait que les particules alpha ont une charge plus grande et communiquent leur énergie de manière plus dense le long de leur trajectoire.

Un facteur de pondération radiologique (w_R) est utilisé pour mettre en équivalence les différents types de rayonnement et leur efficacité biologique respective. Ces facteurs de pondération figurent à l'annexe 2 du *Règlement sur la radioprotection* [1]. Dans cette annexe, les doses absorbées sont multipliées par leurs facteurs

de pondération radiologique respectifs afin d'obtenir des doses équivalentes. Le concept de dose équivalente permet de comparer le degré de nocivité potentielle des différents types de rayonnement ionisant. L'unité de dose équivalente est le sievert (Sv). On peut donc affirmer qu'une dose équivalente correspondant à 1 Sv de rayonnement alpha aura en moyenne les mêmes effets biologiques qu'une dose équivalente correspondant à 1 Sv de rayonnement bêta.

5.3 Dose efficace

Le mode de réaction biologique à un type de rayonnement donné peut varier en fonction des tissus et des organes. Par exemple, une dose équivalente donnée (par sievert) risque davantage d'entraîner un cancer fatal du poumon plutôt que de la glande thyroïde. Les effets peuvent varier tant sur le plan du type que de l'ampleur et doivent être pris en considération lorsqu'on évalue le détriment total de l'exposition au rayonnement sur la santé humaine. Ceci est pris en compte en multipliant la dose équivalente reçue par un organe ou un tissu par son facteur de pondération (w_T) respectif.

Les facteurs de pondération des organes et tissus figurent à l'annexe 1 du *Règlement sur la radioprotection* [1]. Pour chaque organe ou tissu, les doses pondérées sont calculées en utilisant leurs facteurs de pondération respectifs, et ils sont ensuite additionnés pour obtenir la dose efficace totale reçue par l'ensemble de l'organisme. Les facteurs de pondération des organes et des tissus tiennent compte de la susceptibilité relative d'une partie du corps au cancer, au décès et aux effets héréditaires. L'unité utilisée pour exprimer la dose efficace est également le sievert (Sv).

5.4 Limites de dose

Les limites de dose prescrites par le *Règlement sur la radioprotection* [1] font spécifiquement référence à la dose équivalente et à la dose efficace. Des limites sont mises en place pour réduire le plus possible le risque d'effets nocifs sur la santé causés par l'exposition aux rayonnements. Ces effets sont classés en deux catégories : les effets stochastiques et les effets déterministes.

- Un effet stochastique est un effet nuisible sur la santé dont la probabilité de survenir augmente proportionnellement à la dose de rayonnement reçue (plus la dose est élevée, plus la probabilité d'occurrence est grande). La gravité d'un effet stochastique ne dépend pas de la dose. Les effets stochastiques comprennent entre autres le cancer et les maladies héréditaires.
- Un effet déterministe est un effet nuisible sur la santé causé par l'exposition au rayonnement et dont la gravité augmente avec les doses reçues au-delà d'un certain seuil (les dommages augmentent proportionnellement avec l'augmentation de la dose au-delà de ce seuil). Les effets déterministes comprennent entre autres les brûlures cutanées et la formation de cataractes.

Limites de dose efficace

Les limites de dose efficace prescrites par le *Règlement sur la radioprotection* (voir le tableau 1) [1] réduisent la probabilité des effets stochastiques. Ces restrictions suffisent également à limiter les effets déterministes pour presque tous les organes et tissus.

TABLEAU 1. Limites réglementaires de dose efficace

| Personne | Période | Limite de dose efficace |
|--|--------------------------------------|-------------------------|
| Travailleur du secteur nucléaire, y compris les travailleuses du secteur nucléaire enceintes | a) Période de dosimétrie d'un an | 50 |
| | b) Période de dosimétrie de cinq ans | 100 |
| Travailleuse du secteur nucléaire enceinte | Reste de la grossesse | 4 |
| Toute personne qui n'est pas un travailleur du secteur nucléaire | Une année civile | 1 |

Toutefois, les limites de dose efficace indiquées au tableau 1 peuvent ne pas toujours protéger la peau (et la peau des mains et des pieds) et les yeux des effets déterministes. Ces zones particulières du corps sont plus sensibles à certains types de rayonnement (tels que le rayonnement bêta et le rayonnement photonique de faible énergie). Par conséquent, elles nécessitent des limites de dose supplémentaires pour les expositions localisées. L'article 14 du *Règlement sur la radioprotection* [1] précise ces limites supplémentaires, reprises au tableau 2 du présent document et qui s'appliquent uniquement aux organes et tissus particuliers énumérés.

TABLEAU 2. Limites réglementaires de dose équivalente

| Organe ou tissu | Personne | Période | Dose équivalente (mSv) |
|---------------------|-------------------------------------|-------------------------------|------------------------|
| Cristallin de l'œil | a) Travailleur du secteur nucléaire | Période de dosimétrie d'un an | 150 |
| | b) Toute autre personne | Une année civile | 15 |
| Peau* | a) Travailleur du secteur nucléaire | Période de dosimétrie d'un an | 500 |
| | b) Toute autre personne | Une année civile | 50 |
| Mains et pieds | a) Travailleur du secteur nucléaire | Période de dosimétrie d'un an | 500 |
| | b) Toute autre personne | Une année civile | 50 |

* Lorsque la peau de l'ensemble du corps est uniformément exposée au rayonnement, un facteur de pondération des tissus de 0,01 s'applique à la peau afin de calculer sa contribution à la dose efficace. Le facteur de pondération des tissus de 0,01 est supposé protéger la peau de façon adéquate des nuisances liées à l'exposition au rayonnement ionisant.

Le *Règlement sur la radioprotection* [1] s'appuie en grande partie sur les recommandations de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR) qui se compose de scientifiques éminents et de plusieurs grands spécialistes de la radioprotection. Le Règlement se fonde également sur de nombreuses normes et directives qui émanent de l'Agence internationale de l'énergie atomique.

Les limites de doses réglementaires s'appuient sur des preuves scientifiques concernant les risques potentiels pour la santé humaine liés à l'exposition au rayonnement. Les limites de doses professionnelles sont fixées à des niveaux assez bas, en dessous desquels elles ne sont pas susceptibles de causer du tort. Par mesure de prudence, on part du principe que toute exposition au rayonnement comporte certains risques, même lorsqu'elle est inférieure à la limite de dose réglementaire. Pour cette raison, la réglementation exige en outre de maintenir toutes les doses au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA), compte tenu des facteurs sociaux et économiques. Cette exigence est habituellement dénommée principe ALARA, acronyme de l'expression anglaise « As Low As Reasonably Achievable ». Il convient de noter que les limites de doses fixées pour les travailleurs sont différentes de celles pour les membres du public.

6.0 PRODUCTION DE RAPPORTS ET TENUE DE DOSSIERS SUR LES DOSES

La CCSN exige que chaque titulaire de permis contrôle et enregistre les doses attribuées à une personne dans le cadre de ses fonctions ayant trait à une activité autorisée, ou lorsqu'elle est présente là où l'activité est effectuée. Les titulaires de permis doivent mettre leurs registres des doses de rayonnement à la disposition de la CCSN et lui en faire rapport.

Lorsque les mesures des doses de rayonnement sont enregistrées par un service de dosimétrie autorisé, les registres relatifs aux travailleurs du secteur nucléaire (TSN) doivent également être versés au Fichier dosimétrique national (FDN), accompagnés de certains renseignements personnels précisés par le *Règlement sur la radioprotection* [1]. La dose reçue par une personne et communiquée au FDN est habituellement appelée la « dose enregistrée ».

Le FDN est une base de données maintenue et gérée par Santé Canada, et qui permet d'assurer le suivi des doses de rayonnement reçues par les personnes enregistrées tout au long de leur vie. Santé Canada permet à la CCSN d'accéder au FDN et l'avise de tout enregistrement indiquant le dépassement d'une limite de dose. L'identification rapide de tels enregistrements permet à la CCSN d'agir immédiatement pour s'assurer que les titulaires de permis ont pris les mesures qui s'imposent.

L'accès au FDN permet à la CCSN d'obtenir des renseignements sur des sujets comme les tendances dans les données concernant les doses d'installations ou de groupes d'installations, des informations détaillées sur les doses concernant des personnes ou des titulaires de permis, et des données permettant de réaliser des études sur la santé, y compris des études épidémiologiques.

La CCSN a conclu un protocole d'entente avec Santé Canada établissant les responsabilités de Santé Canada à l'égard du fonctionnement du registre, du maintien des informations requises en vertu du *Règlement sur la radioprotection* [1] et de la mise à la disposition de ces renseignements à la CCSN sous forme électronique et par le biais de demandes écrites.

7.0 RÔLE DE LA CCSN EN MATIÈRE DE DOSIMÉTRIE

Le rôle de la CCSN en matière d'évaluation des programmes de dosimétrie des titulaires de permis varie en fonction des doses susceptibles d'être reçues par les travailleurs et la population en raison d'une activité autorisée donnée.

- **Lorsque les doses efficaces reçues par les TSN peuvent dépasser 5 mSv pendant une période de dosimétrie d'un an :** Si les TSN risquent de recevoir des doses efficaces supérieures à 5 mSv au cours d'une période de dosimétrie d'un an, le *Règlement sur la radioprotection* [1] exige que les titulaires de permis fassent appel à des services de dosimétrie autorisés pour mesurer et contrôler les doses de rayonnement. Cette exigence permet le contrôle des doses avec une exactitude et une précision suffisantes.
- **Lorsqu'il n'est pas prévu que les doses efficaces reçues par les TSN dépassent 5 mSv pendant une période de dosimétrie d'un an :** S'il n'est pas prévu que les doses efficaces dépassent 5 mSv pendant une période de dosimétrie d'un an, les titulaires doivent évaluer les doses reçues par leurs employés mais ne sont pas tenus de faire appel à des services de dosimétrie autorisés. Dans de tels cas, les titulaires de permis peuvent choisir d'utiliser des services de dosimétrie autorisés ou déterminer les doses à l'aide d'autres techniques acceptables en fonction du niveau de risque. Lors de la prise en considération d'une demande (pour une installation ou une activité) visant à mesurer les doses par d'autres moyens qu'un service de dosimétrie autorisé, la CCSN évalue la méthode de mesure suggérée par le demandeur compte tenu du risque potentiel relatif.²

Dans tous les cas, la CCSN évalue la méthode de mesure utilisée pour déterminer les doses reçues par les travailleurs et la population, aussi bien lorsqu'elle décide s'il faut octroyer un permis que durant ses évaluations continues de la conformité du titulaire de permis. La CCSN veille également à ce que les doses reçues par les travailleurs et le grand public soient déterminées, enregistrées et signalées conformément à l'article 27 de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*. Le personnel de la CCSN inspecte et surveille la conformité à ces exigences pour assurer l'enregistrement adéquat des doses de rayonnement reçues par la population au Canada.

