



Radioprotection

Radioprotection

REGDOC-2.7.1

VERSION DESTINÉE À LA CONSULTATION

Mars 2019

ÉBAUCHE



Radioprotection

Document d'application de la réglementation REGDOC-2.7.1

© Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) 20XX

N° de cat. XXXXXXXXX

ISBN XXXXX

La reproduction d'extraits de ce 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: **Radiation Protection***

Disponibilité du document

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

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

Téléphone : 613-995-5894 ou 1-800-668-5284 (au Canada seulement)

Télécopieur : 613-995-5086

Courriel : cnsccinfo@ccsn.ca

Site Web : suretenucleaire.gc.ca

Facebook : [facebook.com/Commissioncanadiennedesuretenucleaire](https://www.facebook.com/Commissioncanadiennedesuretenucleaire)

YouTube : [youtube.com/ccsnccsc](https://www.youtube.com/ccsnccsc)

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

LinkedIn : [linkedin.com/company/cnsc-ccsn](https://www.linkedin.com/company/cnsc-ccsn)

Historique de publication

[Mois 20xx] Version X

Préface

Ce document d'application de la réglementation fait partie de la série de documents d'application de la réglementation de la CCSN intitulée « Radioprotection », qui porte également sur les lignes directrices en matière de dosimétrie et de radioprotection pour la manipulation sécuritaire des dépouilles. La liste complète des séries de documents d'application de la réglementation figure à la fin de ce document et elle peut être consultée sur le [site Web de la CCSN](#).

Le document d'application de la réglementation REGDOC-2.7.1, *Radioprotection*, présente des exigences et de l'orientation concernant les programmes de radioprotection ainsi que les principes de contrôle des doses aux travailleurs et de contrôle des dangers radiologiques pour assurer la protection des travailleurs et des membres du public.

Pour en savoir plus sur la mise en œuvre des documents d'application de la réglementation du fondement d'autorisation et sur l'approche graduelle, consultez le REGDOC-3.5.3, *Principes fondamentaux de réglementation*.

Le terme « doit » est employé pour exprimer une exigence à laquelle le titulaire ou le demandeur de permis doit se conformer; le terme « devrait » dénote une orientation ou une mesure conseillée; le terme « pourrait » exprime une option ou une mesure conseillée ou acceptable dans les limites de ce document d'application de la réglementation; et le terme « peut » exprime une possibilité ou une capacité.

Aucune information contenue dans le présent document ne doit être interprétée comme libérant le titulaire de permis de toute autre exigence pertinente. Le titulaire de permis a la responsabilité de prendre connaissance de tous les règlements et de toutes les conditions de permis applicables et d'y adhérer.

Table des matières

1. Introduction	1
1.1 Objet	1
1.2 Portée	2
2. Interprétation et application du <i>Règlement sur la radioprotection</i>	2
3. Administration de substances nucléaires à des fins thérapeutiques	3
4. Programme de radioprotection	3
4.1 Application du principe ALARA	5
4.2 Maîtrise des pratiques de travail par la direction	10
4.3 Qualifications et formation du personnel	11
4.4 Contrôle de l'exposition professionnelle et de l'exposition du public au rayonnement	13
4.5 Préparation aux situations inhabituelles	17
4.6 Substances nucléaires rejetées en raison d'une activité autorisée	18
5. Contrôle et enregistrement des doses	19
5.1 Méthodes de mesure directe de l'exposition et des doses	19
5.2 Méthodes d'estimation des expositions et des doses	20
5.3 Exposition et doses : mesure directe ou estimation	20
5.4 Dosimétrie	21
6. Seuils d'intervention	22
6.1 Élaboration, utilisation et révision des seuils d'intervention	24
6.2 Surveillance	25
6.3 Réponse en cas de dépassement d'un seuil d'intervention	25
7. Renseignements à fournir aux travailleurs du secteur nucléaire	26
8. Obligation d'utiliser un service de dosimétrie autorisé	28
9. Collecte des renseignements personnels	30
10. Obligations des travailleurs du secteur nucléaire	30
11. Travailleuses enceintes du secteur nucléaire et celles qui allaitent	31
12. Interprétation des limites de dose de rayonnement	33
13. Limites de dose efficace	33
14. Limites de dose équivalente	34
15. Urgences	36
16. Dépassement d'une limite de dose réglementaire	38
17. Autorisation de retour au travail	39
18. Services de dosimétrie – Demande de permis d'exploitation	40
19. Obligations du titulaire de permis	40
20. Étiquetage des récipients et des appareils	40
21. Affichage aux limites et aux points d'accès	42
22. Utilisation du symbole de mise en garde contre les rayonnements	43

23. Affichage frivole de panneaux.....	43
24. Documents à conserver par le titulaire de permis.....	43
25. Instruments de détection et de mesure du rayonnement.....	44
25.1 Étalonnage des radiamètres et des dosimètres à lecture directe.....	44
25.2 Rendement de la surveillance de l'équipement de contamination	45
Annexe A : Orientation concernant la prestation de la formation en radioprotection par groupe de travail.....	47
A.1 Direction	47
A.2 Personnel de radioprotection.....	47
A.3 Travailleurs du secteur nucléaire	47
A.4 Employés des services généraux.....	48
A.5 Personnel contractuel.....	48
A.6 Visiteurs	48
A.7 Personnel d'intervention d'urgence	49
Annexe B : Orientation relative aux programmes de surveillance en milieu de travail.....	50
B.1 Programme de contrôle de la contamination.....	50
B.2 Surveillance et contrôle du débit de dose de rayonnement	53
B.3 Surveillance et contrôle de la radioactivité en suspension dans l'air	53
Annexe C : Surveillance de la contamination radioactive	55
C.1 Méthode de mesure	55
C.2 Objet de la surveillance de confirmation de la contamination	55
C.3 Vérifications des instruments.....	55
C.4 Fréquence de la surveillance de confirmation de la contamination	56
C.5 Décontamination.....	56
C.6 Dossiers de surveillance.....	56
C.7 Mesure directe de la contamination à l'aide d'un radiamètre portatif	57
C.8 Mesure indirecte de la contamination par frottis.....	57
C.9 Efficacité du détecteur	57
C.10 Relation entre les valeurs mesurées et les critères de contamination	58
C.11 Activité minimale décelable	59
C.12 Présentation des résultats comportant une incertitude	59
C.13 Sensibilité des appareils.....	59
C.14 Choix des contaminamètres	60
Annexe D : Étalonnage des radiamètres et des dosimètres à lecture directe.....	63
D.1 Documentation de la procédure d'étalonnage.....	63
D.2 Vérification pré-étalonnage des radiamètres.....	63
D.3 Attentes physiques et environnementales concernant les gabarits et les radiamètres	63
D.4 Attentes concernant les sources d'étalonnage.....	64
D.5 Attentes concernant l'étalonnage des radiamètres	65
D.6 Attentes concernant l'étalonnage des dosimètres à lecture directe	65
D.7 Attentes concernant les dossiers	66
D.8 Documentation d'étalonnage	66
D.9 Tenue des registres.....	66
Glossaire.....	67
Références	68

Radioprotection

Le REGDOC-2.7.1 s'aligne sur les modifications proposées au [Règlement sur la radioprotection \(le Règlement\)](#), qui sont décrites dans le [Rapport sur ce que nous avons entendu](#) qui traite du document de travail [DIS-13-01 : Modifications proposées au Règlement sur la radioprotection](#).

La consultation publique sur les modifications proposées sera annoncée dans la Partie I de la *Gazette du Canada*. La CCSN informera les parties intéressées de l'occasion de formuler des commentaires à l'aide de son site Web et par courriel. Ce document d'application de la réglementation pourrait être révisé en fonction des modifications proposées au *Règlement sur la radioprotection* et des commentaires découlant de la consultation sur le présent document.

1. Introduction

Le présent document d'application de la réglementation REGDOC-2.7.1, *Radioprotection*, ainsi que les tomes I et II du REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie*^{1,2}, remplace les documents d'application de la réglementation publiés précédemment et portant sur des questions de radioprotection :

- G-121, rév. 1, *La radioprotection dans les établissements d'enseignement, de santé et de recherche*
- G-129, *Maintenir les expositions et les doses au « niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA) »*
- G-91, *Contrôle et enregistrement des doses de rayonnement aux personnes*
- GD-150, *Conception et mise en œuvre d'un programme d'essais biologiques*
- G-228, *Élaboration et utilisation des seuils d'intervention*
- G-313, *Formation en radioprotection des travailleurs exécutant des activités autorisées avec des substances nucléaires et des appareils à rayonnement, dans des installations nucléaires et avec de l'équipement réglementé de catégorie II*

Le présent document, offre de nouvelles orientations sur les sujets suivants :

- les programmes de radioprotection
- les principes de contrôle des doses aux travailleurs
- les principes de contrôle des dangers radiologiques

1.1 Objet

Le présent document décrit les exigences et l'orientation concernant l'application du Règlement. Ce document d'application de la réglementation permettra de s'assurer que les titulaires de permis mettent en œuvre des mesures adéquates de radioprotection conformément à la [Loi sur la](#)

¹ La consultation publique sur le REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome I : Détermination des doses professionnelles* (ébauche) [1] se déroule simultanément avec la consultation sur ce document d'application de la réglementation. Pour des détails supplémentaires, voir le [site Web de la CCSN](#).

² Le REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome II : Exigences techniques et relatives aux systèmes de gestion pour les services de dosimétrie* [2], devrait paraître au début du printemps 2019. Pour des détails supplémentaires, voir le [site Web de la CCSN](#).

[sûreté et la réglementation nucléaires](#) (LSRN, la Loi) et au Règlement. De plus, ce document est destiné à être utilisé par les demandeurs et les titulaires de permis de la CCSN.

1.2 Portée

Ce document présente de l'orientation sur l'application et la mise en œuvre du Règlement afin d'assurer la protection des travailleurs et des membres du public. La portée de ce document ne comporte pas d'orientation en matière de protection de l'environnement, car ce sujet est traité par le document d'application de la réglementation de la CCSN REGDOC-2.9.1, *Politique, évaluations environnementales et mesures de protection de l'environnement*, version 1.1 [3].

Les exigences et l'orientation sur la détermination et la consignation des doses sont incluses dans le présent document. Cependant, on devrait consulter les documents d'application de la réglementation de la CCSN REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie*, tomes I et II (ébauche), pour obtenir de plus amples renseignements sur la détermination des expositions professionnelles (tome I) et les exigences techniques et relatives aux systèmes de gestion pour les services de dosimétrie (tome II).

2. Interprétation et application du Règlement sur la radioprotection

L'article 1 du Règlement présente les définitions qui s'appliquent audit Règlement, et l'article 2 traite de son applicabilité.

La LSRN et ses règlements d'application s'appliquent au développement, à la production et à l'utilisation de l'énergie nucléaire, ainsi qu'à la production, à la possession et à l'utilisation de substances nucléaires, d'équipement réglementé et de renseignements réglementés au Canada. Bien que le Règlement s'applique généralement à tous les titulaires de permis relevant de la LSRN, il existe des exceptions précises. Le Règlement ne s'applique pas à un titulaire de permis pour ce qui est des doses de rayonnement reçues par une personne ou engagées à son égard :

- au cours de l'examen, du diagnostic ou du traitement d'une personne par un médecin
- à la suite de la participation volontaire d'une personne à une étude de recherche biomédicale
- pendant qu'une personne agit à titre de personne soignante

Une personne soignante est une personne qui, volontairement et en pleine connaissance de cause – et non en tant que professionnel – contribue au soutien et au confort d'un patient à qui l'on a administré une substance nucléaire à des fins thérapeutiques. Une personne soignante peut être un membre de la famille du patient, autre qu'un jeune enfant ou un nourrisson, qui participe directement aux soins du patient.

Bien que les exigences du Règlement ne s'appliqueraient pas aux titulaires de permis à l'égard d'une dose reçue par une personne soignante, la CCSN recommande que les doses aux personnes soignantes soient maintenues au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA). La publication 103 de la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR), [Recommandations 2007 de la Commission internationale de protection radiologique](#) [4], recommande que les doses aux personnes soignantes de patients traités à l'aide de radionucléides soient maintenues au niveau ALARA et en dessous de 5 mSv par épisode (c.-à-d. pour la durée de la dissémination à la suite de la thérapie).

3. Administration de substances nucléaires à des fins thérapeutiques

L'article 3 du Règlement précise les obligations des titulaires de permis lorsqu'une substance nucléaire est administrée à une personne à des fins thérapeutiques. Les titulaires de permis sont tenus d'informer la personne des méthodes visant à réduire l'exposition d'autres personnes aux rayonnements, exposition qui pourrait résulter de leur traitement, y compris toute personne qui fournit des soins et de l'aide à cette personne.

Pour de plus amples renseignements sur la manière de communiquer des instructions aux patients, veuillez consulter les documents d'application de la réglementation de la CCSN REGDOC-1.6.1, *Guide de présentation d'une demande de permis : Substances nucléaires et appareils à rayonnement* [5] et REGDOC-1.4.1, *Guide de présentation d'une demande de permis : Installations nucléaires et équipement réglementé de catégorie II* (ébauche)³ [6]

4. Programme de radioprotection

L'article 4 du Règlement exige que chaque titulaire de permis mette en œuvre un programme de radioprotection qui respecte les exigences réglementaires et maintient les doses aux personnes au niveau ALARA, en tenant compte des facteurs sociaux et économiques. Les titulaires de permis doivent respecter cette exigence en mettant en œuvre les mesures suivantes : maîtrise des pratiques de travail par la direction, qualification et formation du personnel, contrôle de l'exposition professionnelle et de l'exposition du public aux rayonnements, et planification des situations inhabituelles.

Dans le cadre du programme de radioprotection, les titulaires de permis doivent également vérifier la quantité et la concentration de toute substance nucléaire rejetée dans l'environnement à la suite de l'activité autorisée, par des relevés directs dans le cadre d'une activité de surveillance. Si le temps et les ressources nécessaires à la prise d'un relevé direct résultant de la surveillance l'emportent sur l'utilité de déterminer la quantité et la concentration à l'aide de cette méthode, alors la quantité et la concentration peuvent être estimées. Cette exigence est également considérée comme faisant partie d'un programme de protection de l'environnement. Des renseignements additionnels concernant ces exigences sont présentés à la section 4.6 ci-dessous et dans le document d'application de la réglementation de la CCSN REGDOC-2.9.1, *Protection de l'environnement : Principes, évaluations environnementales et mesures de protection de l'environnement*, version 1.1 [3].

Élaboration et mise en œuvre d'un programme

Un programme de radioprotection efficace comprend une politique, une stratégie et une méthode de radioprotection, ainsi que la mise en œuvre du principe ALARA qui devrait être intégré à tous les aspects du programme de radioprotection, y compris les mesures visant à prévenir ou à réduire les expositions potentielles et à atténuer les conséquences des accidents. L'application du principe ALARA est traitée plus en détail à la sous-section 4.1 du présent document.

Le programme de radioprotection devrait être élaboré conformément aux principes du système de gestion des titulaires de permis. Il devrait y avoir un processus guidant l'examen régulier du

³ La CCSN compte publier le REGDOC-1.4.1 au début du printemps 2019.

programme et des procédures de radioprotection afin que le programme demeure à jour et incorpore les meilleures pratiques. L'examen documenté devrait comprendre les résultats et le suivi, notamment la mise à jour des procédures, de l'équipement et des installations lorsque des améliorations sont justifiées.

L'efficacité de la mise en œuvre du programme de radioprotection devrait être évaluée à intervalles réguliers, et on devrait utiliser des buts et objectifs de rendement. Le suivi du rendement par rapport aux buts et objectifs établis devrait être fondé sur des indicateurs de rendement ou des paramètres qui sont faciles à recueillir dans le cadre des extraits du programme. Voici quelques exemples d'indicateurs utilisés pour surveiller le rendement du programme de radioprotection :

- les doses individuelles et collectives aux travailleurs et au public
- les dépassements des seuils d'intervention relatifs au rayonnement
- les événements de contamination en surface et du personnel
- le rendement des instruments fixes et portatifs de contrôle radiologique en termes d'étalonnage et des échecs de vérification à la source

De plus, des objectifs de rendement peuvent être établis pour surveiller l'efficacité des mesures ALARA, et des renseignements supplémentaires à ce sujet se trouvent à la sous-section 4.1.5.

La structure de base d'un programme de radioprotection devrait comprendre les politiques et les procédures relatives aux principaux éléments du cadre de radioprotection, notamment :

- l'application du principe ALARA (voir la sous-section 4.1)
- la maîtrise des pratiques de travail par la direction (voir la sous-section 4.2)
- la qualification et la formation du personnel (voir la sous-section 4.3)
- le contrôle de l'exposition professionnelle et de l'exposition du public aux rayonnements (voir la sous-section 4.4)
- la planification en cas de situations inhabituelles (voir la sous-section 4.5)
- la détermination de la quantité et de la concentration de toute substance nucléaire rejetée à la suite de l'activité autorisée (voir la sous-section 4.6)

La conception et la complexité du programme de radioprotection devraient s'appuyer sur une approche graduelle, en fonction des dangers et des risques radiologiques associés aux activités autorisées. De plus, des exigences particulières concernant les programmes de radioprotection se trouvent dans les guides de demande de permis de la CCSN ci-dessous. Les demandeurs et les titulaires de permis devraient les consulter au besoin :

- RD/GD-369, *Guide de présentation d'une demande de permis : Permis de construction d'une centrale nucléaire* [7]
- REGDOC-1.1.3, *Guide de présentation d'une demande de permis : Permis d'exploitation d'une centrale nucléaire* [8]
- REGDOC-1.4.1, *Guide de présentation d'une demande de permis : Installations nucléaires et équipement réglementé de catégorie II (ébauche)* [6]
- REGDOC-1.6.1, *Guide de présentation d'une demande de permis : Substances nucléaires et appareils à rayonnement, version 2* [5]

4.1 Application du principe ALARA

L'alinéa 4a) du Règlement exige que les titulaires de permis mettent en œuvre des mesures pour maintenir la dose efficace et la dose équivalente reçues par les personnes et engagées envers elles au niveau ALARA, en tenant compte des facteurs sociaux et économiques. Il ne suffit pas qu'un titulaire de permis respecte les limites de dose appropriées. Il faut s'efforcer de réduire davantage les doses chaque fois qu'il est possible et raisonnable de le faire. On s'attend à ce que la direction et les travailleurs s'engagent à respecter le principe du maintien des doses au niveau ALARA et à prendre les mesures appropriées pour réduire les doses dans la mesure du possible.

D'un point de vue pratique, le principe ALARA requiert une approche qui :

- examine toutes les mesures possibles concernant la substance nucléaire, l'appareil à rayonnement ou l'équipement réglementé et la façon dont les personnes travaillent avec la substance nucléaire, l'appareil à rayonnement ou l'équipement réglementé ou à proximité de ceux-ci
- s'appuie sur un processus de « gestion par objectifs » selon la séquence suivante : planification, établissement d'objectifs, suivi, mesure du rendement, évaluation et analyse du rendement pour définir des initiatives d'amélioration ou des mesures correctives, et établissement de nouveaux objectifs
- est adaptée pour tenir compte de toute évolution ou de tout changement significatif de l'état des techniques et de la technologie, des ressources disponibles et du contexte social existant
- exige l'appropriation et encourage la responsabilisation et l'engagement, de sorte que toutes les parties adoptent une attitude responsable à l'égard du processus
- encourage la pensée créative et les efforts organisés pour trouver des possibilités d'amélioration et d'apprentissage à partir de l'expérience d'exploitation

4.1.1 Engagement vis-à-vis du principe ALARA

Les titulaires de permis devraient adopter une politique par laquelle ils s'engagent à respecter le principe ALARA comme preuve de conformité à l'alinéa 4a) du Règlement.

Il est essentiel que tous les niveaux de la direction au sein de l'organisation d'un titulaire de permis – en particulier au niveau de la haute direction – s'engagent à adopter une politique de sûreté et de saines pratiques de radioprotection afin de maintenir toutes les doses au niveau ALARA. Cet engagement devrait être pris par voie d'énoncés de politique écrits provenant du plus haut niveau de la direction et s'appuyer sur un soutien clair et démontrable (p. ex., leadership de la direction) pour les personnes ayant une responsabilité directe en matière de radioprotection en milieu de travail.

Les titulaires de permis devraient élaborer un processus par lequel ils mettront en œuvre leur engagement en matière de politique ALARA. Dans certains cas, l'application des principes de radioprotection par des employés bien formés sera tout à fait suffisante pour respecter l'énoncé de politique concernant le maintien des doses au niveau ALARA.

Pour traduire cet engagement en mesures efficaces, les titulaires de permis devraient établir des dispositions organisationnelles appropriées et attribuer clairement les responsabilités et les pouvoirs nécessaires à la mise en œuvre de ces mesures. Les titulaires de permis devraient s'assurer que des mécanismes sont en place pour encourager la participation de toutes les personnes au sein de l'organisation à l'élaboration de méthodes pour maintenir les doses au

niveau ALARA, et faire en sorte qu'ils ont l'occasion de fournir une rétroaction concernant l'efficacité des mesures de radioprotection.

La radioprotection fait partie de la culture de sûreté de l'organisation d'un titulaire de permis. La direction d'un titulaire de permis a un rôle à jouer dans la promotion d'une culture de sûreté au sein de laquelle tous les membres de l'organisation reconnaissent l'importance d'optimiser les doses découlant de l'exposition aux rayonnements. Les exigences et l'orientation visant à favoriser et à évaluer la culture de sûreté sont présentées dans le document d'application de la réglementation de la CCSN REGDOC-2.1.2, *Culture de sûreté* [9].

4.1.2 Attribution des ressources

Dans le cadre de leur engagement envers la politique ALARA, les titulaires de permis peuvent contribuer au contrôle des doses aux personnes en fournissant les ressources financières et humaines appropriées.

D'un point de vue financier, ces ressources appropriées consistent à financer les installations et les équipements adéquats pour soutenir le programme de radioprotection, et les moyens financiers pour mettre en œuvre les initiatives ALARA. Les facteurs économiques sont considérés comme faisant partie du processus ALARA et sont traités plus en détail à la sous-section 4.1.4. Pour ce qui est des ressources humaines, il s'agit, pour les titulaires de permis, d'offrir les ressources soutenant l'application du principe ALARA par la dotation de rôles de soutien, comme la surveillance de la radioprotection et du programme ALARA (il en est question plus en détail à la sous-section 4.2), ainsi que la formation. En attribuant des ressources humaines appropriées, les titulaires de permis devraient également s'assurer que le personnel a suffisamment de temps à consacrer aux ressources du programme. C'est pourquoi il faut faire preuve de prudence lorsque l'on attribue plus d'un rôle à une personne qui a des responsabilités en matière de radioprotection et d'application du programme ALARA. Pour certains titulaires de permis, il serait avantageux de recourir à une approche intégrée en matière de santé et de sécurité en vue de l'application du principe ALARA (c.-à-d. une approche dans laquelle les ressources affectées à la réduction des risques radiologiques et non radiologiques sont considérées dans leur ensemble). Ainsi, on pourrait éviter de réduire la dose au détriment du contrôle des risques classiques qui peuvent avoir un impact plus important sur la santé et la sécurité.

La meilleure option pour minimiser les doses dépend toujours du contexte de l'exposition et doit tenir compte du meilleur niveau de protection qui peut être atteint, compte tenu des circonstances. La meilleure option est habituellement déterminée à la suite d'une évaluation (il en est question plus en détail à la sous-section 4.1.3), qui tient compte du préjudice causé par l'exposition par rapport aux ressources disponibles pour améliorer la protection des personnes. Ainsi, la meilleure option n'est pas nécessairement celle qui offre la dose la plus faible. Par exemple, dans les cas où les doses sont déjà très faibles, la meilleure option pourrait consister à consacrer les ressources disponibles à l'amélioration d'autres aspects de la santé et de la sécurité des travailleurs et du lieu de travail, plutôt qu'à des efforts supplémentaires visant à réduire les doses. Par conséquent, même si la dose reçue par certains travailleurs ou groupes de travailleurs peut être plus élevée que la dose moyenne autorisée pour le titulaire de permis, la dose peut déjà être considérée comme étant au niveau ALARA, ce qui rend inutile tout effort supplémentaire visant à réduire la dose dans de telles circonstances. Les efforts de réduction de la dose ne devraient pas viser uniquement les travailleurs ayant reçu la dose la plus élevée. Des moyens pratiques de réduire la dose peuvent être trouvés pour d'autres travailleurs pour lesquels les doses ne sont pas les plus élevées.

Afin de réduire au minimum les ressources requises qui sont susceptibles d'offrir un rendement limité pour ce qui est d'améliorer la sûreté, la CCSN peut considérer que, outre l'analyse initiale, une évaluation ALARA n'est pas nécessaire dans les circonstances suivantes :

- il est peu probable que la dose individuelle des travailleurs dépasse 1 mSv par année
- il est peu probable que la dose reçue par les membres du public dépasse 50 µSv par année

4.1.3 Processus d'application du principe ALARA

L'application du principe ALARA doit être prise en compte à toutes les étapes – de la conception des installations, des processus, des structures, des systèmes et des composants, jusqu'à l'exploitation, au déclassement et à la gestion des déchets. Pour appliquer le principe ALARA, les titulaires de permis devraient recourir à un processus continu et cyclique (c.-à-d. un processus d'optimisation ou un processus visant expressément le principe ALARA) qui comprend l'évaluation du contexte de l'exposition afin de déterminer si des mesures s'imposent (définition du processus). De plus, on doit déterminer les options possibles pour maintenir l'exposition au niveau ALARA, sélectionner la meilleure option possible compte tenu des circonstances; mettre en œuvre l'option choisie au moyen d'un programme d'optimisation efficace et, enfin, procéder à un examen régulier du contexte de l'exposition pour déterminer si les circonstances actuelles exigent la mise en œuvre de mesures correctives.

Le jugement du caractère raisonnable est inhérent au processus ALARA. La compréhension, les bonnes pratiques et la faisabilité aident à juger du caractère raisonnable d'une action :

- La compréhension est fondée sur l'expérience, les connaissances et l'exercice du jugement professionnel (p. ex., un changement pratique à très faible coût qui réduit la dose devrait être apporté même si les doses sont déjà faibles).
- Les bonnes pratiques tiennent compte des pratiques de radioprotection et du rendement d'autres activités similaires.
- La faisabilité comprend les approches pragmatiques visant à améliorer la radioprotection (c.-à-d. en tenant compte des coûts et des avantages associés à la mise en œuvre des changements en fonction de leur importance pratique).

La publication 101b de la CIPR, *The Optimisation of Radiological Protection : Broadening the Process* [10], fournit de l'orientation sur l'élaboration d'un processus d'optimisation. Les étapes suivantes présentent un exemple de processus d'évaluation des options pour atteindre l'objectif ALARA :

1. Définir le contexte de l'exposition et faire une analyse préliminaire du type et du niveau des doses prévues.
2. Déterminer les options de radioprotection (voir la section 4.4) :
 - a. appliquer des contrôles techniques (élimination du danger, utilisation de blindage, éloignement des personnes des sources de rayonnement, etc.)
 - b. appliquer des contrôles administratifs (limiter l'accès et le temps à proximité des sources de rayonnement, utiliser un équipement de protection individuelle (EPI), etc.)
3. Quantifier, dans la mesure du possible, l'impact des options de radioprotection en termes de coût, de dose, de temps, etc. (pour certains facteurs, une évaluation qualitative peut être nécessaire).
4. Comparer les options.
5. Choisir et mettre en œuvre une solution optimisée.
6. Surveiller le rendement de la solution mise en œuvre et réévaluer si nécessaire.

On ne s'attend normalement pas à une augmentation des doses si les circonstances propres au contexte de l'exposition ne changent pas. Les changements peuvent avoir une incidence sur les niveaux de dose des travailleurs et sont considérés comme des occasions de revoir les options ALARA mises en œuvre pour une pratique donnée. Toute proposition susceptible d'entraîner une augmentation prévue des doses aux travailleurs doit être justifiée.

4.1.4 Prise en compte des facteurs sociaux et économiques

Le principe ALARA tient compte des facteurs sociaux et économiques, et les titulaires de permis ont la responsabilité générale d'évaluer et de documenter comment ils justifient la façon dont ils tiendront compte de ces facteurs dans l'application du principe ALARA afin d'étayer leurs décisions.

Les facteurs sociaux qui pourraient être pris en compte comprennent l'équité, la durabilité, les avantages individuels, les avantages sociaux et la confiance sociale. Dans tous les cas, le point de vue du public peut également être pertinent.

Les facteurs économiques pourraient inclure, par exemple, l'impact financier des mesures de protection par rapport à l'avantage obtenu. Certaines décisions sur la question de savoir si les efforts de réduction des doses sont économiquement justifiables peuvent être prises au moyen d'une analyse coûts-avantages ou par d'autres techniques quantitatives. Cependant, il peut s'avérer inapproprié de tenir compte uniquement d'arguments quantitatifs pour juger du caractère raisonnable. On trouvera une analyse de la valeur monétaire de la dose collective unitaire dans le document n° 21 de la série de rapports de sûreté de l'AIEA, [L'optimisation de la radioprotection dans le cadre de la maîtrise de l'exposition professionnelle](#) [11], qui offre de l'orientation sur le moment où de telles décisions doivent être prises. On trouvera de l'orientation additionnelle dans la publication 55 de la CIPR : *Optimization and Decision-Making in Radiological Protection* [12].

4.1.5 Surveillance de l'application du principe ALARA

Le principe ALARA intègre la notion que le niveau d'effort qui devrait être appliqué pour optimiser les doses dépend de l'ampleur des doses projetées ou historiques. L'examen régulier des dossiers de dosimétrie et d'autres indicateurs appropriés, comme la fréquence des incidents de contamination, constitue un élément essentiel de la surveillance de l'application du principe ALARA. Ces examens déterminent les tendances qui permettent aux titulaires de permis d'évaluer l'efficacité de leurs efforts de réduction des doses.

En plus d'examiner les doses et d'autres statistiques pertinentes, les titulaires de permis peuvent démontrer qu'ils exercent une surveillance efficace de l'application du principe ALARA en examinant régulièrement l'information sur les nouvelles technologies et procédures qui pourraient améliorer les mesures de radioprotection. Les titulaires de permis devraient se tenir au courant des progrès technologiques en matière d'équipement et d'instruments de protection afin de connaître les méthodes améliorées de surveillance de l'exposition et de réduction des doses.

Les titulaires de permis devraient également s'assurer que la direction effectue des examens et des inspections internes périodiques des lieux de travail pour observer directement le respect, par les travailleurs, des pratiques établies en matière de radioprotection et de sécurité classique. Ces inspections devraient être documentées afin de saisir la façon dont le principe ALARA est mis en œuvre, et l'information devrait être partagée dans l'ensemble de l'organisation.

Parmi les autres mesures que les titulaires de permis peuvent intégrer à leurs activités quotidiennes pour faciliter la surveillance de l'application du principe ALARA, mentionnons les suivantes :

1. Les programmes ALARA peuvent aider à organiser et à documenter les initiatives et activités ALARA, ce qui permet de démontrer que des mesures sont prises pour maintenir les doses au niveau ALARA.
2. Des comités composés de membres de la direction et de travailleurs peuvent être bénéfiques. En règle générale, ces comités élaborent des initiatives ALARA, ils en examinent le rendement, et ensuite ils examinent les incidents et en discutent. La création de comités multidisciplinaires devrait être envisagée, car ils peuvent aider à accroître la sensibilisation et la mobilisation à l'égard des initiatives ALARA dans l'ensemble de l'organisation.
3. L'établissement d'objectifs de rendement d'un programme ALARA et le suivi du rendement par rapport à ces objectifs permettent à la direction et aux travailleurs de concentrer leurs efforts sur des domaines de la radioprotection qui doivent être améliorés. On peut définir des objectifs en ce sens sous forme d'un paramètre statistique, comme la dose moyenne ou la dose collective pendant une période donnée, ou en fonction de la fréquence d'un événement (p. ex., incidents de contamination). La période spécifiée est l'intervalle de temps choisi pour la surveillance du rendement (p. ex., chaque trimestre, chaque semestre). Un examen du rendement, pour ce qui est d'atteindre ces objectifs, peut également amener le titulaire de permis à fixer des cibles plus rigoureuses pour les périodes subséquentes. Les objectifs de rendement d'un programme ALARA devraient être établis à des fréquences fixes, conformément à un processus documenté. Les progrès réalisés afin d'atteindre les objectifs devraient faire l'objet d'un suivi, et des mesures correctives appropriées devraient être prises. Enfin, on devrait ajuster périodiquement les objectifs pour s'assurer qu'ils sont réalistes. Les objectifs doivent être ambitieux et prospectifs.
4. Les niveaux de contrôle de l'exposition peuvent être développés et documentés dans la planification du travail et les procédures – par exemple, pour l'exécution d'une tâche particulière. En tenant compte des conditions de l'installation et de l'expérience d'exploitation, les titulaires de permis peuvent planifier des mesures et établir des niveaux prudents de contrôle de l'exposition pour les tâches. Cela permet également de procéder à une analyse rétrospective des tâches une fois terminées, et de répertorier et d'intégrer les leçons apprises dans les futures activités de planification du travail. Cette planification peut inclure un système de permis de travail et s'appuyer sur l'expérience d'exploitation, les tendances et les doses associées aux tâches précédentes.
5. Enfin, on peut recourir aux contraintes de dose de façon prospective pour optimiser la radioprotection dans diverses situations rencontrées lors de la planification et de l'exécution des tâches, et lors de la conception des installations ou des équipements. Ces contraintes doivent donc être déterminées et documentées au cas par cas en fonction des caractéristiques particulières de l'exposition. Les contraintes de dose peuvent être exprimées en unités de dose individuelle, de dose collective ou de débit de dose ambiante. Le processus d'établissement d'une contrainte de dose pour toute situation particulière devrait comprendre un examen de l'expérience d'exploitation et de la rétroaction concernant des situations similaires, si possible, ainsi que la prise en compte des facteurs économiques, sociaux et techniques. En ce qui concerne l'exposition professionnelle, l'expérience et les analyses comparatives avec les meilleures pratiques de l'industrie sont d'une importance particulière dans l'établissement des contraintes de dose.

4.2 Maîtrise des pratiques de travail par la direction

Les titulaires de permis peuvent s'assurer que les exigences du programme de radioprotection sont respectées si tous les niveaux de l'organisation – autant la direction que les travailleurs – y contribuent de manière constructive. Les contributions respectives de ces personnes, à titre individuel, dépendront des exigences réglementaires et des responsabilités des travailleurs telles qu'elles sont établies par les décisions et les structures de l'entreprise.

La responsabilité de la mise en œuvre du programme de radioprotection au sein de l'organisation d'un titulaire de permis devrait être attribuée par la direction au personnel, le cas échéant. Les responsabilités de chaque niveau hiérarchique (de la haute direction aux travailleurs réalisant des tâches précises) concernant chaque aspect du programme de radioprotection devraient être clairement délimitées et documentées dans des énoncés de politique écrits afin de s'assurer que tous en aient connaissance.

Les titulaires de permis confient généralement aux cadres supérieurs la responsabilité globale de l'entreprise en matière de conformité à la réglementation et de radioprotection. En retour, ces cadres supérieurs délèguent habituellement les responsabilités courantes de l'administration quotidienne et de l'application de la radioprotection à du personnel qualifié. Cependant, nonobstant une telle délégation, les titulaires de permis demeurent légalement responsables du respect des exigences réglementaires de la CCSN.

Les gestionnaires ont la responsabilité d'assurer la sécurité du personnel, des travailleurs et du public pendant la conduite des activités autorisées. Par conséquent, les gestionnaires de tous les niveaux devraient s'efforcer de promouvoir une culture de sûreté positive au sein du milieu de travail et de l'organisation en général. En faisant ainsi la promotion de la sûreté et de la sécurité, en mettant en œuvre et en appliquant les politiques, programmes, pratiques, procédures et contrôles appropriés, les gestionnaires peuvent démontrer leur engagement personnel et celui de l'organisation envers la sécurité classique et la radioprotection dans le milieu de travail.

Par conséquent, les gestionnaires devraient s'assurer que tout le personnel chargé de l'administration courante des questions de radioprotection agit de façon efficace. Les gestionnaires devraient encourager un rendement positif au travail en établissant des liens adéquats en matière de communications, de rapports et de supervision avec le personnel concerné. Les gestionnaires devraient disposer de l'autorité et des ressources matérielles et financières nécessaires à l'exécution des tâches. Afin de souligner l'importance de la radioprotection, le personnel clé chargé de l'administration du programme de radioprotection devrait relever directement d'un cadre supérieur disposant des pouvoirs et des ressources suffisantes. Afin d'atteindre et de maintenir des normes adéquates de sécurité en milieu de travail, la haute direction des titulaires de permis devrait fournir toutes les ressources humaines, physiques et financières essentielles. Par exemple, les cadres supérieurs s'assurent de retenir et d'assigner les personnes appropriées pour superviser et assurer la radioprotection sur une base quotidienne.

Répartition des responsabilités en matière de radioprotection

Le titulaire de permis devrait disposer d'une politique de gestion et d'une structure organisationnelle liées au programme de radioprotection, et cette politique devrait compléter les considérations stratégiques relatives au programme ALARA, comme il est discuté à la sous-section 4.1.1. La description devrait inclure l'attribution des responsabilités en matière de

radioprotection aux différents niveaux de gestion, ainsi que les ententes organisationnelles correspondantes.

Il faudrait documenter une description de l'organisation administrative du programme de radioprotection, y compris les pouvoirs et les responsabilités de chaque poste. Cette description devrait également inclure les responsabilités applicables et les activités connexes que doivent mener les personnes responsables de la radioprotection, ainsi que la politique de maintien des expositions professionnelles au niveau ALARA. Il faudrait élaborer les exigences concernant l'expérience et les qualifications pour chaque poste responsable de la conduite des divers aspects du programme de radioprotection.

Les titulaires de permis devraient nommer une personne ou un poste au sein de leur organisation qui serait responsable de l'administration quotidienne et du contrôle du programme de radioprotection au nom des employeurs. Ces postes comprennent : un responsable de la radioprotection (RRP); un RRP accrédité conformément au paragraphe 15.04 du [Règlement sur les installations nucléaires et l'équipement réglementé de catégorie II](#); un poste accrédité conformément au paragraphe 9(2) du [Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I](#); ou tout autre poste responsable de la mise en œuvre de la radioprotection pour l'activité autorisée. Les compétences nécessaires en termes de formation et d'expérience pratique requises pour le présent poste varieront selon les responsabilités assignées à la personne responsable, ainsi que selon l'ampleur, la complexité ou la diversité des activités autorisées. Les compétences en matière de radioprotection peuvent être acquises par des cours en classe sur la radioprotection, par une expérience de travail pertinente ou par toute combinaison appropriée de formation officielle et d'expérience pratique.

Les qualifications et l'expérience requises pour le personnel chargé de l'administration et de l'application des programmes de radioprotection du titulaire de permis varieront en conséquence. Des renseignements supplémentaires sur les exigences concernant les RRP se trouvent à la sous-section 4.3 et dans les documents suivants d'application de la réglementation de la CCSN :

- REGDOC-1.6.1, *Guide de présentation d'une demande de permis : Substances nucléaires et appareils à rayonnement*, version 2 [5]
- REGDOC-1.4.1, *Guide de présentation d'une demande de permis : Installations nucléaires et équipement réglementé de catégorie II* (ébauche) [6]
- REGDOC-2.2.3, *Accréditation du personnel : Responsables de la radioprotection* [13]
- RD-204, *Accréditation des personnes qui travaillent dans des centrales nucléaires* [14]

Pour ce qui est des titulaires de postes qui ont des responsabilités en matière de radioprotection, on ne devrait pas leur attribuer des tâches ou des priorités concurrentes qui pourraient nuire considérablement à leur capacité ou à leur disponibilité de participer à la radioprotection ou à superviser des questions touchant la radioprotection.

4.3 Qualifications et formation du personnel

Le sous-alinéa 4a)(ii) du Règlement exige que l'on assure la formation et les qualifications du personnel dans le cadre du programme de radioprotection. Les connaissances et les compétences en radioprotection devraient être définies et fournies à toutes les personnes qui accèdent au site de l'activité autorisée, y compris les travailleurs, le personnel de radioprotection, le personnel de l'entrepreneur et les visiteurs. Des programmes de formation en radioprotection devraient être élaborés pour répondre aux besoins et aux exigences spécifiques des personnes de chacune de ces catégories. Le programme de formation devrait inclure les méthodes visant à assurer le

développement de la formation, la requalification, la formation d'initiation et les manuels d'instruction sur la radioprotection.