Le reste du présent document traite en partie de la méthode de dosimétrie directe utilisée pour estimer les doses individuelles. On y détaillera les méthodes dosimétriques utilisées pour mesurer les doses de rayonnement reçues par les personnes soumises à des expositions externes et internes et il décrira le processus d'autorisation de la CCSN destiné aux services de dosimétrie.

² Même s'ils ne sont pas tenus de le faire, de nombreux titulaires de permis ont recours à des services de dosimétrie autorisés pour mesurer et contrôler les doses de rayonnement des personnes susceptibles de recevoir des doses efficaces annuelles bien inférieures à 5 mSv.

8.0 DOSIMÉTRIE EXTERNE

La dosimétrie externe est la mesure d'une dose lorsque la source de rayonnement se trouve à l'extérieur du corps (externe). En ce qui concerne les doses reçues par les êtres humains, la dosimétrie externe porte par conséquent sur les rayonnements capables de traverser la peau : le rayonnement bêta, le rayonnement photonique et le rayonnement neutronique. Étant donné que les photons et les particules bêta interagissent par le biais de forces électroniques (interactions entre particules chargées électriquement) et que les neutrons le font par le biais de forces nucléaires, leurs méthodes de détection et de dosimétrie sont substantiellement différentes.

Le principe fondamental de la dosimétrie externe consiste à déterminer la quantité d'énergie absorbée dans la matière et plus spécialement les tissus humains.

La section 8.1 décrit les caractéristiques générales des dosimètres, les différents types de dosimètres et les facteurs à prendre en considération lors du choix d'un dosimètre. La section 8.2 présente trois sortes de dosimètres qui permettent de mesurer le rayonnement bêta et le rayonnement photonique, et la section 8.3 traite des dosimètres à neutrons. La section 8.4 explique les raisons de l'incertitude éventuelle des valeurs des doses externes calculées à l'aide d'un dosimètre et la façon de tenir compte de cette incertitude. Enfin, les méthodes utilisées pour surveiller l'exposition externe des travailleurs aux rayonnements sont présentées à la section 8.5.

8.1 Dosimètres

Un dosimètre est un petit appareil de détection du rayonnement porté par une personne et qui sert à mesurer les doses de rayonnement ionisant.

Caractéristiques générales

Les dosimètres sont classés en deux catégories générales : les dosimètres passifs et les dosimètres actifs.

- Un dosimètre passif produit un signal radio-induit qui est stocké dans l'appareil. Le dosimètre est ensuite traité et les résultats sont analysés.
- Un dosimètre actif produit un signal radio-induit et affiche une lecture directe de la dose détectée ou du débit de dose en temps réel.

Au Canada, les services de dosimétrie sont autorisés à utiliser uniquement des dosimètres passifs. Des dosimètres passifs sont fournis aux utilisateurs qui les portent pendant un laps de temps défini (ce laps de temps est appelé période d'échange ou période de port). Les dosimètres sont ensuite retournés au service de dosimétrie qui les traite, les analyse et envoie les résultats des doses aux utilisateurs et au FDN. Un service de dosimétrie peut avoir plusieurs possibilités en ce qui concerne la durée de la période d'échange (par exemple mensuelle, trimestrielle ou semestrielle). L'utilisateur d'un service de dosimétrie (par exemple, un titulaire de permis de la CCSN) peut choisir un laps de temps approprié pour la période d'échange.

Les dosimètres utilisés pour estimer les doses efficaces sont habituellement portés entre la taille et le cou, à l'avant du torse, et devant la source radioactive. Les dosimètres portés sur le torse sont souvent appelés dosimètres du corps entier. Des dosimètres peuvent également être portés aux extrémités ou près des yeux pour mesurer la dose équivalente reçue par ces tissus.

Voici les principaux avantages offerts par un dosimètre individuel :

- Comme il est porté par la personne, le dosimètre donne une meilleure estimation du champ de rayonnement dans lequel la personne se trouve.
- Il mesure la dose sans avoir besoin d'être interprété par l'utilisateur.

À l'heure actuelle, les dosimètres individuels en usage ne sont pas des instruments absolus, mais des instruments de référence.³ Les données de référence sont obtenues grâce à des étalonnages traçables des dosimètres irradiés par une quantité de rayonnement connue. L'étalonnage d'un dosimètre de référence permet de déterminer un facteur d'étalonnage. Ce facteur établit la relation entre la dose qui a été appliquée au dosimètre et la dose déclarée. La validité de l'étalonnage est démontrée en maintenant la traçabilité de la source utilisée pour étalonner le dosimètre. La traçabilité est obtenue en comparant la source avec un « étalon primaire » dans un centre de référence en étalonnage comme le Conseil national de recherches du Canada.

Choix d'un dosimètre

Il existe de nombreux types de dosimètres et chaque type a ses limites. La qualité des résultats fournis par un dosimètre dépend de nombreux facteurs. Parmi les facteurs clés à considérer lors du choix d'un dosimètre, notons les suivants :

- Réponses en fonction de l'énergie et de l'angle : La réponse d'un dosimètre⁴ varie en fonction de l'énergie du rayonnement et de l'angle formé entre la source et le détecteur du dosimètre.
- Type de rayonnement à détecter : Les dosimètres varient en fonction de leur capacité à détecter différents types de rayonnement (alpha, bêta, photonique ou neutronique).
- Évanouissement des signaux : Le signal d'un dosimètre peut disparaître ou s'affaiblir au fil du temps. Ce phénomène peut être causé par des facteurs externes comme la température, la lumière et l'humidité.
- Possibilité de relecture : Certains types de dosimètres perdent leurs signaux lors du traitement. D'autres les conservent et peuvent donc être traités plusieurs fois.
- Dose minimale mesurable ou limite de détection (la plus petite dose pouvant être mesurée avec un niveau de confiance défini) : Certains dosimètres sont plus sensibles et peuvent détecter une quantité de rayonnement plus faible que d'autres.
- Robustesse et facilité d'utilisation : Les dosimètres varient en fonction de leur résistance aux conditions ambiantes. Certains sont plus petits, plus légers et plus faciles à transporter que d'autres.

Bien que tous les dosimètres présentent des avantages et des inconvénients, l'instrument idéal devrait avoir les caractéristiques suivantes :

- faible dépendance par rapport à l'énergie et à l'angle;
- capacité de détecter plusieurs types de rayonnements;
- grande résistance à l'évanouissement (stabilité en cas d'exposition à des niveaux de température et d'humidité élevés);
- réponse linéaire par rapport à la dose (la réponse ne change pas lorsque la dose augmente);
- dose minimale mesurable faible.

Aucun dosimètre n'est capable de réunir toutes ces caractéristiques. Par conséquent, l'utilisateur d'un dosimètre doit connaître l'environnement dans lequel l'instrument sera utilisé de même que les lacunes des différents types de dosimètres afin de choisir celui qui est le mieux adapté à l'utilisation envisagée.

Essais de types de dosimètres

La CCSN exige que les services de dosimétrie qui mesurent et contrôlent les doses de rayonnement induites par des expositions externes soumettent leurs systèmes de dosimétrie à des essais de type approfondis [3]. L'essai consiste à étalonner un système de dosimétrie dans le cadre d'une série de conditions d'irradiation et

³ Un instrument absolu mesure une quantité en unités absolues à l'aide de mesures physiques simples sur l'appareil. Par contre, un instrument de référence fournit des mesures relatives qui sont comparées à une quantité définie (la « mesure de référence »).

⁴ La réponse d'un dosimètre correspond à la valeur mesurée ou évaluée, divisée par la valeur conventionnelle vraie.

de stockage comprenant certaines considérations susmentionnées lors du choix d'un dosimètre. Les essais évaluent les caractéristiques de rendement du système et viennent quantifier toute source d'erreur (voir la section 8.4 du présent document pour en savoir plus sur l'incertitude des mesures en dosimétrie externe).

8.2 Dosimétrie du rayonnement photonique et du rayonnement bêta

Le rayonnement photonique a une puissance de pénétration plus grande que les rayonnements alpha et bêta. Le rayonnement alpha ne peut traverser la couche de cellules mortes de l'épiderme humain de sorte qu'il ne pose aucun risque externe pour la santé humaine.

Le rayonnement bêta et le rayonnement photonique sont dangereux pour la peau et les yeux car ils peuvent déposer de l'énergie dans les cellules sensibles de ces tissus. Le rayonnement bêta ne pose pas de risque important pour les organes sous-cutanés car il est généralement⁵ incapable de traverser la peau en profondeur. Par conséquent, bien que le rayonnement photonique et le rayonnement bêta puissent tous deux contribuer à la dose équivalente reçue par la peau et les yeux, les photons représentent le principal facteur externe contribuant à la dose efficace.

Le pouvoir de pénétration ou la probabilité d'interaction d'un rayonnement dépend de l'énergie du rayonnement. Chaque substance nucléaire subissant une désintégration radioactive émet une énergie ou une gamme d'énergie spécifique. Par conséquent, seuls certains photons et certaines particules bêta posent un risque d'irradiation externe pour le corps humain.

Par exemple, le tritium [³H] est une substance nucléaire qui émet uniquement du rayonnement bêta présentant une énergie moyenne de 6 kiloélectronvolts [2]. Ce niveau d'énergie est trop faible pour pénétrer plus profondément que la couche de cellules mortes de l'épiderme humain. Par conséquent, le rayonnement bêta externe attribuable au tritium ne présente pas de danger. Le tritium présente uniquement un risque d'irradiation interne.

Tel que discuté dans la section 8.1, les dosimètres varient en ce qui concerne la quantité minimale d'énergie qu'ils sont capables de mesurer. Par exemple, les types de dosimètres décrits dans ce document ont une réponse minimale ou nulle à de nombreuses sources de rayonnement bêta de faible énergie. L'utilisateur doit donc être conscient des champs de rayonnement auxquels il sera exposé de manière à choisir un dosimètre approprié. Les services de dosimétrie doivent aussi expliquer clairement les conditions d'exploitation dans lesquelles ils utiliseront des dosimètres particuliers et justifier le choix d'instruments appropriés.

Un dosimètre standard se compose d'un détecteur inséré dans un support. La configuration varie en fonction des dosimètres. En général, le détecteur contient un ou plusieurs éléments sensibles et le support contient un ou plusieurs filtres. Dans un dosimètre de mesure du rayonnement photonique et du rayonnement bêta, c'est surtout le filtre ou support qui permet à l'instrument de différencier la dose équivalente reçue par la peau ou l'œil de la dose efficace. Une partie du support peut présenter une fenêtre ouverte (dépourvue de filtre ou pourvue d'un filtre très mince) pour mesurer la dose équivalente reçue par la peau, et l'autre partie du détecteur peut présenter un filtre plus épais permettant de mesurer la dose efficace. Les filtres plus épais arrêtent les photons et le rayonnement bêta de faible énergie et permettent uniquement le dépôt d'énergie des rayonnements plus pénétrants. Certains dosimètres comportent plusieurs filtres d'épaisseur et de composition différentes leur permettant de faire la distinction entre différents niveaux d'énergie.