Le document d'application de la réglementation de la CCSN REGDOC-2.2.2, *Formation du personnel*, version 2 [15] énonce les exigences de la CCSN pour les titulaires de permis concernant l'élaboration et la mise en œuvre d'un système de formation. Il fournit également de l'orientation sur la façon de respecter ces exigences.

La formation des personnes qui travaillent directement avec des substances nucléaires et de l'équipement réglementé devrait inclure des renseignements pertinents – présentés sous forme de documents, de cours, de formation appliquée et de formation en cours d'emploi – qui mettent l'accent sur les procédures propres aux tâches que doivent réaliser les travailleurs. La formation des travailleurs devrait aborder les sujets à un niveau de détail correspondant à la nature du travail et aux dangers radiologiques potentiels. La formation devrait porter sur les points suivants :

- les risques associés aux rayonnements ionisants
- les quantités et unités de base utilisées en radioprotection
- les principes de la radioprotection (ALARA, limites de dose réglementaires, etc.)
- les principes fondamentaux de la radioprotection pratique (temps, distance, blindage, utilisation de l'EPI, comportement dans les zones désignées, etc.)
- les questions liées à des tâches particulières
- la responsabilité d'informer immédiatement une personne désignée en cas d'événement imprévu comportant un risque radiologique accru
- les mesures qui, le cas échéant, pourraient devoir être prises en cas d'urgence

Lorsque des travaux comportant une exposition aux rayonnements doivent être entrepris, il faudrait envisager l'utilisation d'une formation sur maquette ou sur simulateur afin de s'assurer que le travail se déroule de la façon la plus harmonieuse possible, que tous les dangers inutiles sont évités et que les expositions sont maintenues au niveau ALARA.

La connaissance qu'ont les travailleurs des principes fondamentaux de la radioprotection, leur niveau de formation et leur compétence à exécuter les tâches spécifiées en toute sécurité devraient être évalués et jugés adéquats avant toute affectation à des tâches non supervisées. Les titulaires de permis devraient établir un processus de qualification des travailleurs en fonction de leurs connaissances, de leur niveau de formation et de leurs compétences.

Les programmes de formation en radioprotection devraient être documentés et approuvés à un niveau approprié au sein de l'organisation. Une formation de recyclage devrait être fournie pour s'assurer que les travailleurs ont les connaissances pertinentes les plus récentes pour leur travail et qu'ils ne tombent pas dans la complaisance au sujet des dangers en milieu de travail. Le recyclage devrait également être offert lorsque des changements importants sont apportés aux politiques ou procédures. La formation devrait être mise à jour à intervalles réguliers, par exemple lorsque des changements sont apportés au programme de radioprotection ou aux procédures et pratiques opérationnelles.

Des orientations supplémentaires sur la formation offerte par groupe de travail sont fournies à l'annexe A.

4.4 Contrôle de l'exposition professionnelle et de l'exposition du public au rayonnement

Le sous-alinéa 4a)(iii) du Règlement exige la mise en œuvre de mesures de contrôle de l'exposition professionnelle et de l'exposition du public aux rayonnements dans le cadre d'un programme de radioprotection.

La méthode préférée de contrôle de l'exposition est l'élimination ou la réduction du danger. Si l'élimination ou une réduction importante n'est pas possible, le principal moyen de contrôler l'exposition professionnelle et du public aux rayonnements est généralement le recours à des contrôles techniques. Lorsque l'utilisation d'éléments de conception matérielle, y compris des contrôles techniques spécifiques pour limiter l'exposition aux rayonnements, est impraticable ou inadéquate, la mise en œuvre de contrôles administratifs peut devoir être envisagée pour assurer une protection optimale. Des exemples de contrôles administratifs sont présentés à la section 4.4.2.

Les mesures de contrôle telles que la qualité de la conception, de l'entretien et de l'exploitation, ainsi que les dispositions administratives et les procédures ou instructions d'exploitation devraient être utilisées dans toute la mesure du possible avant de recourir à l'équipement de protection individuelle (EPI) pour assurer la protection des travailleurs. Dans les situations où les contrôles techniques et administratifs ne sont pas suffisants pour assurer des niveaux adéquats de protection des travailleurs, on devrait leur fournir de l'EPI afin de minimiser leur exposition. De l'orientation supplémentaire à ce sujet est présentée à la section 4.4.4.

On devrait se référer au document d'application de la réglementation de la CCSN REGDOC-2.9.1, *Protection de l'environnement : Principes, évaluations environnementales et mesures de protection de l'environnement*, version 1.1 [3] pour ce qui est des mesures de contrôle des rejets radioactifs dans l'environnement afin de contrôler l'exposition du public.

4.4.1 Contrôles techniques pour la radioprotection

Afin d'assurer la radioprotection, les titulaires de permis devraient fournir les installations et l'équipement essentiels. Il s'agit généralement d'offrir un milieu de travail bien conçu, d'assurer la sécurité du personnel et une surveillance radiologique, et de prévoir un équipement d'intervention d'urgence. Ces dispositions devraient être choisies, conçues, établies, mises en œuvre et actualisées de manière à assurer la radioprotection tout en tenant compte des tâches à réaliser. La conception devrait tenir compte des emplacements fréquemment occupés et répondre au besoin d'accès par les personnes aux emplacements et à l'équipement. Selon la hiérarchie des contrôles, les considérations techniques sont préférables lorsque l'élimination ou la substitution n'est pas possible.

Du point de vue de la radioprotection, il faudrait soigneusement évaluer les exigences relatives à l'accès pour l'exploitation, l'inspection, l'entretien, la réparation, le remplacement et le déclassement de l'équipement. Ces considérations devraient être incorporées dans la conception.

Une orientation générale concernant les caractéristiques de conception pour la radioprotection est fournie dans les sous-sections suivantes. Les exigences et l'orientation spécifiques de la CCSN concernant la radioprotection pour la conception des installations nucléaires de catégorie II, des installations dotées de réacteurs, des installations de gammagraphie, des laboratoires de substances nucléaires et des salles de médecine nucléaire se trouvent dans les documents d'application de la réglementation de la CCSN suivants :

- REGDOC-1.4.1, *Guide de présentation d'une demande de permis : Installations nucléaires et équipement réglementé de catégorie II (ébauche)* [6]
- REGDOC-2.5.2, *Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires* [16]
- REGDOC-2.5.5, *Conception des installations de gammagraphie industrielle* [17]
- GD-52, *Guide de conception des laboratoires de substances nucléaires et des salles de médecine nucléaire* [18]
- RD-367, *Conception des installations dotées de petits réacteurs* [19]

Blindage

La mise en place d'un blindage peut être une forme efficace de contrôle technique. Au stade de la conception, l'épaisseur du matériau de blindage doit être suffisante pour assurer aux travailleurs un niveau de protection acceptable dans les situations normales et anormales. Le caractère adéquat du blindage dans des conditions anormales, y compris les situations d'accident menant à des conséquences radiologiques maximales prévisibles (pire cas), devrait être évalué et, le cas échéant, un blindage supplémentaire ou d'autres contrôles techniques (p. ex., des interverrouillages) devraient être envisagés. L'efficacité du blindage devrait être activement surveillée par des instruments de surveillance du début de dose de rayonnement installés en milieu de travail, ou par contrôles radiologiques réguliers effectués dans les zones par un personnel dûment qualifié. Un blindage local supplémentaire devrait être mis en place afin de réduire les débits de dose de rayonnement, selon les besoins.

Systèmes de ventilation et de confinement

Le système de ventilation primaire d'une installation fournit de l'air frais dans le lieu de travail. Les hottes et les boîtes à gants installées sont également des exemples de contrôles techniques. On devrait accorder une attention particulière à la conception du réseau de ventilation et de confinement, y compris le calcul et la vérification des débits et des vitesses des flux d'air, afin de s'assurer qu'ils sont adéquats pour contrôler la contamination de l'air. La conception des systèmes de ventilation des zones radioactives d'une installation ou d'une activité où il y a un risque de contamination atmosphérique devrait reposer sur l'idée de confiner les substances nucléaires par les moyens suivants :

- maintenir une pression négative adéquate par rapport à la pression atmosphérique
- fournir un flux d'air dirigé des zones potentiellement moins radioactives vers les zones potentiellement plus radioactives
- assurer un nombre adéquat de changements d'air dans l'atmosphère du lieu de travail
- installer des systèmes appropriés d'épuration des gaz d'échappement (y compris des épurateurs ou des systèmes de filtration HEPA) de sorte que les rejets de l'installation sont conformes aux niveaux autorisés

Le document d'application de la réglementation de la CCSN REGDOC-2.5.4, *Conception des mines et des usines de concentration d'uranium : Systèmes de ventilation* [20], contient des renseignements à l'intention des demandeurs au sujet des exigences de la CCSN en matière de présentation de renseignements sur la ventilation lorsqu'ils demandent un permis pour construire, exploiter ou déclasser une mine ou une usine de concentration d'uranium.

Classification des zones et contrôle de l'accès

Les installations devraient être divisées en zones en fonction de divers critères, notamment le débit de dose prévu, les niveaux de contamination radioactive, la concentration de radionucléides

en suspension dans l'air, les exigences en matière d'accès et toute autre exigence particulière. L'annexe B.1.1 fournit de l'orientation sur l'établissement des limites de contrôle de la contamination pour les zones à l'intérieur des installations.

Les limites interzones devraient être clairement marquées et des équipements de détection du rayonnement devraient être disponibles et utilisés au besoin (pour le personnel, les outils, l'équipement et le matériel) aux points de sortie des zones de rayonnement ou des zones contaminées. Il faudrait prendre des dispositions pour contrôler la sortie (ou les sorties) des zones de rayonnement. Il faudrait établir une surveillance du personnel et du matériel aux points d'entrée et de sortie des zones de rayonnement. L'accès aux zones à débit de dose élevé ou à niveaux de contamination radioactive élevés devrait être contrôlé par la mise en place de portes verrouillables et de dispositifs de verrouillage. Il faudrait minimiser les itinéraires empruntés par le personnel dans les zones de rayonnement et les zones contaminées afin de réduire le temps passé à traverser ces zones. Les zones de rayonnement où le personnel passe un temps considérable devraient être conçues en fonction des débits de doses les plus faibles possible et du principe ALARA. Dans les zones de rayonnement, il faudrait prévoir des vestiaires pour le personnel à des endroits choisis afin d'éviter la propagation de la contamination radioactive. Dans ces vestiaires, il faudrait déterminer si on a besoin d'installations de décontamination pour le personnel, d'instruments de détection du rayonnement et de zones de stockage pour les vêtements de protection. Une barrière physique devrait clairement séparer le secteur propre de la zone potentiellement contaminée.

4.4.2 Contrôles administratifs pour la radioprotection

Parmi les exemples de contrôles administratifs pour la radioprotection, mentionnons les procédures de travail, dont les politiques de sécurité écrites, les autorisations de travail (p. ex., les permis de travail sous rayonnement) et les restrictions, les contrôles d'accès aux zones présentant des dangers radiologiques potentiels, et la formation. Les contrôles administratifs devraient chercher à limiter le temps passé par les travailleurs à proximité des sources de rayonnement, et à augmenter la distance entre les travailleurs et ces sources. Les contrôles administratifs ne sont que des compléments aux contrôles techniques décrits à la sous-section 4.4.1.

4.4.3 Équipement de protection individuelle

L'équipement de protection individuelle (EPI) doit être choisi en tenant compte des risques encourus. L'équipement doit non seulement assurer une protection adéquate, mais aussi être pratique et confortable à utiliser. Parmi les exemples d'EPI, mentionnons les vêtements renforcés, les combinaisons ventilées, les gants, les blouses de laboratoire et les lunettes de protection. Les travailleurs qui peuvent être amenés à utiliser ce type d'équipement devraient avoir reçu une formation appropriée concernant leur utilisation, leur fonctionnement, leur entretien et leurs limitations. Il est important que l'EPI s'adapte correctement à la personne qui le porte.

Il convient de déterminer si les avantages offerts par l'EPI sont compensés par les conséquences du port de l'équipement. Par exemple, l'utilisation d'un respirateur peut offrir à l'utilisateur un degré élevé de protection contre les radionucléides dans l'air, mais peut entraver la mobilité de l'utilisateur, augmentant ainsi le temps requis pour accomplir une tâche dans une zone à fort rayonnement, ce qui conduit à une dose externe élevée.

Les travailleurs devraient recevoir une formation concernant l'utilisation de l'EPI avant de l'utiliser. Les titulaires de permis devraient s'assurer que leur personnel et leurs travailleurs ont accès à un équipement de protection individuelle qui limite l'exposition aux rayonnements

conformément au principe ALARA, aux limites de dose réglementaires et aux procédures de l'entreprise. Comme les besoins en équipement de sécurité peuvent varier ou fluctuer selon les circonstances propres à chaque situation, les mesures de sécurité du personnel devraient être revues à intervalles réguliers pour confirmer si elles sont toujours adéquates.

Plusieurs facteurs influent sur le succès du port de l'EPI comme mesure de contrôle. Les voici :

- le choix de l'EPI pour la tâche et le danger en cause, tant pour le type que pour l'ajustement de l'EPI
- la formation sur l'utilisation de l'EPI assigné
- l'enfillement et l'enlèvement de l'EPI
- l'entretien de l'EPI (l'entretien comprend l'entreposage, le nettoyage, l'inspection et l'élimination ou le remplacement de l'EPI)

L'EPI doit être utilisé et entretenu conformément aux instructions du fabricant.

Lorsqu'il y a un risque de contamination, les personnes doivent retirer leur EPI dans des vestiaires appropriés afin de contrôler la propagation de la contamination radioactive. Les personnes doivent prendre une douche et se changer lorsqu'elles quittent le lieu de travail contaminé. Lorsque de l'EPI contaminé est entreposé, lavé ou autrement décontaminé ou éliminé, les titulaires de permis devraient mettre en place des mesures pour prévenir la propagation de la contamination à d'autres personnes ou milieux de travail, et également pour minimiser l'exposition des individus et le rejet des contaminants dans l'environnement. Les titulaires de permis devraient fournir des installations de buanderie adéquates, des lave-bottes, des systèmes d'aspiration ou d'autres moyens de décontamination, au besoin.

4.4.4 Protection respiratoire contre les substances nucléaires en suspension dans l'air

Les respirateurs visant à assurer la protection contre les substances nucléaires en suspension dans l'air ne devraient être utilisés que si d'autres méthodes de contrôle des dangers ne sont ni pratiques ni possibles. Les respirateurs ne devraient pas être le premier choix pour la réduction des doses en milieu de travail. Ils ne devraient servir que dans les cas suivants :

- lorsqu'il n'est pas possible de suivre la hiérarchie des mesures de contrôle (élimination, substitution, mesures d'ingénierie, mesures administratives)
- lorsque les mécanismes techniques sont en cours d'installation ou en réparation
- en cas d'urgences ou d'autres situations temporaires (p. ex., activités d'entretien peu fréquentes)

Avant d'envisager l'utilisation d'un respirateur par les travailleurs, les titulaires de permis devraient disposer d'un programme de protection respiratoire documenté qui décrit les procédures appropriées pour la sélection, l'utilisation (y compris les tests d'ajustement) et l'entretien de l'équipement de protection respiratoire. L'utilisation correcte d'un respirateur est tout aussi importante que le choix d'un respirateur approprié. Les titulaires de permis devraient aligner leurs programmes de protection respiratoire sur la norme CSA Z94.4, *Sélection, utilisation et entretien des respirateurs* [21].

Un programme de soin et d'entretien des respirateurs devrait être établi, et porter sur le nettoyage, l'assainissement, l'inspection, les essais, les réparations, l'entreposage et la tenue des dossiers. Les respirateurs doivent être nettoyés et désinfectés conformément aux instructions du fabricant ou aux procédures autorisées par le programme de protection respiratoire, en consultation avec le

fabricant du respirateur. Les respirateurs conçus pour une utilisation unique doivent être jetés après usage.

Comme les filtres respiratoires capturent les particules, il est important de vérifier qu'ils ne sont pas obstrués, car cela entrave le passage de l'air et augmente la probabilité que de l'air contaminé pénètre dans le masque. Les cartouches peuvent également se « remplir » ou arriver à saturation. Si cela se produit, la cartouche cessera de fonctionner comme prévu, et les particules s'échapperont à travers la cartouche. Les cartouches et les filtres doivent être remplacés régulièrement, conformément aux recommandations du fabricant. Si les cartouches sont réutilisées, on devrait instaurer un programme de nettoyage et d'essai comprenant des méthodes d'essai des cartouches sous pression différentielle et sous résistance pour s'assurer qu'elles ne sont pas saturées et qu'elles sont aptes au service continu. Le programme devrait comprendre des méthodes d'essai et des critères d'acceptation de ces essais.

4.5 Préparation aux situations inhabituelles

Le sous-alinéa 4a)(iv) du Règlement exige que l'on procède à la planification des situations inhabituelles dans le cadre du programme de radioprotection. Une situation est considérée comme inhabituelle lorsqu'elle ne fait pas partie des activités courantes pour lesquelles une planification de travail serait nécessaire, et pourrait inclure la possibilité qu'il y ait des doses élevées lorsque les doses courantes sont habituellement faibles. Pour de telles activités, les efforts de radioprotection devraient viser à réduire, dans la mesure du possible, la probabilité que de tels événements surviennent et entraînent des doses élevées.

Il y aurait lieu d'élaborer des plans de travail pour les travaux effectués dans les zones où les dangers radiologiques existants ou potentiels peuvent entraîner l'accumulation de doses importantes par les travailleurs. Le volet radioprotection de ces plans de travail devrait comprendre suffisamment d'information pour guider le travailleur dans l'exécution de ses tâches en toute sécurité et le maintien de ses doses au niveau ALARA. Ces renseignements devraient comprendre au moins les éléments suivants :

- le contrôle radiologique des dangers présents
- les estimations du temps optimal que les travailleurs doivent passer dans les champs de rayonnement
- une estimation des doses aux travailleurs concernés
- l'équipement et les vêtements de protection à utiliser
- les mesures à prendre en cas de dépassement des champs de rayonnement prévus (concentration de radioactivité dans l'air, dose ou débit de dose)

L'examen, avant et après l'exécution des travaux, des plans de travail par la direction, le personnel de radioprotection et les travailleurs qui effectuent les travaux, contribue à maintenir les doses au niveau ALARA. L'expérience tirée des examens effectués à la suite de l'achèvement d'un projet peut être utilisée dans la planification des travaux futurs de nature similaire en vue de réduire davantage les doses aux travailleurs, dans la mesure du possible. Le niveau d'examen et d'approbation des plans de travail devrait être proportionnel au niveau de danger potentiel ou existant associé à la tâche. Les plans de travail devraient, au minimum, être approuvés par un niveau de direction plus élevé que le niveau qui supervise directement le travail.

4.6 Substances nucléaires rejetées en raison d'une activité autorisée

L'alinéa 4b) du Règlement exige que, dans le cadre d'un programme de radioprotection, les titulaires de permis vérifient la quantité et la concentration des substances nucléaires rejetées par suite de l'activité autorisée. Cela peut se faire par relevé direct dans le cadre d'un programme de surveillance ou par estimation de la quantité et de la concentration, si le temps et les ressources nécessaires au relevé direct l'emportent sur l'utilité de cette méthode.

L'annexe C fournit une orientation sur la surveillance de la contamination afin de déterminer les quantités de substances nucléaires dans les zones de travail ou pour les rejets d'une installation nucléaire découlant d'une activité autorisée.

Pour connaître l'orientation concernant la surveillance des effluents ou des émissions afin de déterminer les quantités de substances nucléaires pouvant être rejetées par une installation nucléaire, veuillez consulter le document d'application de la réglementation de la CCSN REGDOC-2.9.1, *Protection de l'environnement : Principes, évaluations environnementales et mesures de protection de l'environnement*, version 1.1 [3].