Il existe de nombreux types de dosimètres pour mesurer le rayonnement photonique et le rayonnement bêta. Ceux-ci comprennent les dosimètres à film, les dosimètres thermoluminescents (DTL), les dosimètres à luminescence stimulée optiquement (DLSO) et les dosimètres à lecture directe (DLD). Le texte qui suit traite plus en détail des DTL, des DLSO et des DLD [4].

⁵ Certains émetteurs de rayonnement bêta de très haute énergie peuvent traverser la peau et atteindre des tissus et organes situés en profondeur. Toutefois, leur contribution à la dose reçue par ces tissus et organes est limitée. Par conséquent, les émetteurs de rayonnement bêta situés en dehors du corps sont habituellement considérés comme présentant uniquement un danger pour la peau.

Dosimètres thermoluminescents

Depuis les années 1950, des recherches intensives ont été menées sur la thermoluminescence⁶ et son application en dosimétrie. Ces recherches n'ont été appliquées à grande échelle qu'au début des années 1970 et ont conduit à la mise au point des DTL, qui constituent le type de dosimètres le plus fréquemment utilisé au Canada et dans le monde à l'heure actuelle.

Voici un bref aperçu du fonctionnement d'un DTL :

- Lorsqu'un rayonnement ionisant traverse le détecteur (puce), ses atomes libèrent certains de leurs électrons.
- Les électrons sont finalement piégés dans des impuretés (également dénommées centres de dopage) se trouvant dans le dosimètre, où ils resteront dans leur état excité (état dans lequel leur énergie est supérieure à celle de l'état fondamental).
- La puce est ensuite chauffée dans un lecteur de DTL⁷ (principalement composé d'un élément chauffant, d'un tube photomultiplicateur⁸ et d'un enregistreur) et les électrons piégés retournent à leur état fondamental en émettant des photons visibles à la lumière. La quantité de lumière émise en fonction de la température est appelée courbe de thermoluminescence. Cette courbe est analysée pour déterminer la dose.

Il existe de nombreux types de DTL sur le marché. Ceux-ci comprennent les dosimètres au fluorure de lithium, les dosimètres au sulfate de calcium et les dosimètres au borate de lithium. Ceux-ci présentent chacun des avantages et des inconvénients.

La figure 4 montre un DTL classique et son détecteur.

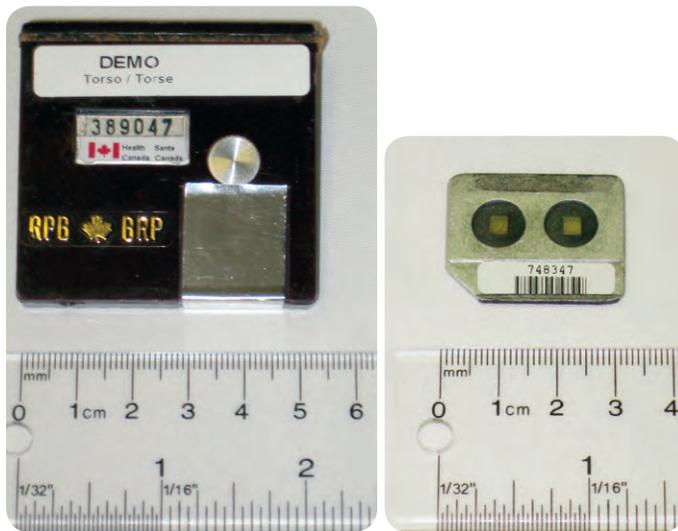


FIGURE 4. Insigne de dosimétrie par thermoluminescence du corps entier (à gauche) et détecteur se trouvant à l'intérieur (à droite)

⁶ La thermoluminescence est une forme d'émission lumineuse que présente certains matériaux. Ce phénomène se produit lorsque l'énergie des rayonnements absorbée précédemment est restituée sous forme de lumière lorsque le matériau est chauffé.

⁷ Le système de DTL se compose d'un dosimètre et d'un lecteur qui jouent tous deux un rôle fondamental pour déterminer la dose et son exactitude.

⁸ Un tube photomultiplicateur est un dispositif électronique qui amplifie les faibles impulsions lumineuses sous forme de signal électrique puissant.

Dosimètres à luminescence stimulée optiquement

Les DLSO ont pour avantage la possibilité de relecture et une grande sensibilité (dose minimale mesurable faible) et sont devenus populaires en raison de ces qualités favorables. Les DLSO fonctionnent à peu près de la même façon que les DTL, la principale différence étant liée au fait que la luminescence est produite par un faisceau lumineux plutôt que par la chaleur. Actuellement, les DTL et les DLSO sont les seuls types de dosimètres passifs dont l'usage est autorisé au Canada en vertu du *Règlement sur la radioprotection* [1].

La figure 5 montre un exemple de DLSO.

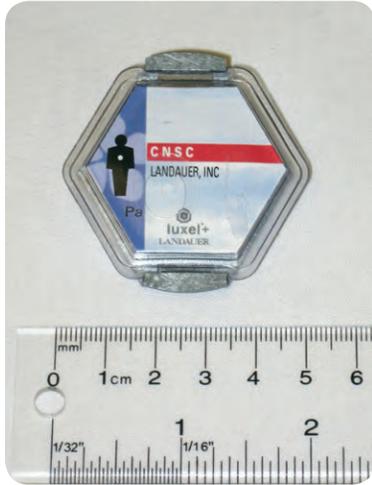


FIGURE 5. Dosimètre du corps entier à luminescence stimulée optiquement

Dosimètres à lecture directe

Les DLD sont des dosimètres actifs car ils affichent les doses et les débits de dose⁹ lors de leur utilisation. De nombreux dosimètres à lecture directe possèdent des alarmes sonores qui se déclenchent à des doses et à des débits de dose préréglés. Les types les plus couramment utilisés affichent les lectures de dose de manière électronique et se composent d'une diode¹⁰ ou d'un détecteur de Geiger-Müller¹¹.

Depuis de nombreuses années, les DLD servent de dispositifs de contrôle des doses, en particulier dans le secteur des centrales nucléaires. Les dispositifs de contrôle des doses fournissent une estimation en temps réel des doses ou des débits de dose, et servent à la planification et à l'exécution des travaux. Habituellement, les DLD ne servent pas à mesurer les doses enregistrées, mais ils sont parfois utilisés à cet effet dans certaines circonstances.

⁹ Le débit de dose désigne la quantité de rayonnement absorbée par unité de temps, par exemple 5 mSv par heure.

¹⁰ Une diode est un détecteur qui s'appuie sur la technologie des semi-conducteurs, faisant office de chambre d'ionisation à l'état solide.

¹¹ Un détecteur de Geiger-Müller (ou compteur G-M) est un instrument à remplissage gazeux. Ce type d'appareil détecte l'ionisation produite dans le gaz par le rayonnement et émet ensuite un signal.

La figure 6 montre un DLD.



FIGURE 6. Dosimètre à lecture directe

Conditions et modes d'utilisation des dosimètres destinés au rayonnement photonique et au rayonnement bêta

Les dosimètres présentés précédemment dans cette section (DTL, DLSO et DLD) sont les modèles les plus couramment utilisés pour mesurer les doses provenant de sources de rayonnement externes. Ils peuvent être portés par les travailleurs œuvrant dans tous les aspects du cycle du combustible (tels que ceux employés dans les centrales nucléaires, les installations de traitement du combustible et les mines) ainsi que par les personnes qui manipulent des sources radioactives et des appareils à rayonnement dans le secteur médical, l'enseignement et le secteur industriel.

- **Utilisation des dosimètres passifs**

Comme indiqué précédemment, les DTL et les DLSO sont les plus couramment utilisés au Canada pour déterminer les doses enregistrées. Au moment de la publication, les dosimètres passifs constituent le seul type de dosimètre autorisé en vertu de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*.

- **Utilisation des dosimètres actifs**

Les DLD sont souvent utilisés pour le contrôle des doses. Au Canada, seuls les radiographes industriels sont tenus par la réglementation d'utiliser des DLD. Toutefois, de nombreux autres titulaires de permis de la CCSN s'en servent également.

Il convient de souligner que les radiographes industriels constituent un cas spécial et qu'ils sont tenus d'utiliser à la fois des dosimètres passifs et des dosimètres actifs. Un radiographe industriel doit porter un dosimètre du corps entier fourni par un service de dosimétrie autorisé (comme un DTL ou un DLSO) ainsi qu'un DLD.

Où placer le dosimètre?

On recommande de placer le dosimètre sur le tronc, entre la taille et le cou. Cette position assure une bonne estimation de la dose efficace en cas d'exposition uniforme du corps au rayonnement. Voir la figure 7 pour plus de détails.



FIGURE 7. Dosimètre à lecture directe et dosimètre à luminescence stimulée optiquement, portés à l'avant du torse.

Parfois, le corps n'est pas exposé de façon uniforme au rayonnement. Dans ce cas, le placement du dosimètre variera afin de mieux estimer les doses de rayonnement. Par exemple, lors de certaines procédures médicales faisant appel au rayonnement, le travailleur peut porter un tablier de plomb à certains moments pour réduire l'exposition au rayonnement d'une partie du corps. Si le tablier est porté à l'avant du torse, un dosimètre unique porté au-dessus du tablier va surestimer la dose reçue par le travailleur. Cependant, un seul dosimètre porté en dessous du tablier va sous-estimer la dose. Par conséquent, le travailleur peut porter deux dosimètres (un sous le tablier, et l'autre par dessus). Une formule sera alors appliquée pour juger la dose grâce aux données fournies par les deux dosimètres.

Lorsque le travailleur se trouve dans un espace confiné, une exposition non uniforme au rayonnement peut également se produire. Le corps du travailleur peut être exposé de manière non uniforme à cause de la position de son corps par rapport au rayonnement ou à la source radioactive, et au blindage éventuel sur les lieux. Il est possible de porter plusieurs dosimètres et de combiner les résultats de chaque instrument de façon spécifique afin de mieux estimer la dose efficace reçue par un travailleur.

L'exposition non uniforme de la peau des extrémités (mains et pieds) est un cas particulier, comme le démontre la limite de dose distincte pour la dose équivalente aux mains et aux pieds. Une personne qui manipule des sources radioactives ou qui se trouve à proximité de celles-ci doit porter un dosimètre spécial aux extrémités (voir la figure 8) afin de mesurer correctement la dose équivalente reçue par ces tissus. La médecine nucléaire et le traitement du combustible nucléaire sont deux exemples de secteurs industriels où les travailleurs portent parfois des dosimètres d'extrémités. Dans ces situations, l'administration de substances nucléaires ou le traitement du combustible nucléaire peut exposer la peau des mains du travailleur à des niveaux de rayonnement plus élevés que la peau du reste du corps. Les travailleurs dans les centrales nucléaires portent également des dosimètres d'extrémités lorsque leurs fonctions entraînent un contact étroit des mains ou des pieds avec des matières radioactives.