4.6.1 Programmes de surveillance en milieu de travail

Les titulaires de permis devraient établir, maintenir et réviser la surveillance du milieu de travail dans le cadre du programme de radioprotection. Le type et la fréquence de la surveillance du milieu de travail devraient permettre l'évaluation et la révision des conditions radiologiques dans tous les milieux de travail, ainsi que l'évaluation de l'exposition aux rayonnements. Cette surveillance devrait également être fondée sur le débit de dose, la concentration de radioactivité dans l'air, la contamination de surface et leurs fluctuations prévues, ainsi que sur la probabilité et l'ampleur des expositions en cas d'incidents de fonctionnement prévus et dans les conditions d'accident. Cette information devrait être utilisée en appui aux évaluations qui se déroulent avant et après la réalisation des tâches, à la planification du travail, au contrôle de la contamination et à la gestion des activités de contrôle radiologique. Les changements importants dans les résultats de la surveillance devraient être relevés et les tendances analysées périodiquement. Au besoin, on devra prendre des mesures correctives.

Les dossiers de surveillance du milieu de travail doivent être disponibles aux fins d'inspection par le personnel de la CCSN. Les dossiers devraient également être facilement accessibles aux travailleurs.

Les programmes de surveillance du milieu de travail devraient préciser ce qui suit :

- les quantités à mesurer
- où et quand les mesures doivent être effectuées et à quelle fréquence
- les méthodes et procédures de mesure les plus appropriées
- les seuils d'enquête et les mesures à prendre si ces seuils sont dépassés

On devrait accorder une attention particulière à la sélection et à l'utilisation des instruments afin de s'assurer que leurs caractéristiques de rendement conviennent à la situation spécifique de surveillance du milieu de travail. On devrait notamment tenir compte des capacités d'alarme des instruments lorsque cela est justifié. La section 25 contient une orientation sur les points à prendre en compte concernant l'acquisition, l'utilisation, l'entretien, l'étalonnage et l'essai des appareils et de l'équipement de mesure du rayonnement.

Davantage d'orientation sur les programmes de surveillance du milieu de travail figure à l'annexe B.

5. Contrôle et enregistrement des doses

L'article 5 du Règlement exige que tous les titulaires de permis contrôlent et enregistrent les doses attribuées à toute personne qui exerce des fonctions associées aux activités autorisées ou qui est présente sur le site des activités autorisées. Cette section présente les approches qui peuvent être utilisées par les titulaires de permis pour contrôler et enregistrer l'exposition aux rayonnements et les doses. Le document d'application de la réglementation de la CCSN REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome I : Détermination des doses professionnelles* (ébauche), explique en détail l'orientation concernant le contrôle et l'enregistrement des doses comme l'exige l'article 5 du Règlement.

En vertu de l'alinéa 27a) de la [Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires](#) (LSRN), tout titulaire de permis est tenu de conserver les registres prescrits par les règlements pris en vertu de la LSRN, ainsi qu'un registre de la dose reçue par chaque personne qui exerce des fonctions liées à une activité autorisée par la LSRN ou qui est présente à un endroit où cette activité est exercée. L'exposition aux rayonnements due à des substances nucléaires naturelles doit être prise en considération si cette exposition est le résultat direct d'une activité autorisée par la CCSN, par exemple l'exposition au radon et aux produits de filiation du radon dans les mines et les usines de concentration d'uranium.

Les dossiers de l'exposition professionnelle devraient être tenus à jour, et des procédures devraient être établies pour s'assurer que les évaluations de l'exposition, pour toute période de surveillance, sont incorporées rapidement dans le dossier d'exposition de la personne en cause.

Par conséquent, les titulaires de permis de la CCSN devraient conserver les dossiers dosimétriques suivants pour satisfaire aux exigences réglementaires ou faciliter l'examen réglementaire :

- un registre de la dose reçue par chaque personne qui exerce des fonctions dans le cadre d'une activité autorisée par la LSRN ou qui est présente à un endroit où cette activité est exercée (alinéa 27a) de la LSRN)
- un registre des périodes au cours desquelles la dose ci-dessus a été accumulée
- une description du modèle dosimétrique qui a été utilisé pour calculer la dose à partir des données mesurées
- tout autre document ou renseignement de dosimétrie exigé par une condition de permis, la LSRN ou la CCSN en vertu de l'alinéa 3(1)m) du [Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires](#)

Les délais de conservation de ces documents sont traités à la section 24.

5.1 Méthodes de mesure directe de l'exposition et des doses

Une exposition aux rayonnements ou une dose peut être déterminée par mesure directe à la suite d'une surveillance. Une mesure directe comporte généralement l'utilisation ou l'application d'équipement et de techniques de surveillance personnelle. Dans chaque situation nécessitant une mesure directe résultant de la surveillance, le choix de l'équipement et des techniques les plus appropriés dépendra de facteurs propres à chaque cas. Il s'agit notamment de déterminer si la

source du rayonnement à mesurer est externe au corps de la personne ou si elle pourrait être incorporée dans son organisme (p. ex., par inhalation ou ingestion).

Par exemple, les appareils de surveillance personnelle qui sont portés sur le corps d'une personne (comme un dosimètre à luminescence stimulée optiquement) peuvent être utilisés pour mesurer directement l'exposition de la personne aux rayonnements provenant de sources qui demeurent à l'extérieur du corps. Par ailleurs, l'exposition d'une personne aux rayonnements absorbés dans l'organisme peut être déterminée par les mesures directes sur le corps (p. ex., des mesures *in vivo* utilisant des instruments tels que des dosimètres de corps entier, des sondes thyroïdiennes, des compteurs pulmonaires) ou par des mesures directes prises sur les matières éliminées, exhalées ou autrement prélevées du corps (c.-à-d. mesures *in vitro* de l'urine, des matières fécales et des crachats).

En règle générale, une dose de rayonnement déterminée par mesure directe à la suite d'une surveillance est raisonnablement représentative de la dose réelle reçue.

5.2 Méthodes d'estimation des expositions et des doses

Une exposition au rayonnement ou à une dose peut être estimée par des méthodes indirectes qui tiennent compte des résultats de surveillance des doses non personnelles et d'autres données pertinentes.

Par exemple, dans le cas où une personne occupe, pendant une période donnée, une zone de radioactivité connue dans l'air ou un champ de rayonnement connu, cette connaissance peut être utilisée, de concert avec d'autres renseignements, pour estimer l'exposition de cette personne au rayonnement pendant cette occupation. On emploie souvent cette approche lorsqu'une substance radioactive en suspension dans l'air est la source d'exposition. Dans de tels cas, la concentration dans l'air des produits de filiation du radon ou d'autres radionucléides est mesurée par échantillonnage de l'air ou par une autre méthode, et le temps passé dans la zone par cette personne est enregistré. Les concentrations mesurées de radioactivité dans l'air, la période d'occupation enregistrée, les données métaboliques représentatives et les taux d'inhalation de l'air sont ensuite utilisés pour estimer l'exposition de la personne au rayonnement dans l'air.

5.3 Exposition et doses : mesure directe ou estimation

Lorsqu'un titulaire de permis décide de mesurer directement ou d'estimer l'exposition au rayonnement ou la dose de rayonnement associée à une activité devant être autorisée par la CCSN, il devrait tenir compte des conseils d'experts de la radioprotection, ainsi que de tout autre facteur pertinent. Parmi ces facteurs pertinents, mentionnons : le nombre de travailleurs concernés; la nature de l'activité professionnelle et de ses processus; la nature, le nombre, l'activité et la taille des sources de rayonnement connexes; l'ampleur, la distribution et la plage des expositions au rayonnement ou des doses prévues; ainsi que les techniques et l'équipement disponibles pour mieux mesurer et surveiller l'exposition ou la dose.

Dans les situations qui pourraient comporter des expositions au rayonnement ou des doses provenant de sources multiples ou de voies différentes, les titulaires de permis devraient déterminer ce qui est approprié pour chaque élément contributif : mesure directe par surveillance ou estimation des expositions ou des doses connexes.

La nécessité et la pertinence d'une surveillance directe des personnes dépendront de plusieurs facteurs, notamment :

- la quantité de substance nucléaire présente, et le ou les radionucléides en cause, ou encore l'énergie maximale et le débit de dose potentiel auxquels les personnes seront exposées à la suite de l'utilisation d'appareils à rayonnement et d'équipement réglementé, ainsi que la durée de leur exposition
- la forme physique et chimique de la substance nucléaire, s'il y a lieu
- le type de confinement ou de blindage utilisé
- les opérations effectuées
- les niveaux prévus et les variations probables des débits de dose, des doses ou de l'absorption
- la complexité des procédures de mesure et d'interprétation qui composent le programme de mesure
- les conditions de travail générales

La nécessité d'une surveillance directe est probablement plus grande aux premiers stades d'une activité. Au fur et à mesure que l'on acquiert de l'expérience sur le lieu de travail, la nécessité d'une surveillance directe régulière peut être envisagée pour décider s'il est nécessaire de poursuivre la surveillance directe ou si l'estimation par la surveillance du lieu de travail est suffisante aux fins de la radioprotection. On doit également tenir compte du risque d'exposition accidentelle pour déterminer la nécessité d'une surveillance individuelle.

Toute proposition visant à déterminer la dose par estimation doit être techniquement fondée et étayée. La décision de recourir à l'estimation devrait être justifiée sur la base du temps et des ressources qui seraient autrement nécessaires pour procéder à une mesure directe.

Une méthode d'estimation doit être conforme aux bonnes pratiques de qualité et aux techniques acceptées qui sont décrites plus en détail dans le document d'application de la réglementation de la CCSN REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome I : Détermination des doses professionnelles* (ébauche).

5.4 Dosimétrie

Cette section du document d'application de la réglementation décrit l'orientation concernant les éléments à prendre en compte pour les programmes de dosimétrie et de radioprotection.

5.4.1 Dosimétrie externe

La dosimétrie externe est la mesure de la dose lorsque la source de rayonnement se trouve à l'extérieur du corps. Les données de dosimétrie externe devraient être utilisées, manipulées et enregistrées conformément aux exigences du programme de radioprotection. On devrait mettre en place des procédures pour estimer la dose en cas de perte ou d'endommagement d'un dosimètre ou d'une lecture inattendue ou inhabituelle du dosimètre. L'orientation concernant la dosimétrie externe, y compris les décisions relatives à la pertinence d'utiliser la dosimétrie externe, figure dans le document d'application de la réglementation de la CCSN REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome I : Détermination des doses professionnelles* (ébauche).

En règle générale, on devrait déterminer les périodes de port des dosimètres externes en tenant compte des dangers radiologiques présents dans l'installation et des spécifications techniques et de rendement compte tenu du type de dosimètre (p. ex., limites minimales de détection), ainsi que des considérations pratiques et logistiques. Dans le cas de la dosimétrie par un service autorisé, les périodes de port des dosimètres devraient également être basées sur les renseignements obtenus en consultation avec le fournisseur de services de dosimétrie. Les titulaires de permis qui possèdent, utilisent ou fabriquent des appareils d'exposition sont tenus, en vertu du

paragraphe 31(3) du [Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement](#), d'adopter une période de port de 15 jours. Ces dosimètres doivent être remis au service de dosimétrie dans les 10 jours suivant la fin de la période de port, conformément à l'alinéa 30(1)c) du [Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement](#).

5.4.2 Dosimétrie interne

La dosimétrie interne est la mesure des doses dues aux substances nucléaires qui sont entrées dans le corps par ingestion, par inhalation ou par d'autres moyens. Il peut s'agir de mesures de l'activité des radionucléides dans l'organisme (on parle également de surveillance *in vivo* ou d'essai biologique *in vivo*; les deux termes sont équivalents), de surveillance des matières fécales (on parle alors de surveillance *in vitro* ou d'essai biologique *in vitro*), d'échantillonnage de l'air à l'aide d'échantillonneurs d'air personnel, ou d'une combinaison de ces méthodes.

Les programmes d'essais biologiques permettent de s'assurer que l'incorporation des radionucléides est déterminée et enregistrée avec précision et, dans certains cas, qu'ils facilitent l'assignation des doses. L'objectif premier d'un programme de surveillance des essais biologiques est d'évaluer la charge au corps d'un travailleur à la suite d'une exposition aux radionucléides afin d'assurer sa sécurité.

Les principales composantes d'un programme de surveillance des essais biologiques sont les critères de participation au programme, la fréquence de surveillance et les mesures prises en fonction des résultats des mesures. Le type et la fréquence de l'échantillonnage et des mesures des essais biologiques sont fondés sur la probabilité d'incorporation, la possibilité d'absorption aiguë de grandes quantités et les méthodes de dosimétrie convenables qui sont accessibles. La surveillance de l'incorporation potentielle des radionucléides peut être effectuée soit par des méthodes de mesure individuelle, soit par des mesures sur le lieu de travail.

L'échantillonnage de l'air personnel peut également être effectué pour estimer avec précision les concentrations de radionucléides dans la zone de respiration, concentrations qui, à leur tour, peuvent servir à assigner la dose interne. L'utilisation de l'équipement d'échantillonnage de l'air personnel comprend ce qui suit : l'équipement porté ou situé dans un environnement et un poste appropriés; un programme de contrôle de la qualité; un programme d'entretien préventif; et des limites minimales de détection appropriées.

De l'orientation sur la dosimétrie interne, y compris les décisions concernant la pertinence d'utiliser la dosimétrie interne, figure dans le document d'application de la réglementation de la CCSN REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome I : Détermination des doses professionnelles* (ébauche).

6. Seuils d'intervention

Selon la définition précisée à l'article 6 du [Règlement sur la radioprotection](#), le seuil d'intervention « s'entend d'une dose de rayonnement déterminée ou de tout autre paramètre qui, lorsqu'il est atteint, peut dénoter une perte de contrôle d'une partie du programme de radioprotection du titulaire de permis et rend nécessaire la prise de mesures particulières ».

La définition de « seuil d'intervention » dans le [Règlement sur les mines et les usines de concentration d'uranium](#) couvre à la fois la radioprotection et la protection de l'environnement, tandis que la définition de « seuil d'intervention » dans le [Règlement](#) porte uniquement sur la radioprotection. Aux fins de l'article 6 du [Règlement](#) et de la section 12 du présent document, les « seuils d'intervention » désignent les seuils qui ont été élaborés pour les paramètres du

programme de radioprotection. Les « seuils d'intervention » concernant la protection de l'environnement (c.-à-d. les rejets de substances nucléaires, de substances dangereuses et leurs paramètres physiques) sont décrits dans la norme N288.8-F17 de la CSA, *Établissement et mise en œuvre de seuils d'intervention pour les rejets dans l'environnement par les installations nucléaires* [1].

Les seuils d'intervention sont conçus pour alerter les titulaires de permis avant que les limites de dose réglementaires ne soient atteintes. Les seuils d'intervention peuvent être établis dans le cadre des programmes de radioprotection des titulaires de permis. Il incombe aux titulaires de permis de déterminer les paramètres de leur programme qui représentent des indicateurs opportuns des pertes potentielles de maîtrise du programme. Pour cette raison, les seuils d'intervention varient selon les activités et installations du titulaire de permis et peuvent changer au fil du temps, selon les conditions opérationnelles et radiologiques. Par définition, si un seuil d'intervention est atteint, cela signifie qu'une perte de contrôle d'une partie quelconque du programme de radioprotection connexe peut s'être produite. Des mesures précises sont alors requises. Si un seuil d'intervention est atteint, la mesure précisée en vertu du Règlement consiste à établir la cause de l'atteinte du seuil d'intervention, à restaurer l'efficacité du programme de radioprotection et à aviser la CCSN dans les délais prescrits.

Le dépassement d'un seuil d'intervention n'est pas considéré comme une non-conformité. Le dépassement d'un seuil d'intervention et la mise en œuvre réussie des activités de suivi requises (notification, enquête et mise en œuvre de mesures correctives) pour rétablir l'efficacité du programme est une démonstration claire de diligence raisonnable et d'un système de contrôle bien entretenu et bien géré. Cependant, le défaut d'informer la CCSN, de mener une enquête et de mettre en œuvre des mesures correctives (le cas échéant) constitue une non-conformité.

Il est important de noter que les dépassements occasionnels indiquent que le seuil d'intervention choisi est probablement un indicateur adéquatement sensible d'une perte potentielle de contrôle du programme de radioprotection. Des seuils d'intervention qui ne sont jamais dépassés peuvent ne pas être suffisamment sensibles pour détecter une perte potentielle de contrôle. Pour cette raison, le rendement du titulaire de permis n'est pas fondé sur le nombre de dépassements des seuils d'intervention au cours d'une période donnée, mais plutôt sur la façon dont il réagit et détermine les mesures correctives (le cas échéant) pour améliorer le rendement de son programme et éviter que les événements ayant donné lieu à un dépassement de seuil ne se reproduisent.

Les titulaires de permis de la CCSN peuvent utiliser les seuils d'intervention pour les aider à surveiller et à maintenir l'efficacité de leurs programmes de radioprotection. En particulier, ils peuvent établir des seuils d'intervention et surveiller les paramètres connexes afin d'être avertis rapidement de toute perte réelle ou potentielle de contrôle des parties du programme de radioprotection auxquelles les seuils d'intervention s'appliquent, maximisant ainsi leurs possibilités de procéder à des enquêtes de suivi et à des interventions qui peuvent être nécessaires pour rétablir le contrôle.

Les seuils d'intervention peuvent être exprimés en fonction de tout paramètre qui, s'il est atteint, peut indiquer une perte de contrôle d'une partie connexe du programme de radioprotection du titulaire de permis. Voici quelques exemples de ces paramètres :

- la quantité d'exposition aux rayonnements ou la dose qu'une personne reçoit (« dose individuelle »)
- un niveau de rayonnement à l'intérieur d'une zone de travail (« débit de dose ambiante »)

- la radioactivité par unité de surface (« niveau de contamination de surface »)
- un taux de renouvellement d'air dans un lieu de travail (« taux de ventilation »)
- une concentration ou une quantité d'une substance nucléaire dans un milieu de travail

Les seuils d'intervention sont généralement propres à l'établissement ou à l'activité. Une valeur de seuil d'intervention pour un paramètre particulier pour un titulaire de permis pourrait se situer dans la plage d'exploitation normale d'un autre titulaire de permis. Au cours de la durée de vie d'une installation ou d'une activité, un seuil d'intervention peut être dynamique ou statique. C'est-à-dire qu'il peut être révisé à la hausse ou à la baisse pour tenir compte des circonstances. Par exemple, un seuil d'intervention pour une nouvelle installation ou activité peut justifier un ajustement une fois que l'on a obtenu suffisamment d'expérience en exploitation. De même, si les conditions d'une installation changent, un seuil d'intervention connexe peut aussi devoir être examiné et révisé en conséquence.

Les titulaires de permis sont encouragés à établir des seuils administratifs en même temps que leurs seuils d'intervention. Les seuils administratifs sont des outils internes de surveillance et de contrôle des doses, et les dépassements de ces niveaux n'ont généralement pas à être signalés à la CCSN. Les seuils administratifs sont habituellement établis en fonction de l'extrémité supérieure prévue des opérations normales ou en fonction des statistiques sur le rendement antérieur pour des activités de travail semblables. Le dépassement d'un seuil administratif devrait déclencher une enquête interne et une décision selon le programme de mesures correctives du titulaire de permis.

6.1 Élaboration, utilisation et révision des seuils d'intervention

Habituellement, un seuil d'intervention pour une installation nucléaire ou une activité autorisée sera établi dans le cadre du processus d'autorisation de la CCSN, conformément à l'alinéa 3(lf) du [Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires](#). Dans le cas des substances nucléaires rejetées dans l'environnement, on devrait consulter la norme N288.8-F17 de la CSA, *Établissement et mise en œuvre de seuils d'intervention pour les rejets dans l'environnement par les installations nucléaires* [22], pour connaître les exigences concernant l'établissement et la mise en œuvre de seuils d'intervention en vue d'assurer la protection de l'environnement pour les installations nucléaires autorisées par la CCSN.

Pour être utile et crédible, un seuil d'intervention doit être un indicateur significatif, couvrant une période définie, de l'état d'un programme de radioprotection. Un seuil d'intervention pour une installation nucléaire devrait tenir compte de la conception de l'installation et de l'expérience pertinente en matière d'exploitation. Un demandeur de permis qui n'a pas une telle expérience, comme dans le cas de nouvelles activités ou d'une nouvelle exploitation, peut être en mesure de tirer parti de l'expérience acquise avec des activités ou des conceptions similaires. Afin de faciliter l'examen réglementaire de tout seuil d'intervention proposé, le demandeur de permis devrait expliquer en détail et clairement la raison d'être du seuil et de son utilisation prévue.

Par conséquent, les demandeurs et titulaires de permis peuvent trouver utiles les étapes suivantes concernant l'élaboration et l'utilisation des seuils d'intervention :

- À partir de la conception, déterminer les processus et les activités qui pourraient entraîner des doses pour les travailleurs ou le public.
- Dans le cadre des activités et des processus qui pourraient entraîner des doses aux travailleurs ou au public, déterminer les paramètres mesurables qui indiquent,

directement ou indirectement, si le programme de radioprotection est adéquatement contrôlé.

- Sur la base d'hypothèses réalistes, choisir des seuils d'intervention appropriés, exprimés en termes de paramètres pertinents, pour tous les processus et toutes les activités clés. Intégrer l'utilisation des seuils d'intervention choisis dans le programme de radioprotection proposé.
- Mettre en œuvre le programme de radioprotection et les seuils d'intervention connexes conformément au permis de la CCSN.
- Au fur et à mesure que l'expérience en exploitation s'accumule, réviser les seuils d'intervention au besoin pour s'assurer qu'ils demeurent un indicateur significatif d'une perte potentielle de contrôle du programme de radioprotection.

Le programme de radioprotection devrait comprendre des exigences d'examen régulier et, le cas échéant, de révision des seuils d'intervention. Pour réviser un seuil d'intervention indiqué dans un permis, le titulaire de permis doit obtenir de la CCSN une mesure d'autorisation appropriée, par exemple une modification de permis ou une révision du manuel des conditions de permis. Lorsqu'il demande une telle mesure, le titulaire de permis doit démontrer que la révision proposée est appropriée et convient aux fins de l'article 6 du Règlement et de toute exigence pertinente du permis.

6.2 Surveillance

Pour servir d'indicateur efficace d'une éventuelle perte de contrôle d'une partie d'un programme de radioprotection, un seuil d'intervention doit être soutenu par un programme de surveillance qui peut détecter avec précision le moment où le seuil d'intervention est atteint. Par conséquent, les demandes de permis qui comprennent un seuil d'intervention proposé devraient également décrire le programme de surveillance que le demandeur prévoit mettre en œuvre afin de détecter l'atteinte de ce seuil d'intervention.

Comme l'objet de la surveillance des seuils d'intervention est de signaler en temps utile toute perte potentielle ou réelle de contrôle d'une partie du programme de radioprotection, la proposition de surveillance correspondante devrait comporter une méthode et une fréquence d'échantillonnage ou de mesure appropriée. Ce choix de méthode et de fréquence sera tributaire des facteurs propres à chaque cas et devrait être proportionnel à la probabilité et aux conséquences d'une perte de contrôle d'une partie du programme de radioprotection. Par exemple, si la probabilité que les limites de dose réglementaires puissent être approchées ou dépassées augmente en raison d'une perte de contrôle d'une partie d'un programme de radioprotection, un programme de surveillance comportant des mesures plus rigoureuses pourrait être approprié.

Lorsqu'une proposition de seuil d'intervention est acceptée et incorporée dans un permis de la CCSN, le titulaire de permis doit s'assurer que le programme est mis en œuvre et maintenu conformément au permis.

6.3 Réponse en cas de dépassement d'un seuil d'intervention

Lorsqu'un seuil d'intervention visé dans un permis est dépassé, des mesures spécifiques sont requises en vertu du paragraphe 6(2) du Règlement. Le titulaire de permis doit faire enquête pour

en établir la cause, prendre des mesures pour rétablir l'efficacité du programme de radioprotection si nécessaire, et aviser la CCSN dans le délai prévu au permis.

Bien qu'un seuil d'intervention ne constitue pas une limite de dose exécutoire, le non-respect des obligations susmentionnées contreviendrait au Règlement et constituerait une infraction en vertu de la LSRN.

L'atteinte d'un seuil d'intervention peut être due à un nombre quelconque de causes. Un seuil d'intervention pourrait être atteint de façon répétée en raison de déficiences chroniques dans le programme de radioprotection connexe. Des déclenchements constants pourraient être dus à un changement dans les conditions normales d'exploitation. Des déclenchements occasionnels pourraient être dus à des conditions transitoires sans lien avec une perte de contrôle du programme de radioprotection ou un changement significatif des doses de rayonnement associées aux conditions normales d'exploitation. Dans l'un ou l'autre des cas susmentionnés, le dépassement répété d'un seuil d'intervention justifierait une analyse supplémentaire et pourrait indiquer que le seuil d'intervention n'est pas fixé de façon appropriée, ou encore que les mesures correctives mises en œuvre à la suite des dépassements n'ont pas permis de rétablir le contrôle du programme de radioprotection.

L'enquête qu'un titulaire de permis entreprend pour déterminer pourquoi un seuil d'intervention indiqué dans un permis a été atteint pourrait d'abord devoir confirmer si les preuves (p. ex., mesures, observations ou calculs) qui indiquent l'atteinte du seuil d'intervention sont valides (en d'autres mots, on doit déterminer si le seuil d'intervention a réellement été atteint).

En plus de déterminer pourquoi un seuil d'intervention a été atteint, le titulaire de permis doit définir et appliquer des mesures pour rétablir l'efficacité du programme de radioprotection. Ces mesures doivent être adaptées aux circonstances et convenir au niveau de risque associé à l'atteinte du seuil d'intervention. Si le titulaire de permis ne peut pas rétablir immédiatement l'efficacité de son programme de radioprotection, il devrait proposer des mesures provisoires qu'il soumettra à l'examen de la CCSN. Les mesures visant à rétablir l'efficacité du programme de radioprotection, qu'elles soient provisoires ou définitives, devraient se fonder sur l'expérience, des données ou des analyses crédibles, et tenir compte des conséquences de la perte de contrôle.

Normalement, plus les dangers radiologiques qui résultent de l'atteinte d'un seuil d'intervention sont grands, plus les mesures seront immédiates, complexes ou rigoureuses pour restaurer l'efficacité du programme de radioprotection.

Outre les réponses ci-dessus, lorsqu'un seuil d'intervention est atteint, l'alinéa 6(2)c) du Règlement exige que le titulaire de permis avise la CCSN dans le délai prévu au permis.

7. Renseignements à fournir aux travailleurs du secteur nucléaire

L'article 7 du Règlement exige que les titulaires de permis fournissent certains renseignements à tous les travailleurs du secteur nucléaire (TSN).

Les titulaires de permis sont tenus d'identifier les personnes qui sont des travailleurs du secteur nucléaire (TSN). Conformément à la LSRN, un TSN est toute personne qui, du fait de sa profession ou de son occupation 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 (qui est de 1 mSv par année civile). Il n'y a aucune disposition dans la LSRN ou ses

règlements d'application qui établit le processus à suivre pour déterminer si une personne est un TSN. Il incombe au titulaire de permis de déterminer si une personne répond à la définition de TSN en vertu de la LSRN et de ses règlements d'application. Cela exige qu'une détermination factuelle au cas par cas soit faite, compte tenu de l'exposition potentielle professionnelle liée aux fonctions qui seront exercées par la personne pour le titulaire de permis. Les titulaires de permis devraient également savoir que le [Règlement du Canada sur les normes du travail](#) restreint l'emploi des personnes de moins de 17 ans dans des activités professionnelles qui exigeraient un statut de TSN, au sens de la LSRN.

Les renseignements sur les risques fournis aux TSN devraient être représentatifs des risques radiologiques susceptibles d'être rencontrés au cours des activités régulières de travail. À titre de meilleure pratique, les renseignements sur les risques devraient être fournis à toutes les personnes travaillant dans le cadre d'activités autorisées. Les renseignements sur les limites de dose efficace applicables et les limites de dose équivalente prescrites aux articles 13, 14 et 15 du Règlement doivent également être communiqués aux TSN.

Les titulaires de permis sont tenus d'informer les TSN de leurs niveaux de dose. Les niveaux de dose sont les doses de rayonnement (efficace et équivalente) qui ont été déterminées et enregistrées par un titulaire de permis (conformément à l'article 5 du Règlement pour un TSN à la suite de l'exécution, par le TSN, de ses fonctions associées à l'activité autorisée. À la section 5 du présent document, il y a des informations additionnelles concernant les exigences dictées par l'article 5 du Règlement.

Les niveaux de dose doivent être communiqués par écrit aux TSN sur une base annuelle, au minimum. La communication des niveaux de dose par écrit peut se faire en ligne ou par courriel. En informant les travailleurs des doses qu'ils ont reçues, on désire s'assurer qu'ils sont au courant de leurs expositions, qu'ils comprennent leur situation particulière et qu'ils savent à qui s'adresser s'ils ont des questions ou des préoccupations. Une main-d'œuvre informée est synonyme d'une forte culture de sûreté et de sécurité et d'une plus grande responsabilité individuelle. Le titulaire de permis devrait documenter la façon dont il informe les travailleurs de leurs niveaux de dose dans le programme de radioprotection. Le processus devrait être revu périodiquement pour s'assurer qu'il demeure efficace.

L'obligation des titulaires de permis d'informer les TSN de leurs niveaux de dose ne cesse pas lorsque les TSN quittent leur emploi au cours d'une année (p. ex., personnel de l'entrepreneur, départs à la retraite et fin de la période d'emploi). Les titulaires de permis devraient s'efforcer de faire connaître en temps opportun à tout TSN qui a quitté son emploi ses niveaux de dose de rayonnement, dès que ces renseignements sont disponibles.

Les titulaires de permis doivent informer tous les travailleurs des risques associés aux activités d'urgence potentielles en ce qui concerne les limites de dose établies à l'article 15 du Règlement, et les aviser de la façon dont ils doivent se protéger en effectuant les tâches qui leur ont été attribuées pendant l'urgence. Selon les plans d'urgence du titulaire de permis et les rôles et responsabilités du travailleur, les titulaires de permis devraient fournir aux travailleurs la formation requise pour satisfaire à cette exigence réglementaire. Certains travailleurs peuvent simplement devoir être formés aux procédures d'évacuation, tandis que d'autres peuvent nécessiter une formation liée à leur rôle précis en cas d'urgence. Certains titulaires de permis devront aussi fournir ces renseignements au personnel d'intervention d'urgence des organismes hors site, dont on pourrait solliciter l'aide en cas d'urgence. La formation du personnel d'intervention en cas d'urgence est également abordée à l'annexe A.7.

Les titulaires de permis doivent informer par écrit chacune des TSN :

- des risques associés à l'exposition des embryons et des fœtus au rayonnement
- des risques pour les bébés allaités à la suite de l'incorporation de substances nucléaires
- de l'importance d'aviser le titulaire de permis, dès qu'elle apprend qu'elle est enceinte ou si elle allaite un bébé.
- de leurs droits si elles sont enceintes ou si elles allaitent

Ces avis permettent aux TSN de décider si et quand elles informeront le titulaire de permis qu'elles sont enceintes ou qu'elles allaitent.

Ces avis permettent au titulaire de permis d'évaluer les conditions de travail des travailleuses et, le cas échéant, de prendre des mesures d'adaptation pour veiller au respect de la limite de dose associée à une TSN enceinte et de réduire la possibilité d'incorporation de substances nucléaires par la travailleuse qui allaite. Le fait de limiter l'incorporation de substances nucléaires par la TSN qui allaite permettra de veiller à ce que les doses aux bébés allaités respectent le principe ALARA. L'article 11 du Règlement énonce ces exigences et comprend davantage d'orientation à cet égard.

Tous les TSN doivent confirmer par écrit au titulaire de permis qu'ils ou elles ont été informé(e)s du fait qu'ils ou elles sont des TSN ainsi que des risques radiologiques associés à leur travail. De plus, chaque travailleuse du secteur nucléaire doit confirmer par écrit qu'elle a été informée des risques associés à l'exposition des embryons et des fœtus au rayonnement ainsi que des risques pour les bébés allaités à la suite de l'incorporation de substances nucléaires et de l'importance d'aviser le titulaire de permis, par écrit également, dès qu'elle apprend qu'elle est enceinte ou si elle allaite un bébé. Ces confirmations écrites doivent être conservés dans les dossiers du titulaire de permis aux termes du paragraphe 28(1) du [Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires](#).

8. Obligation d'utiliser un service de dosimétrie autorisé

L'article 8 du Règlement exige des titulaires de permis qu'ils utilisent un service de dosimétrie autorisé par la CCSN pour mesurer et contrôler les doses de rayonnement reçues par les TSN et engagées à leur égard lorsqu'ils risquent vraisemblablement de recevoir :

- une dose efficace supérieure à 5 mSv au cours d'une période de dosimétrie d'un an
- une dose équivalente à la peau, ou à la peau des mains et des pieds, qui est supérieure à 50 mSv au cours d'une période de dosimétrie d'un an

Ces exigences garantissent que les doses sont contrôlées avec suffisamment d'exactitude et de précision. Au moment de déterminer quand des services de dosimétrie autorisés sont requis, les titulaires de permis devraient tenir compte des doses prévues à recevoir, en raison des fonctions du travailleur, pour une activité autorisée donnée. Une dose professionnelle qui peut avoir été reçue par un TSN dans le cadre d'un programme d'un autre titulaire de permis n'est pas utilisée pour déterminer si un service de dosimétrie autorisé est nécessaire. Le titulaire de permis utilisera plutôt l'historique des doses antérieures du TSN pour s'assurer que les limites de dose réglementaires ne sont pas dépassées. La section 10 du présent document renferme des informations supplémentaires à ce sujet.

Les titulaires de permis sont tenus de vérifier les doses reçues par toutes les personnes qui sont exposées au rayonnement en raison de leur activité autorisée, même s'il est vraisemblable que les TSN ne recevront pas une dose efficace supérieure à 5 mSv au cours d'une période de dosimétrie d'un an ou une dose équivalente à la peau ou à la peau des mains et des pieds supérieure à 50 mSv au cours d'une période de dosimétrie d'un an. Les titulaires de permis peuvent choisir d'utiliser un service de dosimétrie autorisé par la CCSN comme méthode acceptable pour déterminer les doses dans ces circonstances.

Pour déterminer si les TSN ont une probabilité raisonnable de recevoir une dose efficace supérieure à 5 mSv au cours d'une période de dosimétrie d'un an, ou une dose équivalente à la peau ou à la peau des mains et des pieds supérieure à 50 mSv au cours d'une période de dosimétrie d'un an, les titulaires de permis peuvent estimer les doses prévues, consulter les doses typiques reçues dans des installations ou des activités autorisées similaires, ou encore comparer les doses similaires/historiques reçues par les TSN dans le cadre de leurs activités autorisées.

La section 5 du présent document contient des renseignements supplémentaires sur la détermination des doses par mesure directe ou par estimation, et ces méthodes sont discutées plus en détail dans le document d'application de la réglementation de la CCSN REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome I : Détermination des doses professionnelles* (ébauche).

Toutes les composantes et trajectoires de dose de rayonnement qui constituent la dose totale efficace pour les TSN (c.-à-d. la dose interne et la dose externe) doivent être prises en compte pour déterminer s'il y a lieu d'utiliser un service de dosimétrie autorisé par la CCSN. Par exemple, si la somme des doses de toutes les composantes aboutit à une dose efficace probable supérieure à 5 mSv au cours d'une période de dosimétrie d'un an, les titulaires de permis devraient utiliser un service de dosimétrie autorisé par la CCSN, s'il est disponible, pour mesurer chaque composante de dose qui est susceptible de contribuer plus de 1 mSv à la dose totale efficace. S'il n'existe pas de service de dosimétrie autorisé pour une trajectoire de dose donnée ou si les avantages de l'utilisation d'un service de dosimétrie autorisé l'emportent sur l'utilité du résultat de la dose, les titulaires de permis devraient proposer une méthode pour estimer les doses reçues dans le cadre de leur demande de permis. La CCSN s'attend à ce que les méthodes de dosimétrie non autorisées soient élaborées selon les exigences de qualité décrites dans le document d'application de la réglementation de la CCSN REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome I : Détermination des doses professionnelles* (ébauche).

Les titulaires de permis qui utilisent un service de dosimétrie autorisé sont tenus de fournir certains renseignements personnels à ce service, à l'égard de chaque TSN, y compris le prénom, le nom de famille et tout nom de famille antérieur du travailleur, son numéro d'assurance sociale, son sexe, sa catégorie d'emploi, ainsi que sa date, sa province et son pays de naissance. Lorsque les mesures de dose sont enregistrées par un service de dosimétrie autorisé, les dossiers des TSN sont soumis au Fichier dosimétrique national (FDN), avec leurs renseignements personnels. La dose reçue par une personne et communiquée au FDN est habituellement appelée la « dose enregistrée ».

Ces renseignements personnels facilitent la transmission des renseignements sur les doses au FDN par le service de dosimétrie autorisé par la CCSN. Tous les renseignements indiqués sont requis afin d'éviter les erreurs dans la tenue des dossiers de l'exposition professionnelle dans le FDN.

Le FDN est une base de données appartenant à Santé Canada et exploitée par ce ministère, et qui permet de suivre l'historique des doses reçues au cours de la vie des personnes inscrites. Santé

Canada donne à la CCSN l'accès au FDN et informe la CCSN de tout dossier indiquant qu'une limite de dose a été dépassée. L'identification rapide de tels dossiers 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 les tendances dans les données de doses pour les installations ou groupes d'installations, des renseignements détaillés sur les doses pour les particuliers et les titulaires de permis, ainsi que les renseignements nécessaires aux études sur la santé, y compris les études épidémiologiques.

9. Collecte des renseignements personnels

L'article 9 du Règlement exige que le titulaire de permis qui recueille des renseignements personnels au sens de l'article 3 de la [Loi sur la protection des renseignements personnels](#), renseignements qu'il pourrait être tenu de communiquer à la Commission, à une autre institution fédérale ou à un service de dosimétrie, avise la personne en cause des fins auxquelles les renseignements sont recueillis.

Bien qu'il n'y ait pas d'exigences particulières en vertu de la LSRN, les renseignements personnels recueillis à la suite de l'activité autorisée sont protégés en vertu de la *Loi sur la protection des renseignements personnels*.

10. Obligations des travailleurs du secteur nucléaire

Conformément à l'article 10 du Règlement, le travailleur du secteur nucléaire fournit sur demande au titulaire de permis les renseignements suivants : son prénom, son nom de famille et tout nom de famille antérieur; son numéro d'assurance sociale; son sexe; sa date, sa province et son pays de naissance; le dossier de ses doses pour les périodes de dosimétrie d'un an et de cinq ans en cours. Ces renseignements, qui sont fournis par chaque TSN, permettent aux titulaires de permis de remplir promptement leurs obligations en vertu Règlement.

Les dossiers de doses des TSN peuvent être obtenus du FDN avec la permission écrite de la personne concernée. Cependant, les renseignements contenus dans le FDN pourraient ne pas contenir de renseignements sur les doses reçues par le TSN à l'extérieur du Canada ou sur les doses déterminées par des méthodes d'estimation et de service de dosimétrie qui ne sont pas autorisés par la CCSN. C'est pourquoi, à titre de pratique exemplaire, le titulaire de permis devrait également demander des renseignements sur les doses reçues par le TSN au cours de la période de dosimétrie d'un an et de cinq ans qui peuvent ne pas être incluses dans le FDN, pour tenir compte de ces doses à des fins d'optimisation.

Le titulaire de permis utilise le dossier de doses pour les périodes de dosimétrie actuelles d'un an et de cinq ans afin de contrôler adéquatement la dose du travailleur pour le reste de la période de dosimétrie d'un an et de cinq ans et de s'assurer de respecter les limites de dose réglementaires prévues aux articles 13 et 14 du Règlement. Le programme de radioprotection devrait contenir des instructions concernant l'utilisation de ces renseignements, y compris les mesures connexes de contrôle des doses. Le programme de radioprotection devrait également préciser les restrictions concernant les travaux qui peuvent être effectués par le TSN jusqu'à ce que son dossier dosimétrique complet soit obtenu.

11. Travailleuses enceintes du secteur nucléaire et celles qui allaitent

L'article 11 du Règlement précise les droits et obligations des travailleuses enceintes du secteur nucléaire et de celles qui allaitent.