Dans les exemples précédents d'exposition non uniforme où l'ensemble du corps et les extrémités sont exposés au rayonnement, la dose provenant de sources de rayonnement externes peut être mesurée avec :

- un dosimètre du corps entier porté sur le tronc (pour mesurer la dose efficace ainsi que la dose équivalente reçue par la peau du corps);
- des dosimètres d'extrémités portés sur les mains ou les pieds (pour mesurer les doses équivalentes reçues par les extrémités). La figure 8 montre un dosimètre d'extrémités classique.

Nota : Si un travailleur manipule uniquement des émetteurs de rayonnement bêta de faible énergie, le risque d'exposition externe se limite à ses mains. Le travailleur n'aurait pas à porter de dosimètre du corps entier; un dosimètre d'extrémités devrait suffire.

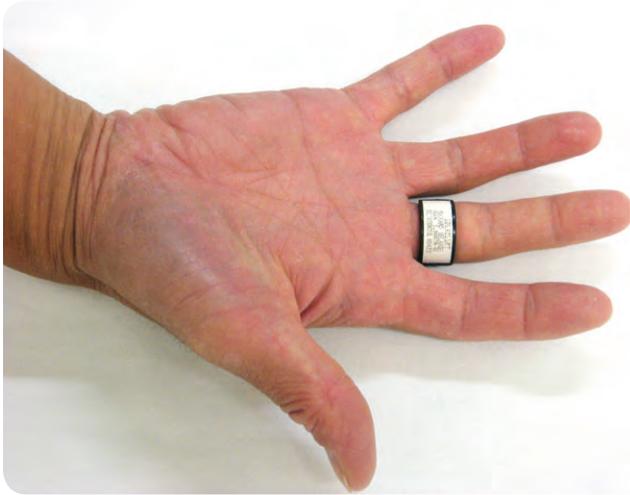


FIGURE 8. Dosimètre d'extrémités

8.3 Rayonnement neutronique

Rayonnement neutronique

Lors de la production de neutrons, ceux-ci ont habituellement une vaste répartition des énergies appelée spectre énergétique, qui varie en fonction de la nature de la source. Le type de réaction subie par un neutron dépend fortement de son énergie. De nombreux facteurs (tels que la nature de la source, la forme et la composition des matériaux de blindage, ou même la disposition du milieu de travail) peuvent altérer le spectre énergétique qui entre en contact avec le corps d'un travailleur. Ceci pose de grands défis à la dosimétrie neutronique.

Dosimètres de mesure du rayonnement neutronique

Les techniques de mesure qui permettent de déterminer les doses attribuables au rayonnement bêta et au rayonnement photonique ne conviennent généralement pas pour la mesure du rayonnement neutronique. Comme les neutrons interagissent de manière différente dans la matière par rapport aux rayonnements bêta et photonique, les détecteurs de neutrons ont des principes physiques différents de ceux des instruments de détection des photons et des rayons bêta.

Parmi les types de dosimètres neutroniques, on peut citer les dosimètres neutroniques personnels (dont le plus populaire est le détecteur solide de traces nucléaires) et les radiamètres à neutrons transportables. Le texte qui suit traite plus en détail des détecteurs solides de traces nucléaires et des radiamètres à neutrons transportables.

Détecteurs solides de traces nucléaires

Un détecteur solide de traces nucléaires utilise un matériau appelé résine CR-39 (composée de polycarbonate d'allylglycol). La technologie de la résine CR-39 repose sur la réaction des neutrons avec le matériau du détecteur. La réaction produit des particules chargées, comme des protons, au site d'interaction. Les protons laissent des traces dans le dosimètre qui sont ensuite mises en évidence par un processus d'attaque chimique. Après l'attaque, les traces sont observées et le nombre de traces est mis en relation avec la dose. Alors que la résine CR-39 fait partie des technologies de pointe en dosimétrie neutronique, elle présente des désavantages, à savoir une dépendance angulaire et une dose minimale mesurable relativement élevée.

La figure 9 montre un détecteur solide de traces nucléaires.



FIGURE 9. Détecteur solide de traces nucléaires utilisant la technologie de la résine CR-39

Radiamètres à neutrons transportables

Les radiamètres à neutrons transportables sont basés sur un modèle leur permettant de réagir à des neutrons présentant une vaste gamme d'énergies. Lors de leur utilisation, les radiamètres à neutrons transportables sont habituellement placés dans une zone du lieu de travail où les relevés du niveau de rayonnement sont les plus élevés. En ajoutant le débit de dose au temps passé par les travailleurs à cet endroit, il est possible d'estimer les doses attribuées à chaque travailleur. Cette méthode de mesure utilise le débit de dose le plus élevé mesuré par le radiamètre à neutrons. Ceci permet de garantir que l'attribution des doses qui en découlent reste prudente.

La figure 10 présente un radiamètre à neutrons transportable classique.



FIGURE 10. Radiamètre à neutrons transportable

Conditions et modes d'utilisation des dosimètres neutroniques

Les dosimètres neutroniques personnels et les radiamètres à neutrons transportables sont utilisés pour surveiller les doses professionnelles des travailleurs pouvant être exposés aux neutrons et plus particulièrement ceux qui travaillent dans des centrales nucléaires ou des installations où se trouvent des accélérateurs de particules.

Les dosimètres neutroniques personnels sont habituellement portés à l'avant du torse, entre la taille et le cou. Ils sont souvent reliés aux dosimètres servant à mesurer la dose efficace absorbée par le corps entier et attribuable au rayonnement photonique et au rayonnement bêta, ou placés à côté de ceux-ci.

Plutôt que d'être porté par la personne, un radiamètre à neutrons transportable est placé à l'endroit où les relevés du niveau de rayonnement sont les plus élevés. Ces données sont utilisées pour estimer la dose reçue par chaque personne.

Lorsqu'on mesure les doses professionnelles attribuables aux neutrons, il est important de connaître les spectres d'énergie des neutrons présents dans le milieu de travail afin de choisir un appareil de mesure approprié. Lorsque le spectre d'énergie des neutrons d'un endroit donné est très large, il peut s'avérer nécessaire d'utiliser plusieurs types d'appareils.

8.4 Incertitude des mesures en dosimétrie externe

Toute mesure comporte une certaine incertitude. Pour plusieurs raisons, la dosimétrie externe peut donner des valeurs de doses qui ne sont pas parfaitement précises et exactes. L'incertitude de la mesure est principalement causée par un manque de connaissance du milieu dans lequel le dosimètre sera utilisé. La réponse d'un dosimètre peut varier en fonction de l'étalonnage de l'instrument par rapport au champ qu'il est en train de mesurer.

D'autres sources d'incertitude sont liées aux facteurs suivants :

- manque de précision de la réponse du dosimètre, due en partie à des différences de fabrication du détecteur;
- normes d'étalonnage du dosimètre incorrectes;
- erreur d'interprétation des résultats de l'appareil de traitement;
- orientation de l'utilisateur du dosimètre par rapport au champ de rayonnement mesuré.

En général, la plupart des dosimètres individuels utilisés dans les champs de rayonnement donnent des mesures qui respectent les limites établies par les organismes de normalisation nationaux et internationaux.

Au Canada, la CCSN exige que l'incertitude des mesures soit quantifiée par des services de dosimétrie autorisés. Le processus d'essai de type décrit précédemment (voir la section 8.1) est utilisé pour permettre de déterminer cette incertitude et représente les sources d'erreurs identifiées.

En pratique, il est possible de réduire fortement l'incertitude des mesures en tenant compte des sources d'erreurs connues, en prenant des mesures pour les corriger et en disposant de renseignements détaillés sur le champ de rayonnement.

La norme d'application de la réglementation de la CCSN S-106 (révision 1), *Exigences techniques et d'assurance de la qualité pour les services de dosimétrie*, décrit la façon dont les services de dosimétrie doivent déterminer l'incertitude des mesures, y compris les protocoles d'essai connexes. Ce document est disponible sur le site Web de la CCSN à la page http://nuclearsafety.gc.ca/pubs_catalogue/uploads_fre/S-106R1_f.pdf.

8.5 Méthodes de surveillance de l'exposition externe des travailleurs au rayonnement

Le tableau 3 énumère les méthodes utilisées par divers titulaires de permis de la CCSN pour surveiller l'exposition externe de leurs travailleurs aux substances nucléaires. Veuillez noter que les renseignements de ce tableau ne sont présentés qu'à titre indicatif seulement et ne reflètent pas les exigences minimales de la CCSN ni les méthodes que celle-ci juge acceptables. Les programmes de surveillance de l'exposition externe des travailleurs aux substances nucléaires sont conçus en fonction des dangers radiologiques propres à chaque installation. Ils sont sujets à l'examen et à l'approbation de la CCSN, au cas par cas.

TABLEAU 3. Méthodes utilisées par les titulaires de permis de la CCSN pour surveiller l'exposition externe des travailleurs aux substances nucléaires

| Type d'installation ou activité | Dangers radiologiques externes | Méthodes de surveillance |
|--|--|--|
| Mine ou usine de concentration d'uranium | <ul style="list-style-type: none"> • Rayonnement photonique et rayonnement bêta provenant de la chaîne de désintégration de l'uranium | <ul style="list-style-type: none"> • DTL ou DLSO |
| Installation de traitement de l'uranium | <ul style="list-style-type: none"> • Rayonnement photonique et rayonnement bêta provenant des composés de l'uranium | <ul style="list-style-type: none"> • DTL ou DLSO • DTL d'extrémité |
| Gammagraphie industrielle | <ul style="list-style-type: none"> • Rayonnement photonique et rayonnement bêta provenant de sources scellées telles que le cobalt 60 (Co 60) ou l'iridium 192 (Ir 192) | <ul style="list-style-type: none"> • DTL ou DLSO • DLD |
| Centrale nucléaire (à réacteur CANDU) | <ul style="list-style-type: none"> • Rayonnement photonique et rayonnement bêta provenant de diverses sources • Neutrons produits par la fission | <ul style="list-style-type: none"> • DTL • DLD • DTL d'extrémité • Radiamètre à neutrons |
| Hôpital | <ul style="list-style-type: none"> • Rayonnement photonique et rayonnement bêta provenant des substances nucléaires servant à diverses applications diagnostiques ou thérapeutiques dans le domaine médical | <ul style="list-style-type: none"> • DTL ou DLSO • DTL d'extrémité |
| Installation de recherche nucléaire (les renseignements présentés ici concernent une grande installation comportant un réacteur de recherche à eau lourde) | <ul style="list-style-type: none"> • Rayonnement photonique et rayonnement bêta provenant de diverses sources • Neutrons produits par la fission | <ul style="list-style-type: none"> • DTL • DTL d'extrémité • DLD • Détecteur solide de traces nucléaires (CR-39) |

9.0 DOSIMÉTRIE INTERNE

La dosimétrie interne est la mesure des doses attribuables aux substances nucléaires qui sont entrées dans le corps par ingestion, par inhalation ou par d'autres moyens.