Le titulaire de permis qui est informé par écrit qu'une TSN est enceinte ou qu'elle allaite est tenu de prendre toute mesure d'adaptation des conditions de travail qui n'entraîneront pas de fardeau administratif indu ou d'effet néfaste sur les activités.

Mesures d'adaptation à l'intention des travailleuses enceintes du secteur nucléaire

Dès qu'il apprend qu'une TSN est enceinte, le titulaire de permis doit veiller à ce que les conditions de travail de cette dernière soient modifiées de manière à réduire au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre son exposition externe aux substances nucléaires et l'incorporation de celles-ci et à les maintenir en deçà de la limite de dose efficace de 4 mSv jusqu'à la fin de la grossesse. Par conséquent, le titulaire de permis devra examiner les pratiques de travail de la TSN enceinte, y compris les substances nucléaires manipulées, afin de déterminer les mesures d'adaptation qui peuvent être prises en vue de limiter la radioexposition de la TSN et, par le fait même, celle de l'embryon ou du fœtus. Les mesures d'adaptation pourraient comprendre la modification des affectations de travail de la TSN enceinte de manière à réduire considérablement ou à éliminer sa possibilité de radioexposition. L'utilisation par la TSN de blindage, d'EPI et d'appareils de protection respiratoire constitue d'autres solutions possibles. Le titulaire de permis devrait informer la TSN enceinte des mesures d'adaptation à prendre, notamment s'il est nécessaire d'appliquer des restrictions professionnelles plus rigoureuses en vue de veiller à ce que la limite de dose efficace pour la TSN soit respectée et à ce que la radioexposition de l'embryon ou du fœtus au cours de la grossesse demeure au niveau ALARA. En outre, les conditions de travail devraient être adaptées de manière à éviter toute exposition considérable potentielle, interne ou externe, à la suite d'accidents ou de tout autre événement qui pourraient entraîner l'incorporation de doses élevées de rayonnement par la TSN enceinte. Il faudrait accorder une attention particulière aux situations dans le cadre desquelles une TSN enceinte pourrait incorporer une substance nucléaire. Dans de telles situations, il est essentiel de savoir que certaines substances nucléaires, lorsqu'elles sont incorporées par la TSN enceinte, peuvent être plus facilement absorbées par les tissus du placenta, ce qui entraîne une dose efficace engagée ou une dose équivalente supérieure à un organe sensible de l'embryon ou du fœtus par comparaison avec les organes de la TSN enceinte. L'âge gestationnel de l'embryon ou du fœtus aura également une incidence sur la dose résultante reçue. Par exemple, l'exposition de la TSN enceinte à de l'iode radioactif volatil (p. ex., iode 125 et iode 131) pourrait entraîner une dose interne à la TSN enceinte ainsi qu'une dose équivalente élevée à la thyroïde fœtale (en raison de la sensibilité des organes du fœtus). D'autres substances nucléaires dont l'incorporation par la TSN enceinte pourrait entraîner une dose efficace engagée ou une dose équivalente supérieure aux organes d'un embryon ou d'un fœtus sont notamment les suivantes : l'eau tritiée, le carbone 14, le soufre 35, le phosphore 32 ainsi que certains isotopes du calcium et du strontium. Si, dans le cadre de ses activités professionnelles, la TSN enceinte doit manipuler ces substances nucléaires, des mesures additionnelles devraient être prises pour mettre en œuvre des contrôles permettant d'éviter complètement l'incorporation, dans la mesure du possible. Ces contrôles pourraient comprendre des restrictions professionnelles plus rigoureuses et la cessation possible des activités professionnelles nécessitant la manipulation de ces substances nucléaires par la TSN enceinte. La publication 88 de la CIPR, *Doses to the Embryo and Fetus from Intakes of Radionuclides by the Mother* [23] établit les coefficients de dose associés à l'embryon et au fœtus et peut être consulté par les titulaires de permis qui doivent calculer les doses à l'embryon ou au fœtus en gestation à la suite de l'incorporation de substances nucléaires par une TSN enceinte.

Les titulaires de permis peuvent s'appuyer sur cette publication pour préparer les renseignements à communiquer aux TSN enceintes aux termes de l'article 7 du Règlement. En outre, ces calculs de dose peuvent faciliter la prise de décisions sur les mesures d'adaptation à prendre et sur les restrictions professionnelles possibles à l'endroit de la TSN enceinte afin de veiller à ce que les doses à l'embryon ou au fœtus demeurent au niveau ALARA durant la grossesse.

Mesures d'adaptation à l'intention des travailleuses du secteur nucléaire qui allaitent

Lorsqu'un titulaire de permis est informé qu'une TSN allaite, il doit adapter de manière appropriée les conditions de travail de la TSN qui allaite afin de limiter son incorporation de substances nucléaires. Il devra examiner les pratiques de travail de la TSN qui allaite, y compris les substances nucléaires qu'elle manipule, afin de déterminer les mesures d'adaptation à prendre pour limiter son incorporation de substances nucléaires. Cela permettra de veiller à ce que la dose au bébé allaité demeure au niveau ALARA. Afin d'évaluer si une incorporation par une TSN pourrait entraîner une dose au bébé allaité, le titulaire de permis devrait savoir que certaines substances nucléaires, lorsqu'elles sont incorporées, sont plus susceptibles de se concentrer dans le lait maternel et que, par conséquent, la dose au bébé pourrait être supérieure par comparaison avec la dose à la TSN qui allaite (p. ex., en ce qui a trait à l'eau tritiée, au soufre 35, à l'iode 125 et à l'iode 131). Des renseignements additionnels sur l'évaluation de la dose au bébé allaité sont fournis dans le document d'application de la réglementation de la CCSN REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie*, tome I : *Exigences techniques et d'assurance de la qualité pour les services de dosimétrie* (ébauche).

Les mesures d'adaptation prises par le titulaire de permis pour limiter l'incorporation de substances nucléaires par la TSN qui allaite pourraient comprendre la modification de ses affectations de travail de manière à réduire considérablement ou à éliminer la possibilité de radioexposition. L'utilisation par la TSN d'EPI et d'appareils de protection respiratoire constitue d'autres solutions possibles. Le titulaire de permis devrait informer la TSN qui allaite de toute mesure d'adaptation à prendre. En cas d'incorporation, le titulaire de permis devrait évaluer la dose à la TSN qui allaite et la dose résultante au bébé si la TSN souhaite continuer à allaiter. Il devrait aviser la TSN du risque associé à la poursuite de l'allaitement et, le cas échéant, formuler des recommandations en vue de la cessation de l'allaitement durant une période donnée afin de veiller à ce que la dose au bébé demeure au niveau ALARA. En ce qui a trait aux activités ne représentant aucun risque d'incorporation de substances nucléaires, aucune mesure d'adaptation n'est nécessaire pour une TSN qui allaite.

L'obligation de prendre des mesures d'adaptation à l'intention des TSN enceintes et des TSN qui allaitent ne vise pas à empêcher la travailleuse d'entrer ou de travailler dans une zone de rayonnement ou de contamination désignée. Les mesures d'adaptation devraient toutefois viser à veiller, dans des conditions d'exploitation normale, à ce que la dose demeure au niveau ALARA et à ce que les limites de dose soient respectées. Les conditions de travail modifiées devraient également viser à éviter, en cas d'accident ou de tout autre événement, toute radioexposition (interne ou externe) qui pourrait entraîner une dose supérieure à la limite de dose.

Le titulaire de permis devra également déterminer si la TSN enceinte ou la TSN qui allaite doit obtenir davantage de renseignements ou de formation à la suite de la modification des conditions de travail dans le contexte des mesures d'adaptation prises en vertu de l'article 11 du Règlement.

Lorsqu'un titulaire de permis est informé qu'une TSN est enceinte ou qu'elle allaite, il devrait également modifier le programme de surveillance de la dosimétrie pour la TSN. Par exemple, il pourrait être nécessaire d'écourter la période de surveillance (c.-à-d., accroître la fréquence) afin

de surveiller et de contrôler la radioexposition, y compris toute possible exposition accidentelle de la TSN. La période de port d'un dosimètre externe par une TSN enceinte devrait être déterminée en fonction des spécifications techniques et de rendement du type de dosimètre (p. ex., limite de détection minimale). Un dosimètre actif (c.-à-d., un dosimètre à lecture directe [DLD]) peut également faciliter le contrôle de la radioexposition. Il pourrait également être nécessaire de modifier le programme de surveillance de l'exposition interne tant pour les TSN enceintes que celles qui allaitent, particulièrement en vue de tenir compte des substances nucléaires manipulées par la travailleuse qui pourraient avoir une incidence accrue sur l'embryon, le fœtus ou le bébé.

12. Interprétation des limites de dose de rayonnement

L'article 12 du Règlement précise qu'aux fins des articles 13 et 14, les doses de rayonnement comprennent les doses reçues à partir de rayons X ou d'autres sources artificielles de rayonnement. Par conséquent, afin de se conformer à cette exigence, la dose totale d'une personne doit inclure toutes les composantes reçues à titre professionnel sous forme de rayons X ou de toute autre source artificielle de rayonnement ionisant. Les sources artificielles désignent les sources qui sont intrinsèquement liées à une installation ou à une activité autorisée par la CCSN et auxquelles les travailleurs sont exposés en raison de leur profession. Parmi les titulaires de permis qui seraient touchés, mentionnons ceux qui emploient des radiographes qui effectuent également des essais non destructifs à l'aide d'appareils à rayons X, ainsi que le personnel des services de médecine nucléaire dans les hôpitaux qui travaille avec des appareils d'imagerie à double modalité ou à proximité des services de radiologie.

13. Limites de dose efficace

L'article 13 du Règlement établit les limites de dose efficace pour les TSN, les travailleuses enceintes du secteur nucléaire et les personnes autres que des TSN.

La CIPR recommande que les limites de dose pour les travailleurs soient fixées de manière et à un niveau tel que la dose efficace totale reçue par une personne au cours d'une vie active complète ne dépasse pas environ 1 sievert (Sv), reçue d'année en année de manière assez uniforme, et que l'application du système de protection radiologique soit telle que cette dose à vie (1 Sv pour la durée d'une vie active) soit rarement approchée. Les limites de dose annuelle ont toujours été utilisées comme moyen de gérer l'exposition au fil du temps. Afin de permettre plus de souplesse, la Commission internationale de protection radiologique (CIPR) a introduit en 1990 une limite de dose efficace qui s'applique sur une période de cinq ans, tout en conservant une limite annuelle. L'objectif de la limite de cinq ans pour la période de dosimétrie est d'optimiser l'exposition des travailleurs tout au long de leur vie active. Ce concept général a été largement adopté par de nombreux organismes de réglementation nucléaire, c'est-à-dire que la plupart d'entre eux fixent une limite de dose annuelle ainsi qu'une limite de dose de cinq ans.

Le titulaire de permis est tenu de veiller à ce que les TSN, les travailleuses enceintes du secteur nucléaire et les personnes autres que les TSN ne dépassent pas les limites de dose efficace applicables prescrites à l'article 13 du Règlement. Lorsqu'on détermine la dose accumulée par une personne aux fins de comparaison avec les limites de dose efficace, le titulaire de permis devrait également prendre en compte les doses précédemment attribuées associées à l'exposition aux rayonnements ionisants dans le cadre d'activités non réglementées en vertu de la LSRN et de ses règlements d'application (comme il en est question à la section 12 du présent document). De plus, s'il est déterminé qu'un travailleur a le statut de TSN, le titulaire de permis doit également

tenir compte des doses que le TSN a reçues avant le début de son travail pour le titulaire de permis afin que ce dernier gère la dose du travailleur pour qu'elle demeure en deçà des limites de dose efficace. Les titulaires de permis devraient obtenir des renseignements sur la dose professionnelle reçue par les TSN qui effectuent des travaux (p. ex., le personnel des entrepreneurs) dans d'autres installations où ils peuvent avoir été exposés à des rayonnements ionisants.

La dose efficace est la somme des doses, mesurées en sieverts, reçues à la suite d'expositions externes aux rayonnements et des doses engagées à la suite de l'incorporation de substances radioactives au cours de la même période. Les limites de dose efficace sont en place pour réduire les risques d'effets stochastiques, qui peuvent mener à des effets ultérieurs ou à des maladies comme le cancer. Les effets stochastiques sont des effets qui se produisent par hasard avec une probabilité proportionnelle à l'ampleur de la dose.

De plus, il faut se reporter à l'article 1 du Règlement, qui précise que la limite de dose pour le grand public est de 1 mSv par année civile.

La période de dosimétrie de cinq ans a été définie comme une période fixe de cinq années civiles, à la fin de laquelle une nouvelle période commence. Par exemple, la période de dosimétrie actuelle de cinq ans a commencé le 1^{er} janvier 2016 et se terminera le 31 décembre 2020, et une nouvelle période de dosimétrie de cinq ans commencera le 1^{er} janvier 2021.

Le Règlement offre une certaine souplesse dans les cas où la fin d'une période de port du dosimètre ou d'une période d'échantillonnage pour les essais biologiques ne coïncide pas avec la fin d'une période de dosimétrie. Un titulaire de permis peut prolonger ou réduire la période de dosimétrie de deux semaines afin de l'harmoniser avec la période de port des dosimètres ou la période d'échantillonnage des essais biologiques. Par exemple, une période de dosimétrie se terminant le 31 décembre 2020 peut se terminer aussi tôt que le 17 décembre 2020 si une réduction d'au plus deux semaines est nécessaire, et peut être prolongée jusqu'au 14 janvier 2021 si une prolongation est nécessaire.

Des renseignements plus détaillés sur le concept de dose efficace, y compris la détermination des doses efficaces, figurent dans le document d'application de la réglementation de la CCSN REGDOC-2.7.2, *Radioprotection : Dosimétrie, tome I : Détermination des doses professionnelles* (ébauche).

14. Limites de dose équivalente

L'article 14 du Règlement établit les limites de dose équivalente pour les TSN et toute autre personne (c.-à-d. les personnes autres que les TSN).

Le titulaire de permis est tenu de veiller à ce que, pour les TSN et toute autre personne, les limites de dose équivalente applicables ne dépassent pas les valeurs prévues à l'article 14 du Règlement. Lorsqu'on détermine la dose accumulée par une personne aux fins de comparaison avec les limites de dose équivalente, les doses précédemment assignées associées à l'exposition aux rayonnements ionisants due à des activités non réglementées en vertu de la LSRN et de ses règlements devraient également être prises en compte par le titulaire de permis (comme il est décrit à la section 12 du présent document). De plus, s'il est déterminé qu'un travailleur a le statut de TSN, le titulaire de permis doit également tenir compte des doses que le TSN a reçues avant le début de son travail pour le titulaire de permis afin que ce dernier gère la dose du travailleur pour qu'elle demeure en deçà des limites de dose équivalente. Les titulaires de permis devraient

obtenir des renseignements sur les doses reçues par les TSN qui effectuent des travaux (c.-à-d. le personnel des entrepreneurs) dans d'autres installations où ils peuvent être exposés à des rayonnements ionisants.

L'expression « dose équivalente » désigne le produit, en sieverts, obtenu en multipliant la dose absorbée par le facteur de pondération pour un type de rayonnement donné.

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 de valeur identique n'ont pas nécessairement les mêmes effets biologiques. Par exemple, une quantité donnée de rayonnement alpha est plus nocive pour les tissus que la même quantité de rayonnement bêta. Cela est dû au fait que les particules alpha ont une charge plus grande et communiquent leur énergie de manière beaucoup plus dense le long de leur trajectoire.

Un facteur de pondération radiologique est utilisé pour mettre en équivalence les différents types de rayonnement et leur efficacité biologique respective. Le concept de dose équivalente permet de comparer le degré de nocivité potentielle des différents types de rayonnement ionisant.

Des limites de dose équivalente sont en place pour éviter les effets déterministes (effets de seuil). On établit une différence entre d'une part les doses équivalentes, ou les doses pour des tissus ou des organes spécifiques, et d'autre part les doses efficaces ou les doses au corps entier afin de tenir compte de la sensibilité particulière de certains organes et parties du corps au rayonnement. Des limites de dose spéciales sont nécessaires pour réduire l'exposition au rayonnement du cristallin de l'œil, de la peau des mains et des pieds, et de la peau du corps entier, car une surexposition importante de ces parties du corps peut entraîner des effets déterministes tels que des réactions tissulaires ou encore des dysfonctionnements d'organes. Les effets déterministes ne se manifestent qu'à partir d'une certaine dose seuil et leur gravité augmente avec la dose. Ils se distinguent des effets stochastiques, qui n'ont pas de seuils de dose connus et dont la gravité est indépendante de l'ampleur de la dose.

Comme les limites de dose sont établies en fonction d'un effet déterministe, il est important de noter que la limite de dose pour la peau des mains et des pieds est pour chaque main et pied. Par conséquent, lorsqu'on évalue la dose reçue par la peau de la main gauche et de la main droite, il faut les traiter comme des entités distinctes, avec des limites de dose distinctes.

Le Règlement offre une certaine souplesse dans les cas où la fin d'une période de port du dosimètre ou d'une période d'échantillonnage pour les essais biologiques ne coïncide pas avec la fin d'une période de dosimétrie pour les limites de dose équivalente. Par exemple, une période de dosimétrie se terminant le 31 décembre 2020 peut se terminer aussi tôt que le 17 décembre 2020 si une réduction d'au plus deux semaines est nécessaire, et peut être prolongée jusqu'au 14 janvier 2021 si une prolongation est nécessaire.

Le Règlement précise également que lorsque la peau n'est pas irradiée de façon uniforme, la dose équivalente reçue par la peau est la dose équivalente moyenne sur la surface de 1 cm² qui a reçu la dose équivalente la plus élevée.

Des renseignements plus détaillés sur le concept de dose équivalente, y compris l'évaluation de la dose au cristallin de l'œil, à la peau des mains et des pieds et à la peau du corps entier, figurent dans le document d'application de la réglementation de la CCSN REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome 1 : Détermination des doses professionnelles* (ébauche).

15. Urgences

L'article 15 du Règlement décrit en détail les exigences réglementaires concernant l'exposition des personnes qui font partie de l'organisation d'intervention du titulaire de permis pendant la maîtrise d'une situation d'urgence.

Le document d'application de la réglementation de la CCSN REGDOC-2.10.1, *Préparation et intervention relatives aux urgences nucléaires*, version 2 [24], énonce les exigences en matière de préparation aux situations d'urgence et l'orientation relative à l'élaboration de mesures d'urgence pour les titulaires de permis et les demandeurs de permis d'installations nucléaires de catégorie I et de mines et usines de concentration d'uranium.

Un programme de préparation aux situations d'urgence établit la façon dont les installations nucléaires préparent et planifient les interventions en cas d'urgence (y compris les urgences nucléaires ou radiologiques), afin de protéger les travailleurs, le public et l'environnement.

Dans le cadre des mesures de préparation et d'intervention, les titulaires de permis doivent établir une organisation d'intervention d'urgence (OIU), définie comme étant un groupe d'intervenants interreliés dont les rôles et les responsabilités sont prédéfinis et qui travaillent ensemble pour atténuer les conséquences d'une situation d'urgence. Les titulaires de permis devraient s'assurer que les rôles, les responsabilités et les pouvoirs de chaque poste au sein de l'OIU sont clairement définis. De plus, les titulaires de permis doivent élaborer et documenter les mesures de radioprotection d'urgence et fournir une formation aux personnes afin de s'assurer qu'elles sont qualifiées et capables de remplir le rôle d'intervention d'urgence qui leur a été assigné. La section 7 du présent document traite plus en détail des responsabilités des titulaires de permis en ce qui a trait à la communication aux travailleurs de renseignements sur leur rôle et leurs responsabilités en cas d'urgence.

La gestion de l'exposition des travailleurs qui font partie des OIU de compétence locale, provinciale ou fédérale n'entre pas dans le champ d'application des exigences de l'article 15 du Règlement. Les valeurs indicatives visant à limiter l'exposition de ces travailleurs d'urgence sont présentées dans le document de Santé Canada *Critères génériques et niveaux opérationnels d'intervention pour la planification et les interventions en cas d'urgence nucléaire* [25].