La dosimétrie interne comporte deux étapes :

1. Le niveau de rayonnement présent à l'intérieur du corps d'une personne est estimé en utilisant l'une des trois méthodes suivantes :
 - essai biologique *in vivo* (par la mesure directe de la radioactivité présente dans le corps);
 - essai biologique *in vitro* (par la mesure de la radioactivité présente dans l'urine ou les selles d'une personne);
 - mesure de la radioactivité présente dans l'air du milieu de travail.
2. La dose de rayonnement interne qui en résulte est calculée.

Les sections 9.1 à 9.3 décrivent les trois méthodes de mesure du rayonnement interne. La section 9.4 explique la méthode de calcul des doses de rayonnement interne et la section 9.5 explique les raisons de l'incertitude éventuelle des doses de rayonnement interne calculées et la façon de tenir compte de cette incertitude. Enfin, les méthodes utilisées pour surveiller l'exposition interne des travailleurs aux rayonnements sont présentées à la section 9.6.

9.1 Essai biologique *in vivo* (mesure directe de la radioactivité présente dans le corps)

L'essai biologique *in vivo* consiste à mesurer les substances nucléaires présentes dans le corps. Cette mesure se fait à l'aide d'instruments externes qui détectent le rayonnement qu'émettent ces substances.

Pour pouvoir détecter le rayonnement émis par les substances nucléaires se trouvant dans le corps, ces substances doivent émettre des rayonnements présentant une bande spectrale suffisante pour s'échapper du corps. L'essai biologique *in vivo* convient par conséquent pour mesurer le rayonnement gamma, car ce type de rayonnement présente habituellement une bande spectrale suffisante pour être détectée à l'extérieur du corps, même lorsque sa source se trouve dans le corps de la personne.

L'essai biologique *in vivo* mesure le rayonnement gamma à l'aide d'un détecteur placé à proximité de la personne. Les types de détecteurs les plus courants utilisés de cette manière sont les anthroporadiamètres, les compteurs pulmonaires et les compteurs thyroïdiens. Ces appareils sont étalonnés pour permettre d'identifier et de déterminer la quantité de substances nucléaires émettrices de rayonnement gamma présentes dans le corps. Le texte qui suit traite de ces trois types de détecteurs.

Anthroporadiamètres

Un anthroporadiamètre est un appareil qui mesure la radioactivité présente dans le corps humain. Cet instrument sert à détecter la présence de substances nucléaires dans le corps d'une personne et à déceler le type et la quantité des substances nucléaires détectées.

Des anthroporadiamètres sont utilisés dans chaque centrale nucléaire canadienne, aux Laboratoires de Chalk River d'Énergie atomique du Canada limitée et aux Laboratoires de Whiteshell, ainsi qu'au Bureau de la radioprotection de Santé Canada.

Les centrales nucléaires disposent d'anthroporadiamètres en « libre-service » qui permettent aux travailleurs d'obtenir des mesures sans nécessiter l'aide d'un technicien. Les appareils sont habituellement placés à un endroit pratique et facile d'accès du complexe de la centrale nucléaire de manière à pouvoir obtenir des lectures sur les travailleurs au moment où ils quittent la centrale. L'anthroporadiamètre en libre-service est activé par le travailleur qui glisse sa carte d'identité dans un lecteur. Les informations relatives au travailleur (nom, numéro d'employé, date et heure du comptage, etc.) sont ainsi stockées dans une base de données.

Un anthroporadiamètre en libre-service a l'avantage de permettre un contrôle rapide des travailleurs. L'appareil contient un blindage en plomb pour réduire le rayonnement de fond. Durant le comptage, les travailleurs se tiennent en position debout pendant un court laps de temps (par exemple 90 secondes). Si aucune activité n'est détectée, les résultats sont enregistrés et aucune dose n'est attribuée. C'est le cas pour la plupart des travailleurs comptés. Cependant, en cas de détection d'activité, l'anthroporadiamètre incite le travailleur à effectuer un comptage de plus longue durée (par exemple cinq minutes) et le personnel de radioprotection de l'installation est avisé en vue d'un suivi potentiel.

La fréquence des contrôles dépend du risque d'exposition, de la nature des travaux réalisés et du danger radiologique connexe. Lorsque le risque d'incorporation de substances nucléaires dans l'organisme augmente, les contrôles sont effectués plus souvent. Par exemple, les travailleurs d'une centrale nucléaire manipulant du combustible nucléaire et susceptibles d'être exposés à des produits de fission et d'activation (comme le cobalt 60) sont contrôlés une fois par mois ou plus fréquemment en fonction des tâches réalisées. D'autres travailleurs dont les tâches sont moins susceptibles d'entraîner une exposition aux produits de fission et d'activation peuvent faire l'objet de comptages de la dose au corps entier moins fréquents, par exemple tous les trimestres ou une fois par an. Les titulaires de permis de la CCSN choisissent des fréquences de contrôle appropriées (moyennant l'approbation de la CCSN) qui permettent d'assurer que leurs activités anthroporadiométriques puissent détecter des doses de 0,1 mSv par an.

Compteurs pulmonaires

Un compteur pulmonaire est un appareil qui sert à contrôler l'inhalation de contaminants en suspension dans l'air tels que les oxydes d'uranium ou les transuraniens insolubles comme le plutonium.

De nombreux contaminants radioactifs en suspension dans l'air, émetteurs de particules alpha, et qui se déposent principalement dans les voies respiratoires, émettent des rayons gamma d'énergie relativement faible. Les mesures effectuées à l'aide d'un compteur pulmonaire nécessitent habituellement des durées de comptage de la dose plus longues que celles prises avec un anthroporadiamètre. Ceci s'explique par la difficulté de distinguer le rayonnement gamma présent dans les contaminants atmosphériques et le rayonnement de fond. Premièrement, l'énergie du rayonnement gamma est fortement réduite par les tissus qui recouvrent les poumons. Deuxièmement, une fraction importante du rayonnement de fond est également constituée de rayons gamma de faible énergie [5]. Un compteur pulmonaire est habituellement utilisé pendant une durée d'environ 30 minutes pour détecter des doses de quelques millisieverts.

La figure 11 montre un compteur pulmonaire.



FIGURE 11. Compteur pulmonaire classique. Cet appareil est utilisé par le Bureau de la radioprotection de Santé Canada, à Ottawa.

Deux titulaires de permis de la CCSN utilisent des compteurs pulmonaires. Un des compteurs se trouve aux Laboratoires de Chalk River d'EACL et l'autre est un système mobile conçu sur mesure et appartenant à Cameco. Ce dernier se trouve dans une remorque à l'installation de conversion de Port Hope et dessert cette installation ainsi que la raffinerie de Blind River.

Compteurs thyroïdiens

Un compteur thyroïdien se compose d'un détecteur convenablement étalonné (voir la figure 12), placé devant la glande thyroïde qui se situe dans le cou.

Les compteurs thyroïdiens sont utilisés dans les milieux de travail qui présentent des risques d'exposition interne à l'iode radioactif. Lorsqu'il est absorbé dans l'organisme, l'iode radioactif se dépose principalement dans la glande thyroïde [6].

Des compteurs thyroïdiens sont utilisés par de nombreux titulaires de permis de la CCSN dont la plupart sont des établissements médicaux et universitaires.

La figure 12 montre un compteur thyroïdien classique.



FIGURE 12. Compteur thyroïdien

9.2 Essai biologique *in vitro* (mesure de la radioactivité des substances excrétées par l'organisme)

L'essai biologique *in vitro* sert à détecter la présence de matières radioactives ou à en estimer la quantité dans l'urine, les selles ou d'autres matières biologiques extraites du corps. Les rayonnements de longueur d'onde plus courte, à savoir les rayonnements alpha (α) et bêta (β), sont généralement moins pénétrants que le rayonnement photonique (rayonnement gamma et rayons X) et ne sont donc pas détectables de l'extérieur du corps. Il est toutefois possible de les détecter dans les matières excrétées par l'organisme. Le but des essais biologiques *in vitro* est de déterminer la quantité de substances nucléaires excrétées par l'organisme afin d'estimer la quantité présente dans le corps.

Le type d'essai biologique *in vitro* le plus couramment effectué par les titulaires de permis de la CCSN est la mesure du tritium dans l'urine. Une autre méthode d'essai biologique *in vitro* concerne l'analyse de l'urine et des selles pour détecter la présence d'autres substances nucléaires. Le texte qui suit traite de ces deux méthodes d'essais biologiques *in vitro*.

Mesure du tritium dans l'urine

Le tritium émet un rayonnement bêta de faible énergie. En raison de sa faible trajectoire (jusqu'à 0,006 mm) dans les tissus [7], le rayonnement se trouvant dans le corps ne peut atteindre la surface externe de la peau. Par conséquent, le rayonnement bêta émis par des atomes de tritium à l'intérieur du corps ne peut être détecté à l'extérieur du corps et nécessite un essai biologique *in vitro*.

L'exposition interne au tritium dans les installations autorisées par la CCSN provient presque exclusivement de l'eau tritiée. Lorsque de l'eau tritiée est absorbée dans l'organisme d'un travailleur, elle est retenue par le corps et est ensuite distribuée et excrétée de la même façon que l'eau ordinaire.

Toutes les centrales nucléaires du Canada analysent l'urine de leurs travailleurs pour mesurer la présence de tritium. Ce type d'analyse est également effectué aux Laboratoires de Chalk River d'EACL et dans d'autres installations où les travailleurs manipulent du tritium (par exemple les fabricants de sources lumineuses au tritium SRBT Inc. et Shield Source Inc.).

Les programmes de surveillance exigent que les travailleurs potentiellement exposés présentent des échantillons d'urine de façon systématique (par exemple toutes les deux semaines ou après avoir quitté des zones présentant des niveaux de tritium élevés). Une petite quantité de l'échantillon, habituellement 1 ml, est mélangée à un composé qui émet de la lumière en cas d'interaction avec un rayonnement. Le composé, appelé cocktail de scintillation, est mélangé à l'échantillon d'urine dans un tube. Le mélange est ensuite analysé à l'aide d'un appareil de comptage par scintillation liquide (voir la figure 13) qui mesure la quantité de tritium présente dans l'échantillon.



FIGURE 13. Appareil de comptage par scintillation liquide

Analyse de l'urine et des selles pour détecter la présence de substances nucléaires autres que le tritium

Les travailleurs de nombreuses installations nucléaires (comme les centrales nucléaires) peuvent être exposés à d'autres substances nucléaires que le tritium qui, elles aussi, ne peuvent être détectées par les méthodes d'essais biologiques *in vivo*. Par conséquent, les échantillons d'urine soumis dans le cadre d'un programme de surveillance du tritium sont également examinés pour rechercher la présence d'autres substances nucléaires au moyen d'essais biologiques *in vitro*.

En cas de détection de substances nucléaires, on effectue un contrôle supplémentaire comme l'analyse des urines recueillies sur une période de 24 heures ou une analyse des selles. Ces essais supplémentaires visent à quantifier avec précision la quantité de substances nucléaires excrétées. Certaines substances nucléaires sont habituellement éliminées dans l'urine en quantités qui ne seraient normalement pas détectées à l'aide de telles méthodes. Parmi ces substances nucléaires figurent les éléments transuraniens (également appelés « transuraniens »), éléments plus lourds que l'uranium et comprenant l'américium et le plutonium. Par conséquent, ces substances sont contrôlées en procédant à l'analyse des matières fécales.

De nombreux transuraniens émettent un rayonnement alpha et des niveaux très faibles de rayonnement photonique. Dans les réacteurs nucléaires en exploitation, des substances nucléaires sont également formées par irradiation neutronique du combustible d'uranium. Ces substances émettrices de rayons gamma, comprenant le zirconium 95 et le cérium 144, peuvent servir à indiquer l'absorption potentielle de substances nucléaires transuraniennes lorsqu'elles sont détectées dans un échantillon d'urine ou un comptage anthroporadiométrique. De ce fait, le contrôle de l'incorporation de transuraniens par les travailleurs des réacteurs en exploitation est réalisé par dépistage de substances nucléaires indicatrices (comme le zirconium 95 et le cérium 144) dans les échantillons d'urine et par comptage anthroporadiométrique. En cas de détection d'une de ces substances nucléaires indicatrices, on effectue des contrôles supplémentaires, par exemple en mesurant le rapport entre la substance nucléaire indicatrice et les émetteurs de particules alpha présents dans le milieu de travail, et en utilisant ce rapport pour estimer la quantité de transuraniens incorporés dans l'organisme.

Si ce contrôle de suivi laisse entrevoir une dose supérieure à un seuil de déclenchement prédéfini (par exemple un niveau d'enquête défini dans le programme de radioprotection du titulaire de permis), un contrôle de suivi supplémentaire est effectué afin de déterminer de façon plus précise la quantité de transuraniens présents dans l'organisme et la dose résultante. Le contrôle de suivi consiste à retirer le travailleur des fonctions ou du milieu ayant entraîné l'exposition radiologique potentielle et d'accroître la fréquence et le type d'échantillonnage pour les essais biologiques. D'autres échantillons destinés aux essais biologiques pourraient être analysés à l'aide de méthodes plus sensibles permettant de mieux quantifier le taux de substances nucléaires transuraniennes. Une méthode consiste à effectuer d'abord une séparation radiochimique des transuraniens dans l'échantillon d'urine ou de selles avant d'analyser l'échantillon pour déterminer la quantité de substances nucléaires présentes.

9.3 Mesure des produits de désintégration du radon présents dans l'air du milieu de travail

Parfois, les essais biologiques *in vivo* et *in vitro* ne permettent pas de contrôler l'incorporation des substances nucléaires par les travailleurs. Tel est le cas des substances nucléaires à courte période radioactive comme les produits de désintégration du radon¹².

¹² Le radon (radon 222) présente une période de demi-vie de 3,8 jours [2]. Comme il s'agit d'un gaz inerte, il n'est pas facilement absorbé par les voies respiratoires lorsqu'il est inhalé. Toutefois, lors de sa désintégration, le radon forme quatre autres substances nucléaires (le polonium 218, le plomb 214, le bismuth 214 et le polonium 214) appelées produits de désintégration du radon, présentant chacune une période de demi-vie inférieure à 30 minutes. Sur ces quatre produits de désintégration du radon, le polonium 218 et le polonium 214 émettent des particules alpha et sont responsables de la majeure partie de la dose reçue par les voies respiratoires en raison du radon inhalé. Ils peuvent être retenus dans les voies respiratoires et y poursuivre leur désintégration (en causant des dommages à l'organisme) avant d'être éliminés par le pouvoir auto-épurateur des poumons.

Étant donné que les produits de désintégration du radon ont des périodes de demi-vie tellement courtes, ils se désintègrent rapidement et avant même que leur activité ne puisse être mesurée à l'aide des méthodes d'essais biologiques. Le rayonnement issu des produits de désintégration du radon doit donc être mesuré dans l'air du milieu de travail. Un instrument servant à estimer les expositions individuelles aux produits de filiation du radon est appelé un dosimètre alpha individuel (DAI). Parmi les lieux de travail nécessitant un DAI figurent les mines d'uranium, où les travailleurs peuvent inhaler des produits de désintégration du radon et des poussières de minerai d'uranium.

Un DAI se compose d'une pompe à air fonctionnant au moyen d'une pile et d'un filtre. Voici un bref aperçu du fonctionnement de l'appareil.

- L'air est aspiré dans le dosimètre que le travailleur porte à la ceinture.
- Le filtre retient les produits de désintégration du radon. Lors de leur désintégration, les produits émettent des particules alpha dont certaines interagissent avec un film de nitrate de cellulose placé à quelques centimètres du filtre. Ces interactions laissent des traces microscopiques dans le film.
- Le film de nitrate de cellulose est ensuite soumis à un traitement chimique et les traces sont comptées au microscope.
- Un facteur d'étalonnage permet de convertir le nombre de traces en concentration atmosphérique des produits de désintégration du radon.
- L'exposition du travailleur est calculée en tenant compte de la concentration des produits de désintégration du radon dans l'air et de la durée d'exposition du travailleur (il faut disposer d'enregistrements précis du temps passé par les travailleurs sur le lieu de travail).

La figure 14 montre un DAI classique servant à mesurer les produits de désintégration du radon présents dans l'air du milieu de travail.



FIGURE 14. Dosimètre alpha individuel

Résultats relatifs à l'exposition déterminés par les dosimètres alpha individuels

Les résultats relatifs à l'exposition des travailleurs contrôlés par DAI sont signalés au Fichier dosimétrique national. Ces résultats sont exprimés dans une unité de mesure appelée unité alpha-mois. Le texte qui suit explique ce que signifie cette unité.

Le danger que présente le radon pour la santé est lié à l'énergie volumique des particules alpha que ses produits de désintégration libèrent dans l'air. Plutôt que de déterminer la concentration atmosphérique de chaque produit de désintégration du radon, il est plus simple de mesurer l'énergie volumique des particules alpha libérées par tous les produits de désintégration du radon présents dans l'air. Cette quantité est appelée énergie alpha potentielle volumique (EAPV) et correspond à la somme des énergies des particules alpha émises dans un volume unitaire d'air par les produits de désintégration du radon.

Historiquement, l'unité d'EAPV était appelée unité alpha (UA) et est toujours en usage de nos jours. Une UA est définie comme l'EAPV résultant de la présence de 3,7 Bq de chaque produit de filiation du radon (à savoir le polonium 218, le plomb 214, le bismuth 214 et le polonium 214) par litre d'air. L'exposition aux produits de désintégration du radon est déterminée par l'EAPV multipliée par le temps durant lequel une personne est exposée à ces produits.

L'exposition aux produits de désintégration du radon est souvent exprimée en unités alpha-mois (UAM), où un mois de travail correspondant à 170 heures. Quand une personne est exposée à 1 UA durant un mois entier de 170 heures, son exposition est égale à 1 UAM.

La valeur de l'UAM est liée à la dose en se fondant sur des études épidémiologiques. Actuellement, la recommandation de la CIPR est que la valeur d'un UAM correspond à une dose de 5 mSv. Cette valeur est également identifiée dans le *Règlement sur la radioprotection* [1].

9.4 Mode de calcul des doses de rayonnement interne

On se souviendra que la dose correspond à la quantité d'énergie de rayonnement absorbée par unité de masse de tissu, pondérée par l'efficacité biologique du type de rayonnement et par la susceptibilité du tissu à développer un cancer ou une maladie héréditaire à la suite de l'exposition au rayonnement (voir la section 5.3). La dose reçue par un travailleur et causée par une source de rayonnement interne est calculée en deux étapes, comme indiqué ci-après :

1. Identifier les tissus et organes dans lesquels les substances nucléaires sont déposées après avoir été incorporées par l'organisme.
2. Estimer la quantité d'énergie de rayonnement absorbée par les organes et tissus.

La première étape est réalisée à l'aide de modèles biocinétiques propres à chaque substance nucléaire et la deuxième étape l'est à l'aide de modèles dosimétriques.

Un modèle biocinétique permet de calculer la quantité de substances nucléaires qui se déposent dans les organes et les tissus après avoir été incorporées par l'organisme. Il met la quantité de substances nucléaires absorbées par l'organisme en rapport avec la quantité retenue dans les organes et les tissus, et avec la vitesse à laquelle les substances sont éliminées de l'organisme.

Un modèle dosimétrique calcule la quantité d'énergie de rayonnement absorbée par les organes et tissus qui est attribuable aux substances nucléaires se trouvant dans le corps.

L'utilisation de modèles biocinétiques et dosimétriques permet de vérifier les doses de rayonnement internes à l'aide de données fournies par les méthodes d'essais biologiques *in vivo* et *in vitro*, ainsi que par la surveillance de l'air. La CIPR recommande et actualise régulièrement les méthodes et leurs formules. Elles sont disponibles par le biais de progiciels informatiques conçus pour calculer les doses imputables à l'absorption de substances nucléaires.

Les doses contrôlées à l'aide de la méthode que l'on vient d'aborder sont généralement inférieures à quelques mSv dans les installations autorisées par la CCSN. Par exemple :

- En ce qui concerne l'ensemble des centrales nucléaires canadiennes où les expositions internes sont presque exclusivement attribuables au tritium, les doses annuelles moyennes signalées pour le tritium variaient de 0,04 mSv à 0,19 mSv en 2008 [9].

- Dans les mines d'uranium exploitées au Canada, les produits de désintégration du radon sont les principaux facteurs prédominants dans la dose attribuable aux sources de rayonnement internes. En 2008, la dose annuelle moyenne attribuable aux produits de désintégration du radon dans ces installations variait de 0,08 mSv à 0,63 mSv [9].

9.5 Incertitude des mesures en dosimétrie interne

En dosimétrie interne, plusieurs facteurs contribuent à l'incertitude lors du calcul des doses. Ceux-ci s'expliquent par une combinaison de facteurs pouvant se produire aux trois étapes de l'estimation des doses :

- lors de la prise des mesures de surveillance individuelle;
- lors de l'estimation de la quantité de substances nucléaires absorbées par l'organisme (souvent appelée incorporation);
- lors de l'utilisation de modèles mathématiques pour calculer la dose résultant de l'incorporation.

Les incertitudes liées aux mesures de surveillance individuelle comprennent celles liées à l'étalonnage de l'instrument de mesure utilisé. Ces incertitudes surviennent en raison de l'aspect statistique de la désintégration radioactive. Lors de la mesure, il peut également être nécessaire de prendre en compte les substances nucléaires restant dans l'organisme et provenant d'incorporations précédentes.

Lors de l'estimation de la quantité de substances nucléaires absorbées par l'organisme, les sources d'incertitude comprennent :

- le manque de connaissances concernant le moment exact de l'incorporation ou le laps de temps durant lequel l'incorporation s'est étalée;
- des différences au niveau du métabolisme d'une personne à l'autre;
- les caractéristiques incertaines ou variables des matières auxquelles le travailleur peut avoir été exposé (en particulier la taille des particules de poussière), les caractéristiques de l'absorption des matières dans les voies respiratoires et les intestins, et la composition du mélange de substances nucléaires auxquelles le travailleur peut avoir été exposé.