On s'attend à ce que les limites de dose précisées à l'article 15 du Règlement ne s'appliquent que lorsque la maîtrise d'une situation d'urgence ne peut être gérée à l'intérieur des limites de dose prescrites aux articles 13 et 14 du Règlement.

S'il est jugé nécessaire de déclarer une urgence, ce qui exige l'application des limites de dose spécifiées à l'article 15 du Règlement, il est important de noter que les doses reçues pendant la maîtrise de la situation d'urgence sont considérées comme distinctes des doses reçues pendant les situations prévues d'exposition normale.

Dans le cas d'une situation d'urgence, le titulaire de permis qui demande à une personne de participer à la maîtrise d'une situation d'urgence doit veiller à ce que la dose efficace que cette dernière reçoit ne dépasse pas 50 mSv et que la dose équivalente qu'elle reçoit à la peau ne dépasse pas 500 mSv, à moins que cette personne ne soit en train d'appliquer une mesure d'urgence décrite dans la colonne 1 du tableau au paragraphe 15(3) du Règlement.

La mesure 1 (mesure visant à réduire, pour les membres du public, les conséquences de la dose qui sont liées au rejet de matériel radioactif) peut comprendre la prise de mesures pour établir la

gestion et les opérations d'urgence; l'identification, la notification et l'activation; l'évaluation de la phase initiale; l'aide à la mise en œuvre des mesures de protection urgentes; et la gestion de l'intervention médicale.

La mesure 2 (mesure visant à prévenir les effets d'un rayonnement sur la santé qui sont fatals, mettent la vie en danger ou entraînent une blessure permanente) peut comprendre, entre autres, les mesures qu'un travailleur doit prendre pour retirer un collègue blessé ou inconscient d'une zone à risque très élevé.

La mesure 3 (mesure visant à prévenir le développement de conditions qui pourraient sérieusement affecter les personnes et l'environnement) peut comprendre des mesures d'atténuation prises par l'exploitant ou le premier intervenant.

Si, à la demande du titulaire de permis, une personne prend des mesures visées à plus d'un article du tableau au paragraphe 15(3) du Règlement, le titulaire de permis doit s'assurer que la dose efficace reçue par cette personne ne dépasse pas 500 mSv et que la dose équivalente à la peau ne dépasse pas 5 000 mSv. En d'autres mots, les limites de dose spécifiées dans ce paragraphe ne doivent en aucun cas être considérées comme cumulatives.

De plus, les titulaires de permis doivent également limiter la dose efficace et la dose équivalente reçue ou engagée par toutes les personnes participant à la maîtrise d'une situation d'urgence en appliquant le principe ALARA, compte tenu des facteurs sociaux et économiques. La planification de ces mesures devrait être effectuée dans le cadre de la préparation et de l'intervention en cas d'urgence, comme il est décrit dans le document d'application de la réglementation REGDOC-2.10.1, *Préparation et intervention relatives aux urgences nucléaires*, version 2 de la CCSN.

Le titulaire de permis doit aviser la personne qui a reçu une dose de rayonnement et la Commission dès que possible s'il apprend que les limites de dose prescrites à l'article 15 du Règlement pourraient avoir été dépassées. Cet avis devrait se faire dans les meilleurs délais pour s'assurer que les mesures nécessaires peuvent être prises afin de limiter l'exposition ultérieure de la personne et réduire au minimum les effets sur la santé liés au rayonnement.

Aux termes de l'article 15 du Règlement, un titulaire de permis ne doit pas demander à une femme enceinte de participer à la maîtrise directe d'une situation d'urgence. Cette restriction s'applique à toutes les femmes enceintes qui pourraient devoir participer à la maîtrise d'une situation d'urgence, y compris le personnel d'urgence et d'autres travailleurs qui contribuent à la gestion d'une situation d'urgence. La CCSN reconnaît qu'une travailleuse enceinte pourrait contribuer activement aux activités d'intervention d'urgence, mais qu'elle ne devrait pas être assujettie aux limites de dose prescrites à l'article 15 du Règlement étant donné les risques potentiels pour l'embryon ou le fœtus en gestation. Dans certaines situations, il est possible qu'une travailleuse enceinte contribue à l'intervention d'urgence, mais seulement à partir d'un endroit sécuritaire et stable sur le plan radiologique, situé à bonne distance, où elle demeurerait assujettie aux limites de dose prescrites aux articles 13 et 14 du Règlement.

Une travailleuse qui allaite n'est pas exemptée de participer à la maîtrise d'une situation d'urgence, mais des mesures devraient être prises pour assurer la protection du bébé allaité. S'il est possible que la travailleuse qui allaite soit exposée à des risques radiologiques internes dans le contexte des activités d'intervention d'urgence, le titulaire de permis devrait prendre des mesures pour limiter l'incorporation de substances nucléaires par la travailleuse. Ces mesures pourraient comprendre l'affectation à des tâches qui ne posent pas un risque d'exposition interne. Si la prise

de telles mesures n'est pas possible, le titulaire de permis devrait fournir de l'équipement de protection pour limiter l'incorporation de substances nucléaires. Il pourrait être nécessaire de cesser l'allaitement durant une période donnée si les mesures de protection ne permettent pas de limiter efficacement l'exposition potentielle du bébé allaité.

Les limites de dose prescrites aux paragraphes 15(2) et 15(3), et aux articles 13 et 14 du Règlement peuvent être dépassées par une personne agissant volontairement pour sauver ou protéger une vie humaine.

Lorsque l'urgence est terminée, les expositions professionnelles continuent d'être gérées conformément aux exigences du programme de radioprotection du titulaire de permis et aux limites de dose prescrites aux articles 13 et 14 du Règlement. En règle générale, on ne devrait pas empêcher un travailleur de retourner au travail planifié en raison des doses reçues pendant une situation d'urgence. Toutefois, un examen au cas par cas pour le retour au travail peut s'avérer nécessaire et devrait tenir compte de l'ampleur des doses reçues et de tout avis médical pertinent, et pourrait comporter certaines conditions précisées par la Commission.

16. Dépassement d'une limite de dose réglementaire

L'article 16 du Règlement précise les mesures que le titulaire de permis doit prendre lorsqu'il apprend qu'une limite de dose applicable prescrite à l'article 13 ou 14 du Règlement a été dépassée.

Une personne qui peut avoir été exposée à une dose supérieure à une limite de dose pour un TSN ne doit pas effectuer de travaux comportant une exposition possible aux rayonnements qui augmenterait la dose afin de :

- permettre l'achèvement de l'enquête
- éviter d'autres expositions qui pourraient présenter un risque pour cette personne

Le titulaire de permis ne peut permettre à la personne de reprendre ses fonctions comportant un risque d'exposition professionnelle au rayonnement jusqu'à ce que la Commission ou un fonctionnaire désigné autorisé en vertu de l'alinéa 37(2)h) de la LSRN autorise officiellement le retour au travail en vertu de l'article 17 du Règlement. À la section 17 du présent document, il y a des renseignements supplémentaires sur l'autorisation de retour au travail d'une personne.

Selon l'alinéa 48h) de la LSRN, commet une infraction quiconque modifie les conditions d'emploi d'un TSN qui a reçu une dose de rayonnement supérieure à la dose réglementaire ou dont la dose engagée est supérieure à la dose réglementaire, ou le congédie, sauf de la manière prescrite. Lorsqu'une limite de dose est dépassée, il peut s'agir d'un accident ou d'une pratique défailante de la part du titulaire de permis ou du TSN. Si l'enquête révèle que la cause était accidentelle ou que le titulaire de permis était responsable, le TSN ne devrait pas être assujéti à des pénalités économiques injustes (c.-à-d. congédiement ou congé sans rémunération). Si l'enquête conclut que la cause est le résultat d'une pratique défailante du TSN, le titulaire de permis devrait déterminer les mesures correctives qui permettront de régler tout problème de performance humaine que pourrait avoir le TSN avant d'envisager des mesures disciplinaires.

Il est important de noter que l'exigence de retirer la personne du travail ne s'applique qu'aux situations dans lesquelles la personne peut avoir dépassé une limite de dose pour un TSN.

Lorsqu'une limite de dose a été dépassée, les titulaires de permis doivent mener une enquête en consultation avec la CCSN, afin de déterminer l'ampleur de la dose et d'établir les causes de la surexposition. L'enquête sur l'ampleur de la dose variera selon la nature de l'exposition : externe, interne, contamination de la peau, etc., et si un service de dosimétrie autorisé par la CCSN a été utilisé ou non au moment de l'événement pour déterminer la dose. Si un service de dosimétrie autorisé n'a pas été utilisé, il faudra alors reconstituer la dose dans le cadre de l'enquête sur l'ampleur de la dose.

S'il faut procéder à la reconstruction de la dose pour déterminer l'ampleur de l'exposition au rayonnement attribuable à une source de rayonnement à l'extérieur du corps de la personne ou à la contamination de la peau, les titulaires de permis devraient consulter le document d'application de la réglementation de la CCSN REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome I : Détermination des doses professionnelles* (ébauche), à titre d'orientation.

Lorsqu'un titulaire de permis fait enquête sur une dose interne résultant de l'incorporation d'une substance nucléaire dans le corps d'une personne, il devrait consulter le document d'application de la réglementation de la CCSN REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome I : Détermination des doses professionnelles* (ébauche), qui donne de l'orientation sur la collecte et la manipulation des échantillons d'essais biologiques, la détermination des fréquences de surveillance et d'autres procédures de vérification de l'ampleur de la dose.

Des mesures correctives peuvent être requises à la suite de l'enquête sur l'événement. Si la limite de dose a été dépassée, l'objectif est de définir et d'appliquer les mesures correctives qui permettront d'éviter que le même événement se reproduise pour cette personne ou une personne différente. Les mesures correctives peuvent comprendre la détermination et la correction des déficiences matérielles sur le lieu de travail, la révision des procédures et une formation de recyclage pour les travailleurs. Si l'enquête détermine que la limite de dose n'a pas été dépassée et si la CCSN est d'accord avec cette conclusion, la ou les causes qui ont contribué à l'événement devraient faire l'objet d'une enquête et des mesures correctives devraient être proposées pour remédier à ces causes, par exemple un emplacement inapproprié pour le stockage des dosimètres, une formation inadéquate du personnel, la manipulation incorrecte des dosimètres ou une erreur humaine.

Les mesures à prendre doivent être officiellement documentées par le titulaire de permis et être mises à la disposition de la Commission aux fins d'examen.

17. Autorisation de retour au travail

Lorsque l'enquête exigée par l'article 16 du Règlement est terminée, que la cause du dépassement réel ou apparent de la limite de dose a fait l'objet d'une enquête et que le titulaire de permis a mis en œuvre des mesures correctives à la satisfaction de la CCSN, le titulaire de permis doit présenter une demande écrite à la CCSN pour obtenir l'autorisation de retour au travail d'une personne, conformément à l'article 17 du Règlement.

Cette demande écrite devrait comprendre une déclaration selon laquelle la personne concernée a été informée des résultats de l'enquête et, si une limite de dose a été dépassée, des risques associés à l'exposition et au retour au travail. La Commission, ou un fonctionnaire désigné autorisé par la Commission, envisagera alors d'autoriser le retour au travail d'une personne.

Lorsque la Commission ou un fonctionnaire désigné autorise le retour au travail d'une personne, l'autorisation peut préciser les conditions visant à protéger la santé et la sécurité de la personne.

Avant qu'une personne soit autorisée à retourner au travail, elle peut être assujettie à diverses conditions, notamment :

- des limites de dose établies au prorata pour le reste de la période de dosimétrie d'un an et/ou de cinq ans
- des exigences supplémentaires en matière de formation des travailleurs
- l'obligation pour le titulaire de permis de modifier les pratiques de travail, voire la méthode de contrôle des doses

Si l'enquête révèle qu'un dossier dosimétrique officiel, qui a été déposé auprès du FDN, doit être modifié, l'autorisation de retour au travail d'une personne exigera qu'une demande de changement de dose soit déposée avant une date précise. De plus amples renseignements sur les exigences relatives à la modification des renseignements sur les doses versés dans le FDN figurent dans le document d'application de la réglementation de la CCSN REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome I : Détermination des doses professionnelles* (ébauche).

18. Services de dosimétrie – Demande de permis d'exploitation

L'article 18 du Règlement énumère les renseignements qui serviront à établir le fondement d'autorisation d'un permis délivré par la CCSN pour l'exploitation d'un service de dosimétrie. Les titulaires de permis qui exploitent leur propre service de dosimétrie devront obtenir un permis distinct. Un service de dosimétrie autorisé devra également disposer d'un permis de substances nucléaires pour toutes les sources radioactives qu'il possède.

Le document d'application de la réglementation REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome II : Exigences techniques et relatives aux systèmes de gestion pour les services de dosimétrie* de la CCSN (ébauche) décrit en détail les critères d'octroi d'un permis de service de dosimétrie [2].

19. Obligations du titulaire de permis

L'article 19 du Règlement énumère les données qu'un exploitant de service de dosimétrie titulaire d'un permis de la CCSN est tenu de soumettre au FDN afin d'identifier de façon unique chaque TSN pour lequel une dose de rayonnement a été mesurée et contrôlée. L'exploitant du service doit assurer la confidentialité de tous les renseignements personnels. De plus amples renseignements à ce sujet figurent dans le document d'application de la réglementation REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome II : Exigences techniques et relatives aux systèmes de gestion pour les services de dosimétrie* de la CCSN (ébauche) [2].

20. Étiquetage des récipients et des appareils

L'article 20 du Règlement énonce les exigences relatives à l'étiquetage des récipients et des appareils contenant des substances nucléaires afin d'avertir les personnes de la présence de ces substances et du danger réel ou potentiel qui existe. L'étiquetage est important parce qu'il avertit les personnes du contenu du récipient ou de l'appareil, et donc du risque associé.

Les récipients ou appareils qui contiennent une substance nucléaire doivent porter le symbole de mise en garde contre les rayonnements et la mention « RAYONNEMENT – DANGER – RADIATION ». Le symbole de mise en garde contre les rayonnements, indiqué à l'annexe 3 du

Règlement, doit être affiché comme il est décrit plus en détail à la section 22 du présent document. Les renseignements suivants doivent également figurer sur l'étiquette :

1. Le nom de la substance nucléaire en notation nucléaire standard (p. ex., carbone 14, C-14, 14C). S'il y a plus d'une substance nucléaire présente, chacune doit être identifiée.
2. La quantité doit être exprimée en unités de mesure, comme l'activité (p. ex., en becquerels [Bq]), la concentration d'activité [Bq/g], la masse [g] ou une unité de masse [ppm]).
3. La date de mesure est la date à laquelle la mesure de la quantité a été effectuée.
4. La forme est la forme chimique ou physique de la substance nucléaire (solide, liquide, gaz, forme spéciale, etc.).

Les exigences en matière d'étiquetage ne s'appliquent pas si un récipient ou un appareil répond à un ou plusieurs des critères suivants :

1. **Il s'agit d'un composant essentiel de l'exploitation d'une installation nucléaire où il est situé :** Un exemple de composant essentiel est une cuve ou une trémie qui contient une substance nucléaire dans le cadre de l'exploitation d'une installation nucléaire (p. ex., une mine ou une usine de concentration d'uranium).
2. **Il est utilisé pour contenir des substances nucléaires radioactives en vue d'une utilisation courante ou immédiate et est sous l'observation directe du titulaire de permis :** Par exemple, dans un laboratoire, une substance nucléaire peut être transférée ou décantée dans un plus petit récipient pendant qu'un travailleur effectue son travail. Cette exemption particulière permet ce type d'utilisation sans qu'il faille étiqueter le récipient puisque celui-ci est sous la garde et la maîtrise ininterrompues du travailleur. Le récipient contenant la substance nucléaire décantée devrait être étiqueté lorsque le travailleur a cessé son activité. L'observation directe et continue par le titulaire de permis peut être interprétée comme étant l'observation visuelle constante du récipient ou de l'appareil par un travailleur dûment formé.
3. **La quantité de substances nucléaires radioactives est inférieure ou égale à la quantité d'exemption :** Les récipients et appareils contenant des substances nucléaires en quantités inférieures aux quantités d'exemption prévues à l'annexe 1 du [Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement](#) sont exemptés des exigences en matière d'étiquetage.
4. **Il est utilisé exclusivement pour le transport de substances nucléaires radioactives et est étiqueté conformément au Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires (2015) :** Les colis destinés au transport des substances nucléaires doivent être étiquetés de la manière précisée dans le [Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires \(2015\)](#).
5. **L'appareil est un dispositif lumineux au radium, à la condition que le composé lumineux au radium soit la seule substance nucléaire dans l'appareil et que celui-ci soit intact et n'ait pas été altéré :** Les personnes qui possèdent des appareils contenant des composés lumineux au radium et qui sont exemptées des exigences d'autorisation en vertu de l'exemption indéfinie accordée par la Commission à l'alinéa 8b) du [Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement](#) sont également exemptées des exigences relatives à l'étiquetage de ces appareils.

Le paragraphe 20(3) du Règlement prévoit une exception aux exigences relatives à l'étiquetage des récipients utilisés pour le stockage temporaire des substances nucléaires radioactives. Cette exception s'applique particulièrement aux déchets qui s'accumulent au fil du temps dans des récipients actifs (c.-à-d. ceux qui sont utilisés). L'exigence de tenir à jour l'information sur le récipient lui-même est une tâche difficile qui est fastidieuse sur le plan administratif et qui n'améliore pas la sûreté. En tout temps, il demeure important que le symbole de mise en garde contre les rayonnements et la mention « RAYONNEMENT – DANGER – RADIATION » continuent d'être apposés sur les récipients de déchets afin d'alerter les travailleurs sur les dangers radiologiques potentiels du contenu. Lorsque le récipient de déchets est plein et destiné à être stocké, les exigences en matière d'étiquetage s'appliquent intégralement et garantissent que les déchets sont gérés et que les renseignements détaillés concernant les déchets contenus dans le récipient sont disponibles pour être inclus dans l'inventaire des déchets. Le titulaire de permis devrait indiquer dans les documents de son programme comment les déchets sont gérés et comment ils satisferont à toutes les exigences de l'article 20 du Règlement, y compris les dispositions relatives à l'exception visant les récipients servant au stockage temporaire des substances nucléaires. En règle générale, il est entendu que, dans ce contexte, le terme « temporaire » désigne une période relativement courte, de l'ordre de quelques jours.

21. Affichage aux limites et aux points d'accès

En vertu de l'article 21 du Règlement, chaque titulaire de permis place et maintient aux limites et à chaque point d'accès d'une zone, d'une pièce, d'un véhicule ou d'une enceinte un panneau durable et lisible portant le symbole de mise en garde contre les rayonnements figurant à l'annexe 3 (qui est décrit à la section 22 du présent document) et la mention « RAYONNEMENT – DANGER – RADIATION », s'il s'y trouve des substances nucléaires radioactives en quantité supérieure à 100 fois la quantité d'exemption dans la zone, la pièce, le véhicule ou l'enceinte; ou s'il y a un risque vraisemblable qu'une personne se trouvant dans la zone, la pièce, le véhicule ou l'enceinte soit exposée à un débit de dose efficace supérieur à 25 $\mu\text{Sv/h}$.

Les mots « RAYONNEMENT – DANGER – RADIATION » doivent être complets et doivent apparaître comme il est indiqué dans le Règlement.

Les quantités d'exemption sont précisées à l'annexe 1 du [Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement](#).

Lorsque des zones, des pièces ou des enceintes à l'intérieur d'un bâtiment sont utilisées pour entreposer ou manipuler des substances nucléaires, des panneaux devraient être placés bien en évidence sur tous les points d'accès à ces zones, pièces ou enceintes, ou à un endroit d'où ils sont visibles dès l'entrée dans la zone, la pièce ou l'enceinte.