Lors du calcul de la dose interne résultant de l'incorporation, des incertitudes peuvent survenir à cause des modèles utilisés. Les modèles les plus fiables sont fondés sur des études menées sur des humains. Ceux-ci comprennent les modèles destinés aux substances nucléaires comme le césium, le strontium et l'iode. Pour beaucoup d'autres substances nucléaires, les informations provenant d'études réalisées sur des humains sont inexistantes ou très succinctes. Dans ce cas, les modèles sont fondés sur d'autres sources d'information, comme les résultats d'études menées sur les animaux et l'analogie chimique. En effet, on sait que certaines substances sont chimiquement semblables à d'autres et se comportent donc de façon similaire dans l'organisme. Par exemple, des études métaboliques du carbone et de l'hydrogène dans l'alimentation peuvent servir d'analogues pour le tritium et le carbone 14.

Pour tenir compte de ces incertitudes, les modèles mathématiques utilisés pour calculer les doses sont généralement prudents, c'est-à-dire qu'ils ont tendance à surestimer la dose. Aussi, les services de dosimétrie autorisés sont tenus de prendre part à des essais indépendants, qui vérifient la précision des mesures faisant partie du processus.

9.6 Méthodes de surveillance de l'exposition interne des travailleurs au rayonnement

Le tableau 4 énumère les méthodes utilisées par divers titulaires de permis de la CCSN pour surveiller l'exposition interne de leurs travailleurs aux substances nucléaires. Veuillez noter que les renseignements fournis ne sont présentés qu'à titre indicatif et ne reflètent pas les exigences minimales de la CCSN ni les méthodes que celle-ci juge acceptables. Les programmes de surveillance de l'exposition interne des travailleurs aux substances nucléaires sont conçus en fonction des dangers radiologiques propres à chaque installation. Ils sont sujets à l'examen et à l'approbation de la CCSN, au cas par cas.

TABLEAU 4. Méthodes utilisées par les titulaires de permis de la CCSN pour surveiller l'exposition interne des travailleurs aux substances nucléaires

| Type d'installation ou activité | Danger radiologique interne | Méthodes de surveillance |
|--|--|---|
| Mine ou usine de concentration d'uranium | <ul style="list-style-type: none"> • Produits de désintégration du radon • Poussières de minerai d'uranium (également connues sous l'appellation poussières radioactives à période longue) | <ul style="list-style-type: none"> • Dosimètre alpha individuel • Dosimètre alpha individuel |
| | <ul style="list-style-type: none"> • Concentré d'uranium | <ul style="list-style-type: none"> • Essai biologique d'urine |
| Installation de traitement de l'uranium | <ul style="list-style-type: none"> • Composés d'uranium solubles | <ul style="list-style-type: none"> • Essai biologique d'urine |
| | <ul style="list-style-type: none"> • Composés d'uranium insolubles | <ul style="list-style-type: none"> • Comptage pulmonaire |
| Centrale nucléaire (à réacteur CANDU) | <ul style="list-style-type: none"> • Vapeur d'eau tritiée • Carbone 14 | <ul style="list-style-type: none"> • Essai biologique d'urine • Essai biologique d'urine |
| | <ul style="list-style-type: none"> • Produits de fission et d'activation en mélange | <ul style="list-style-type: none"> • Anthroporadiométrie |
| | <ul style="list-style-type: none"> • Transuraniens | <ul style="list-style-type: none"> • Surveillance (liée aux incorporations potentielles de transuraniens) pouvant comprendre un comptage pulmonaire et des essais biologiques de l'urine ou des selles |
| | | |
| Fabrication de sources lumineuses au tritium gazeux | <ul style="list-style-type: none"> • Vapeur d'eau tritiée • Tritium gazeux élémentaire | <ul style="list-style-type: none"> • Essai biologique d'urine • Tritium gazeux élémentaire |
| Hôpital | <ul style="list-style-type: none"> • Iode radioactif (p. ex. iode 131) | <ul style="list-style-type: none"> • Contrôle thyroïdien |
| Installation de recherche nucléaire (les renseignements présentés ici concernent une grande installation comportant un réacteur de recherche à eau lourde) | <ul style="list-style-type: none"> • Vapeur d'eau tritiée • Carbone 14 | <ul style="list-style-type: none"> • Essai biologique d'urine • Essai biologique d'urine |
| | <ul style="list-style-type: none"> • Uranium | <ul style="list-style-type: none"> • Comptage pulmonaire et essai biologique d'urine |
| | <ul style="list-style-type: none"> • Produits de fission et d'activation en mélange | <ul style="list-style-type: none"> • Anthroporadiométrie |
| | <ul style="list-style-type: none"> • Transuraniens | <ul style="list-style-type: none"> • Surveillance liée aux incorporations potentielles de transuraniens, pouvant comprendre un comptage pulmonaire et des essais biologiques de l'urine ou des selles |

10.0 SERVICES DE DOSIMÉTRIE AUTORISÉS

Au Canada, la mesure des doses individuelles doit être effectuée par un service de dosimétrie autorisé pour les doses de rayonnement efficaces susceptibles de dépasser 5 mSv par an. En octobre 2011, la CCSN avait délivré 12 permis de services de dosimétrie (voir le tableau 5).

TABLEAU 5. Permis de services de dosimétrie délivrés par la CCSN (en date d'octobre 2011)

| Type de permis de dosimétrie | Nombre et type de titulaires de permis |
|--|---|
| Permis commercial autorisant le service de dosimétrie à fournir à ses clients des méthodes dosimétriques particulières | <ul style="list-style-type: none"> • Quatre titulaires de permis qui fournissent des services de dosimétrie à des clients dans l'industrie, l'enseignement, les soins de santé, la construction et les transports : • Trois de ces titulaires de permis proposent des dosimètres pour mesurer les doses de rayonnements photonique, bêta et neutronique reçues par le corps entier, et des dosimètres pour mesurer les doses de rayonnement photonique et de rayonnement bêta reçues par les extrémités. • Un de ces titulaires de permis offre des services de dosimétrie interne pour l'inhalation du radon et de l'uranium. |
| Permis « interne », autorisant l'utilisation de méthodes dosimétriques propres aux types de rayonnements mesurés | <ul style="list-style-type: none"> • Huit titulaires de permis qui, à l'intérieur d'installations nucléaires, exploitent des services de dosimétrie pour les types de rayonnement auxquels les travailleurs peuvent être localement exposés. |

La section 10.1 explique le processus de délivrance des permis de services de dosimétrie appliqué par la CCSN. La section 10.2 décrit la façon dont la CCSN vérifie et assure la conformité des titulaires de permis de services de dosimétrie aux exigences de leur permis.

10.1 Mode de délivrance des permis de services de dosimétrie par la CCSN

Lorsque la CCSN reçoit une demande de permis de services de dosimétrie, son personnel évalue la demande et détermine si les activités proposées respectent les règlements et les normes applicables. Si le personnel de la CCSN constate des problèmes en ce qui concerne le programme et la méthodologie proposés, il va les examiner avec le demandeur du permis afin de les résoudre. Le processus d'autorisation peut donc comporter plusieurs séries de révisions et de corrections jusqu'à ce que le demandeur réponde à tous les critères. Un permis ne sera délivré qu'à partir du moment où la CCSN est convaincue que tous les éléments du programme de services de dosimétrie proposé satisfont aux exigences réglementaires, y compris celles figurant dans la norme S-106 (révision 1) [3].

Les permis accordés pour des services de dosimétrie sont délivrés par un fonctionnaire désigné de la CCSN¹³. Les permis sont généralement délivrés pour une durée de cinq ans et doivent être renouvelés avant leur expiration, sinon ils sont révoqués. Durant la période d'autorisation, un titulaire de permis peut demander d'apporter des modifications qui sont soumises au même processus d'examen appliqué par la CCSN pour les demandes de permis et les demandes de renouvellement.

¹³ Un fonctionnaire désigné est une personne que le tribunal de la Commission autorise à prendre certaines décisions de permis en son nom.

10.2 Mode de surveillance des services de dosimétrie autorisés par la CCSN

La CCSN surveille régulièrement ses titulaires de permis de services de dosimétrie pour vérifier s'ils se conforment aux exigences de leur permis. Le personnel de la CCSN évalue les titulaires de permis de la façon suivante :

- Il examine les rapports de conformité annuels présentés par eux.
- Il effectue des inspections sur place.
- Il passe en revue les rapports sur les événements imprévus présentés par les titulaires de permis¹⁴.
- Il exige la réalisation d'épreuves de rendement de routine et le signalement des épreuves de rendement qui ont échoué.
- Il examine les résultats des essais indépendants¹⁵.
- Il examine toutes les mesures correctives proposées par les titulaires de permis pour résoudre les problèmes identifiés dans le cadre des rapports de conformité annuels, des inspections sur place, des événements imprévus, et des défaillances constatées lors d'épreuves de rendement et d'essais indépendants.

¹⁴ Les conditions de permis précisent que les titulaires de permis sont tenus de signaler les événements imprévus à la CCSN.

¹⁵ Les conditions de permis comportent des exigences relatives aux épreuves de rendement et aux essais indépendants.

11.0 RÉSUMÉ

La CCSN a pour mandat de réglementer l'utilisation de l'énergie et des matières nucléaires afin de préserver la santé, la sûreté et la sécurité des Canadiens et de protéger l'environnement.

Pour atteindre cet objectif, la CCSN fixe des limites réglementaires relatives à l'exposition aux rayonnements des travailleurs et de la population qui sont fondées sur les recommandations de la CIPR. Ces limites sont décrites dans le *Règlement sur la radioprotection*. La CCSN publie également des documents d'orientation pour aider les titulaires de permis à mettre en place un programme de radioprotection et d'autres mesures permettant de maintenir l'exposition aux rayonnements ionisants au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (principe ALARA).

Ces limites réglementaires et ces documents d'orientation ont pour but de prévenir les effets sur la santé et d'établir un niveau de sécurité acceptable pour les travailleurs et les membres du public. Pour établir des limites d'exposition adéquates et fournir des directives appropriées, il convient d'évaluer les risques qui dépendent de l'ampleur de l'exposition aux rayonnements.

L'exposition aux rayonnements est mesurée grâce à une quantité qui porte le nom de dose. Les titulaires de permis sont tenus de déterminer le niveau des doses reçues par les personnes en raison de l'exposition aux rayonnements provenant des activités autorisées. La CCSN examine les méthodes d'évaluation des doses pour s'assurer qu'elles sont suffisamment précises et exactes par rapport aux risques qui sont mesurés.

Lorsque les doses efficaces de rayonnement sont susceptibles de dépasser la limite de 5 mSv par an, la dosimétrie individuelle doit être effectuée par un service de dosimétrie autorisé. Les services de dosimétrie autorisés sont soumis à des exigences importantes mises en place pour démontrer l'exactitude et la fiabilité des doses d'exposition individuelle. Ceci est accompli par le biais d'exigences techniques et d'assurance de la qualité comprenant par exemple différents programmes d'essais établis dont les résultats sont soumis à l'examen de la CCSN.

Les exigences canadiennes relatives à la mesure des doses de rayonnement reposent sur des données scientifiques rigoureuses. Ceci assure une protection adéquate de la population à l'égard des effets nocifs potentiels de l'exposition aux rayonnements et garantit que les doses de rayonnement éventuellement reçues demeurent en deçà des limites fixées par le *Règlement sur la radioprotection*.

12.0 GLOSSAIRE

| | |
|---|--|
| ALARA (niveau le plus bas que l'on puisse raisonnablement atteindre) | Principe de radioprotection visant à maintenir les doses de rayonnement au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (principe ALARA, de l'anglais <i>As Low As Reasonably Achievable</i>), compte tenu des facteurs sociaux et économiques. En plus du fait de respecter les limites de dose réglementaires, les titulaires de permis de la CCSN sont tenus de maintenir les doses de rayonnement au niveau ALARA. (<i>ALARA, As Low As Reasonably Achievable</i>) |
| atome | Unité de matière composée de trois particules (appelées particules subatomiques) : les protons, les neutrons et les électrons. Les protons et les neutrons se trouvent au centre (noyau) de l'atome et les électrons entourent le noyau. (<i>atome</i>) |
| becquerel (Bq) | Unité de mesure de la quantité de matières radioactives. Un Bq correspond à la désintégration d'un atome par seconde. [becquerel (Bq)] |
| désintégration radioactive | Processus de désintégration spontanée du noyau d'un isotope radioactif au cours duquel le noyau émet de l'énergie excédentaire (rayonnement) afin de devenir stable. (<i>radioactive decay</i>) |
| dose enregistrée | Dose reçue par une personne et mesurée par un service de dosimétrie autorisé, puis communiquée au Fichier dosimétrique national. (<i>dose of record</i>) |
| dosimètre | Appareil de détection du rayonnement porté par une personne et capable de mesurer les doses de rayonnement ionisant. Un dosimètre peut être passif (enregistre un signal et est traité et analysé ultérieurement) ou actif (affiche une lecture directe de la dose détectée ou du débit de dose en temps réel). (<i>dosimeter</i>) |
| dosimétrie externe | Mesure des doses provenant de sources de rayonnement situées à l'extérieur du corps. (<i>external dosimetry</i>) |
| dosimétrie interne | Mesure des doses attribuables aux substances nucléaires qui sont entrées dans le corps par ingestion, par inhalation ou par d'autres moyens. (<i>internal dosimetry</i>) |
| électron | Particule subatomique qui entoure le noyau d'un atome et qui possède une charge électrique négative. (<i>electron</i>) |
| électronvolt (eV) | Unité d'énergie employée en physique des rayonnements. Elle correspond à l'énergie accumulée par un électron lorsqu'il passe par une différence de potentiel d'un volt. [electronvolt (eV)] 1 eV = 1,6 x 10 ⁻¹⁹ joules |
| éléments transuraniens | Éléments chimiques plus lourds que l'uranium. Les éléments transuraniens comprennent l'américium et le plutonium. (<i>transuranic elements</i>) |
| état excité | État d'énergie d'un électron dont le niveau d'énergie est plus élevé que celui de l'état fondamental. (<i>excited state</i>) |
| état fondamental | État de plus basse énergie et le plus stable d'un électron. (<i>ground state</i>) |

| | |
|--|--|
| essai biologique <i>in vitro</i> | Méthode de dosimétrie interne servant à détecter la présence de matières radioactives, ou à en estimer la quantité dans l'urine, les selles ou d'autres matières biologiques extraites du corps. (<i>in-vitro bioassay</i>) |
| essai biologique <i>in vivo</i> | Méthode de dosimétrie interne visant à mesurer les substances nucléaires présentes dans le corps. Cette mesure se fait à l'aide d'instruments externes qui détectent le rayonnement émis par ces substances. (<i>in-vivo bioassay</i>) |
| évanouissement | Disparition du signal d'un dosimètre au fil du temps causée par des facteurs externes comme la température et l'humidité. (<i>fading</i>) |
| facteur d'étalonnage | Facteur servant à étalonner un dosimètre de référence et établissant la relation entre la dose qui a été appliquée au dosimètre et la dose déclarée. (<i>calibration factor</i>) |
| fichier dosimétrique national (FDN) | Base de données maintenue et gérée par Santé Canada, et qui permet d'assurer le suivi des doses de rayonnement reçues par les personnes inscrites tout au long de leur vie. [<i>National Dose Registry (NDR)</i>] |
| gray (Gy) | Unité de mesure servant à exprimer la dose absorbée. Un gray correspond à l'absorption d'un joule de rayonnement ionisant par kilogramme de matière. [<i>Gray (Gy)</i>] |
| interaction électrique | Force de répulsion exercée entre charges électriques de même signe (charge) ou force d'attraction exercée entre charges électriques de signe (charge) différent. (<i>electrical interaction</i>) |
| isotopes | Formes différentes d'atomes d'un élément chimique particulier présentant des nombres différents de neutrons mais le même nombre de protons. (<i>isotopes</i>) |
| neutron | Particule subatomique présente dans le noyau d'un atome. Elle est dépourvue de charge électrique. (<i>neutron</i>) |
| noyau | Région très dense située au cœur d'un atome, composée de protons et de neutrons. (<i>nucleus</i>) |
| période de demi-vie | Temps nécessaire pour que le nombre d'atomes d'une substance subissant une désintégration radioactive soit réduit de moitié par rapport à sa valeur originale. (<i>half-life</i>) |
| photon | Particule élémentaire correspondant au quantum fondamental de la lumière et de toutes les autres formes de rayonnement électromagnétique. (<i>photon</i>) |
| processus de désintégration | Processus au cours duquel un noyau instable émet de l'énergie excédentaire pour atteindre une plus grande stabilité. (<i>decay process</i>) |
| produits de désintégration du radon | Substances nucléaires (polonium 218, plomb 214, bismuth 214 et polonium 214) émises durant la désintégration radioactive du radon. Le polonium 218 et le polonium 214 émettent des particules alpha et sont responsables de la majeure partie de la dose reçue par les voies respiratoires en raison du radon inhalé. Les quatre produits de désintégration du radon ont tous une période de demi-vie inférieure à 30 minutes. (<i>radon decay products</i>) |
| proton | Particule subatomique présente dans le noyau d'un atome et possédant une charge électrique positive. (<i>proton</i>) |

| | |
|---|---|
| rayonnement alpha | Rayonnement constitué de particules alpha comportant chacune deux protons et deux neutrons. Les particules alpha ont une charge positive. En raison de leur charge et de leur masse relativement grandes, leur capacité de pénétration dans la matière est extrêmement limitée. (<i>alpha radiation</i>) |
| rayonnement bêta | Rayonnement composé de particules chargées électriquement, qui sont éjectées du noyau d'un atome et qui présentent une charge négative. Les particules bêta sont du point de vue de la physique identiques aux électrons. (<i>beta radiation</i>) |
| rayonnement de fond | Rayonnement présent en permanence dans l'environnement et émis par des sources naturelles et artificielles. (<i>background radiation</i>) |
| rayonnement gamma | Rayonnement électromagnétique constitué de photons provenant de l'intérieur du noyau d'un atome. Également appelé rayonnement photonique. (<i>gamma radiation</i>) |
| rayonnement ionisant | Rayonnement possédant suffisamment d'énergie pour retirer un électron d'un atome. Il comprend des rayonnements provenant de sources naturelles et de sources artificielles. (<i>ionizing radiation</i>) |
| rayonnement non ionisant | Rayonnement présentant une énergie moindre que le rayonnement ionisant, mais incapable de retirer un électron d'un atome. Le rayonnement non ionisant comprend entre autres les ondes radioélectriques et les micro-ondes. (<i>non-ionizing radiation</i>) |
| rayons X | Rayonnement électromagnétique constitué de photons provenant de l'extérieur du noyau d'un atome. (<i>X-Ray radiation</i>) |
| réponse | En termes de mesure, la réponse correspond à la valeur mesurée ou évaluée, divisée par la valeur conventionnelle vraie. (<i>response</i>) |
| sievert (Sv) | Unité utilisée pour exprimer la dose équivalente et la dose efficace. [<i>sievert (Sv)</i>] 1 Sv = 1 J/kg |
| travailleur du secteur nucléaire (TSN) | Personne qui, du fait de sa profession ou de ses fonctions et des conditions dans lesquelles elle exerce ses activités, si celles-ci sont liées à une substance ou une installation nucléaire, risque vraisemblablement de recevoir une dose de rayonnement supérieure à la limite réglementaire fixée pour la population en général. [<i>nuclear energy worker (NEW)</i>] |
| unité alpha (UA) | Énergie alpha potentielle volumique résultant de la présence de 3,7 Bq de chaque produit de désintégration du radon. [<i>working level (WL)</i>] |
| unité alpha-mois (UAM) | Unité de mesure exprimant le niveau d'exposition aux produits de désintégration du radon. Un mois de travail équivaut à 170 heures. Par conséquent, une unité alpha-mois correspond à l'exposition d'une personne exposée à une unité alpha pendant 170 heures. [<i>working level month (WLM)</i>] |

13.0 BIBLIOGRAPHIE

1. Commission canadienne de sûreté nucléaire, *Règlement sur la radioprotection*, mai 2000.
2. Commission internationale de protection radiologique (CIPR). Publication 38, *Radionuclide Transformations*, vol. 11 à 13, 1983.
3. Commission canadienne de sûreté nucléaire, *Exigences techniques et d'assurance de la qualité pour les services de dosimétrie*, norme d'application de la réglementation S-106, révision 1, juin 2006.
4. Poston, J. Sr, « External Dosimetry and Personnel Monitoring », *Health Physics*, 88(4), p. 289 à 296, 2005.
5. Agence internationale de l'énergie atomique, *Assessment of Occupational Exposure Due to Intakes of Radionuclides*, Guide de sûreté RS-G-1.2, 1999.
6. Commission internationale de protection radiologique, *Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intakes of Radionuclides: Part 1*, Publication 56, vol. 20, n° 2, Pergamon Press, 1989.
7. Groupe consultatif sur les rayonnements ionisants, *Review of Risks from Tritium*, Health Protection Agency, Radiation, Chemical and Environmental Hazards, 2007.
8. Thind, K.S., « Monitoring Methods and Dose Assessment for Internal Exposures Involving Mixed Fission and Activation Products Containing Actinides », *Health Physics*, 80 (1), p. 47 à 53, janvier 2001.
9. Commission canadienne de sûreté nucléaire, *Données sur les doses reçues par les travailleurs dans les grandes installations nucléaires canadiennes 2001-2007*, INFO-0775, juin 2009.