L'interprétation de l'exigence « débit de dose efficace supérieur à 25 $\mu\text{Sv/h}$ » est comme suit : c'est le débit de dose efficace, et elle ne comprend donc pas les mesures du débit de dose prises au contact de sources de rayonnement à l'intérieur d'une zone, d'une pièce, d'un véhicule ou d'une enceinte. Le débit de dose efficace peut être déterminé soit par mesure directe, soit par estimation. Si une mesure directe est prise, elle doit l'être à une distance de travail (pas moins de 30 cm) de la source de rayonnement, à l'aide d'un radiamètre étalonné, dans tout espace accessible à l'intérieur d'une zone, d'une pièce, d'un véhicule ou d'une enceinte. Dans ce cas, la quantité opérationnelle $H^* 10$ (utilisée pour l'étalonnage des radiamètres) est employée comme substitut du débit de dose efficace. Si le débit de dose est déterminé par estimation, on devrait utiliser les constantes de débit de dose efficace publiées (comme celles qui figurent dans le [Livret](#)

[d'information sur les radionucléides](#) de la CCSN) [26] pour calculer les débits de dose à des distances de travail d'au moins 30 cm de la source de rayonnement dans tout espace accessible à l'intérieur de la zone, de la pièce, du véhicule ou de l'enceinte.

Les véhicules contenant un envoi tel que défini par le [Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires \(2015\)](#) sont exemptés des exigences d'affichage prescrites à l'article 21 du Règlement. Toutefois, si un véhicule n'est pas en transit, mais est utilisé pour le stockage d'une substance nucléaire, l'exigence réglementaire s'applique si les conditions stipulées pour l'affichage des panneaux existent.

22. Utilisation du symbole de mise en garde contre les rayonnements

L'article 22 du Règlement exige que le symbole de mise en garde contre les rayonnements, tel qu'il figure à l'annexe 3 dudit règlement, soit affiché. Les trois pales et le disque central du symbole doivent être de couleurs magenta ou noire, sur fond jaune. Lorsque le symbole de mise en garde contre les rayonnements (trèfle) figurant à l'annexe 3 est utilisé, le Règlement exige qu'il soit entièrement visible, d'une taille appropriée à la taille du récipient ou de l'appareil auquel il est apposé, ou de la zone, de la pièce ou de l'enceinte à l'égard de laquelle il est affiché, dans les proportions indiquées à l'annexe 3, et orienté de telle sorte qu'une pale soit dirigée vers le bas et centrée sur l'axe vertical. Aucun mot ne doit être superposé au symbole.

23. Affichage frivole de panneaux

L'article 23 du Règlement interdit à quiconque d'afficher un panneau signalant la présence de rayonnement, d'une substance nucléaire ou d'équipement réglementé là où il ne s'en trouve pas.

Les panneaux doivent être enlevés lorsque le danger radiologique n'est plus présent. Toutefois, il n'est pas considéré comme frivole de poser des affiches lorsqu'il y a un risque de contamination ou d'exposition au rayonnement (p. ex., des affiches placées dans des endroits à proximité d'installations de rayons X).

24. Documents à conserver par le titulaire de permis

Conformément à l'article 24 du Règlement, le titulaire de permis doit conserver certains documents afin de satisfaire aux exigences réglementaires. Ces documents doivent indiquer le nom et la catégorie d'emploi de chaque TSN, ainsi que les dossiers des doses reçues par les personnes qui exercent des fonctions dans le cadre d'une activité autorisée par la LSRN ou qui sont présentes à un endroit où cette activité est exercée.

Les titulaires de permis doivent s'assurer que les documents sont exacts et tenus à jour. Les dossiers dosimétriques doivent être conservés pendant une période de cinq ans après la date à laquelle les renseignements ont été recueillis. Cette période de conservation permet la gestion et le contrôle des doses aux personnes conformément aux exigences réglementaires, y compris pour les TSN au cours des périodes de dosimétrie d'un an et de cinq ans. Cette période de conservation tient compte également du fait que les doses reçues par les TSN qui utilisent un service de dosimétrie autorisé sont également enregistrées dans le FDN. Ce registre est la base de données la plus appropriée pour la conservation des documents sur les doses professionnelles cumulatives en vue d'une utilisation future (c.-à-d. études épidémiologiques, litiges).

En plus de satisfaire aux exigences réglementaires, la tenue et la conservation des dossiers de doses permettent au titulaire de permis d'évaluer l'efficacité du programme de radioprotection et du processus d'optimisation, et également d'établir les tendances en matière d'exposition. De plus, le titulaire de permis peut utiliser cette information pour élaborer et améliorer ses procédures et programmes de surveillance.

25. Instruments de détection et de mesure du rayonnement

L'article 24.1 du Règlement exige des titulaires de permis qu'ils s'assurent que les instruments et l'équipement utilisés pour les mesures du rayonnement sont choisis, testés et étalonnés en fonction de l'usage auquel ils sont destinés.

Les instruments et l'équipement utilisés pour les mesures du rayonnement sont divers : fixes ou portatifs, automatisés ou manuels, polyvalents ou à usage unique. Par exemple, des radiamètres fixes et portatifs peuvent être utilisés pour mesurer le rayonnement afin d'évaluer ou de confirmer les champs de rayonnement à différents endroits ou sur de grandes superficies. Des instruments fixes et portatifs de détection de la contamination peuvent être nécessaires pour détecter ou évaluer la contamination radioactive de l'équipement, des locaux et des personnes. De plus, les dosimètres à lecture directe (DLD) et l'équipement de surveillance et d'échantillonnage de l'air peuvent être utilisés pour mesurer, estimer ou contrôler l'exposition au rayonnement.

Les mesures du rayonnement sont essentielles pour évaluer, vérifier ou démontrer la crédibilité et l'efficacité d'un programme de radioprotection. Les titulaires de permis doivent donc s'assurer que les instruments et l'équipement correctement étalonnés et utilisés pour les mesures du rayonnement, de conception et de fonctionnement appropriés, sont facilement accessibles aux endroits où des substances nucléaires, des appareils à rayonnement ou de l'équipement réglementé sont entreposés, manipulés ou utilisés.

Les instruments et équipements utilisés pour les mesures du rayonnement devraient être disponibles en nombre suffisant pour répondre à la demande prévue des utilisateurs. Les quantités et les types d'instruments et d'équipements utilisés pour les mesures du rayonnement nécessaires dans une situation précise dépendront de facteurs tels que le type, les formes, l'emplacement, l'ampleur et l'étendue du ou des types de rayonnement. Les quantités et les types d'instruments et d'équipements disponibles devraient être suffisants pour répondre aux besoins prévus pendant les activités normales et les situations d'urgence, et pendant les travaux d'étalonnage, d'entretien et de réparation.

Les instruments et équipements utilisés pour les mesures du rayonnement doivent être étalonnés, entretenus et exploités conformément aux spécifications des fabricants, aux conditions de permis de la CCSN et aux exigences réglementaires de la CCSN.

Les instruments défectueux ou hors tolérance devraient être identifiés et correctement étiquetés, et des mesures correctives devraient être prises en temps opportun.

25.1 Étalonnage des radiamètres et des dosimètres à lecture directe

Le Règlement exige que les instruments et l'équipement utilisés pour les mesures du rayonnement soient étalonnés afin de fournir l'assurance aux personnes que ces appareils fonctionnent correctement et que les lectures obtenues sont représentatives des conditions réelles. L'article 20 du [Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement](#) et le paragraphe 18(1) du [Règlement sur les installations nucléaires et l'équipement réglementé de](#)

catégorie II précisent des exigences réglementaires supplémentaires relatives aux radiamètres étalonnés. Les sous-alinéas 30(3)d)(iii) et e)(iv) du Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement prescrivent des exigences supplémentaires concernant l'étalonnage des DLD utilisés par les opérateurs d'appareils d'exposition accrédités.

Afin d'assurer le respect des exigences réglementaires concernant les radiamètres, les étalonnages doivent être effectués conformément aux attentes énoncées à l'annexe D. La CCSN n'accorde pas d'autorisation, d'accréditation ni de permis concernant l'étalonnage des radiamètres. Il incombe au titulaire de permis de s'assurer que toute personne qui effectue l'étalonnage d'un radiamètre en son nom peut le faire conformément aux exigences réglementaires de la CCSN et aux attentes décrites à l'annexe D. Pour ce faire, il faut utiliser le système de gestion du processus de validation et de vérification des entrepreneurs, système mis en place par le titulaire de permis.

25.2 Rendement de la surveillance de l'équipement de contamination

Les instruments, équipements et techniques utilisés pour la surveillance de la contamination devraient être adaptés aux types, aux niveaux et aux énergies des rayonnements rencontrés. Les instruments et l'équipement doivent être régulièrement entretenus et testés (en d'autres mots, leur efficacité doit être vérifiée) en fonction des conditions environnementales ambiantes et doivent faire l'objet d'essais réguliers de fonctionnement. Un contaminamètre approprié devrait être disponible partout où des substances radioactives non scellées, telles que des liquides et des poudres, sont utilisées. Il faut toutefois veiller à ce que l'instrument n'entre pas en contact avec des surfaces potentiellement contaminées.

Même de faibles niveaux de contamination en surface peuvent donner lieu à un risque d'exposition interne. Les instruments de surveillance de la contamination ont des taux d'efficacité de détection allant de 0 à 40 % (au mieux) pour différentes substances nucléaires (à l'exclusion des contributions provenant des produits de filiation en équilibre séculaire⁴). Les mesures doivent donc être prises à l'aide d'un instrument dont l'efficacité a été vérifiée avec la meilleure efficacité de détection prédéterminée disponible pour le ou les radionucléides en cause. Les mesures, en coups/seconde, doivent être converties en becquerels par centimètre carré. De l'orientation supplémentaire figure à l'annexe C.

Au moment de choisir l'équipement de surveillance de la contamination, il convient de noter que la sensibilité de l'instrument augmente avec la superficie de la sonde. Les titulaires de permis devraient consulter des experts qualifiés, au besoin, pour obtenir des conseils sur le choix de l'équipement de surveillance. L'annexe C fournit de l'orientation supplémentaire sur le choix et les fonctionnalités des instruments et de l'équipement de surveillance de la contamination.

Chaque instrument doit être vérifié avant la toute première utilisation, puis à intervalles réguliers (c.-à-d. une fois par an) et après toute réparation ayant pu affecter les performances de l'instrument. Ces essais devraient être effectués par des experts qualifiés utilisant des sources planaires traçables uniformément contaminées, avec une surface active de dimensions similaires à celle du détecteur. La substance nucléaire utilisée doit émettre un rayonnement similaire à celui du contaminant potentiel. Les objectifs sont les suivants :

⁴ L'équilibre séculaire est un type d'équilibre radioactif dans lequel la demi-vie du radio-isotope précurseur (parent) est tellement plus longue que celle du produit de filiation que la radioactivité du produit de filiation devient égale à celle du parent avec le temps.

- déterminer la tension de fonctionnement de chaque détecteur, en particulier les sondes interchangeables; d'autres caractéristiques électriques et mécaniques peuvent également être testées
- obtenir ou confirmer l'efficacité de détection de l'instrument pour chaque radionucléide pertinent

En utilisant l'efficacité de détection, on peut alors fournir à l'utilisateur une réponse lui permettant de convertir la lecture (en coups/seconde) en concentration d'activité surfacique (en becquerels par centimètre carré). La linéarité de la réponse et les différences entre les plages peuvent également être étudiées. L'utilisateur de l'instrument devrait conserver un certificat pour le test officiel le plus récent et effectuer des contrôles réguliers de l'instrument. L'état de la pile devrait être vérifié chaque fois que l'instrument est utilisé.

Annexe A : Orientation concernant la prestation de la formation en radioprotection par groupe de travail

A.1 Direction

Les titulaires de permis ou leurs gestionnaires (dans les grandes organisations) ont la responsabilité ultime d'assurer la sécurité des travailleurs. Ils devraient donc avoir une bonne compréhension de la LSRN et autres lois et règlements pertinents pour leurs activités autorisées. Ils devraient également connaître les principes de la radioprotection et de la culture de sûreté, et comprendre leur responsabilité à l'égard de la gestion des risques radiologiques en appliquant le principe ALARA.

La haute direction devrait recevoir une formation sur les risques associés aux rayonnements, les principes de base de la radioprotection et de la sûreté, leurs principales responsabilités en matière de gestion des risques radiologiques et les principaux éléments du programme de radioprotection.

A.2 Personnel de radioprotection

Le personnel de radioprotection est responsable d'assurer la radioprotection des travailleurs et peut être assisté par du personnel technique chargé d'exécuter des tâches spécifiques. Tous les titulaires de permis, quelle que soit la taille de leur organisation, auront au sein de leur personnel une personne responsable de la radioprotection, de la délivrance des permis et des questions touchant la conformité. Ces personnes devraient comprendre la LSRN et ses règlements d'application, ainsi que les conditions du permis autorisant les activités réalisées. Le personnel de radioprotection devrait également être bien informé au sujet des principes, méthodes et pratiques de radioprotection en vigueur liés à l'activité autorisée.

La formation du personnel de radioprotection devrait couvrir au moins tous les sujets associés à la radioprotection au niveau de détail requis par leur responsabilité afin d'assurer la sécurité quotidienne des travailleurs et du public. Le personnel de radioprotection devrait également être formé sur les méthodes et techniques de contrôle, d'utilisation, de manutention, de stockage et d'évacuation des substances nucléaires et de l'équipement réglementé, ainsi que sur le contrôle, l'utilisation ou le fonctionnement des appareils à rayonnement et de l'équipement réglementés applicables. La formation devrait porter sur les méthodes et les techniques de surveillance de la contamination radioactive et de supervision des travaux de décontamination, ainsi que sur la surveillance et le contrôle des débits de dose de rayonnement et de l'exposition aux rayonnements de tous les travailleurs.

A.3 Travailleurs du secteur nucléaire

Les TSN sont définis dans la LSRN comme des personnes ayant une probabilité vraisemblable de dépasser la limite de dose efficace réglementaire annuelle de 1 mSv pour un membre du public en raison de la nature de leurs tâches liées à une activité ou à une installation autorisée par la CCSN. En termes pratiques, les TSN sont des personnes qui utilisent régulièrement des substances nucléaires, des appareils à rayonnement ou de l'équipement réglementé. À ce titre, ils sont exposés aux rayonnements en milieu de travail et font l'objet d'une surveillance étroite de la dose de rayonnement qu'ils peuvent recevoir.

Règle générale, les TSN doivent recevoir une formation en radioprotection plus approfondie et plus spécialisée que les travailleurs occasionnellement exposés au rayonnement. Les objectifs de formation de ces travailleurs et le niveau de détails couvert pour chaque sujet abordé devraient être fonction du type d'activité autorisée, des dangers radiologiques auxquels ils pourraient être exposés, de la nature du travail, des tâches et des responsabilités, ainsi que de la difficulté, de l'importance et de la fréquence des tâches. Par exemple, les travailleurs d'une installation d'irradiation ou le personnel de radiothérapie utilisant

continuellement des sources de rayonnement devront fort probablement suivre une formation plus approfondie que les travailleurs utilisant une jauge nucléaire fixe.

Lorsque cela est possible et sécuritaire, la formation devrait comporter des exercices pratiques et une formation en milieu de travail. Dans certains cas, les TSN devraient être supervisés pendant quelque temps après leur formation jusqu'à ce qu'ils aient acquis l'expérience et la confiance voulues pour exécuter leurs fonctions de façon efficace et sécuritaire.

A.4 Employés des services généraux

On retrouve dans ce groupe les travailleurs dont les fonctions ne comportent pas l'utilisation directe de matières radioactives ou de sources de rayonnement, mais les amènent parfois dans des aires où ils sont susceptibles d'y être exposés. Plusieurs facteurs entrent en ligne de compte lorsqu'il faut établir si des travailleurs font partie de cette catégorie, entre autres, la fréquence de leur présence dans une aire où des dangers radiologiques existent et la durée de cette présence, le degré éventuel d'exposition et le degré de supervision.

Ce groupe comprend habituellement les préposés au nettoyage, à l'entretien, à l'entreposage, à l'expédition et à la réception, le personnel administratif de même que certaines catégories de personnel infirmier, les visiteurs et les étudiants. Ces personnes devraient recevoir une formation de sensibilisation à la radioprotection qui porte sur les dangers associés à l'exposition aux rayonnements en milieu de travail, les doses de rayonnement qu'elles sont susceptibles de recevoir, les mesures élémentaires de radioprotection et la façon d'interpréter les panneaux et les symboles de mise en garde contre les rayonnements.

A.5 Personnel contractuel

Certains titulaires de permis font exécuter certaines tâches par des entrepreneurs. Les employés d'un entrepreneur peuvent inclure les ouvriers généraux, les techniciens, les consultants, les préposés à l'entretien et à la sécurité, etc. La formation en radioprotection de ces personnes devrait être semblable à celle qui est dispensée aux employés exécutant des tâches semblables et le niveau de formation devrait être proportionnel aux dangers radiologiques auxquels ces personnes peuvent être exposées. Ces personnes peuvent avoir déjà reçu une formation, comme peuvent le démontrer des documents fournis par l'entrepreneur, et cette formation peut être évaluée au moyen d'un test de niveau d'entrée. Si la formation antérieure n'est pas acceptable, le titulaire de permis doit veiller à ce que le personnel contractuel reçoive une formation appropriée à ses fonctions ou prendre des dispositions pour qu'il soit directement supervisé par des travailleurs ayant reçu une formation appropriée.

Certains entrepreneurs peuvent offrir des services pour lesquels ils devraient être désignés comme TSN, et, le cas échéant, on devrait se reporter aux directives concernant la prestation de formation pour les travailleurs du secteur nucléaire.

A.6 Visiteurs

Les personnes qui entrent pour une brève durée dans une installation autorisée (visiteurs, livreurs, messagers, etc.) sont habituellement escortées et n'auront normalement pas besoin d'une formation en radioprotection. Elles devraient cependant être avisées des dangers radiologiques de l'installation et des risques d'exposition accidentelle au rayonnement. Dans le cas des établissements comme les hôpitaux et les universités, où les membres du public ont régulièrement accès sans escorte, les titulaires de permis devraient s'assurer que les visiteurs qui entrent dans les zones contrôlées, comme les services de

médecine nucléaire ou les laboratoires utilisant des substances nucléaires, sont informés de toute exigence obligatoire en matière de sécurité.

Les personnes en visite prolongée (chercheurs, étudiants, etc.) devraient recevoir une formation appropriée semblable à celle dont il est question au point A.5.

A.7 Personnel d'intervention d'urgence

Une urgence peut survenir dans toute installation autorisée, et les risques qu'elle peut présenter pour les travailleurs, le public et l'environnement sont directement proportionnels aux dangers radiologiques présents.

Lors d'une urgence, il faudra peut-être faire appel à des intervenants spécialisés autres que les employés du titulaire du permis, p. ex., les pompiers, les policiers et le personnel médical. Dans certains cas, les intervenants de l'extérieur n'auront pas reçu une formation suffisante en radioprotection.

Afin que toutes les parties concernées soient prêtes à intervenir, le personnel de la CCSN recommande au titulaire de permis d'assurer la liaison avec le personnel affecté aux urgences afin de coordonner la capacité d'intervention et de fournir les renseignements exigés par les règlements fédéraux et provinciaux sur la santé et la sécurité visant l'installation et les activités autorisées. Les intervenants devraient à tout le moins être avisés des dangers qu'ils pourraient rencontrer et, en cas d'urgence, ils devraient être accompagnés et étroitement supervisés par le personnel de radioprotection du titulaire de permis dans l'exercice de leurs fonctions d'intervention.

Des précisions supplémentaires sur les renseignements à fournir aux TSN concernant leurs tâches et leurs responsabilités en cas d'urgence sont présentées à la section 7.

Le document d'application de la réglementation REGDOC-2.10.1, *Préparation et intervention relatives aux urgences nucléaires*, Version 2 [24] de la CCSN présente une orientation additionnelle relative à la préparation et aux interventions en cas d'urgence dans les installations nucléaires

Annexe B : Orientation relative aux programmes de surveillance en milieu de travail

B.1 Programme de contrôle de la contamination

Le travail avec des substances nucléaires non scellées crée un potentiel de contamination des surfaces et des personnes. Il faudrait mettre en œuvre un programme de contrôle de la contamination dans le cadre du programme de radioprotection afin d'identifier la contamination de surface et de prévenir son transfert accidentel.

Lorsqu'on met en œuvre un programme de contrôle de la contamination, un élément très important consiste à établir les caractéristiques de la conception matérielle pour contrôler la contamination de surface à la source. Les caractéristiques de conception matérielle utilisées dans un programme de contrôle de la contamination peuvent comprendre :

- des caractéristiques de conception précises visant à confiner la substance nucléaire afin qu'elle ne cause pas de contamination de surface en premier lieu
- des systèmes de ventilation visant à prévenir l'accumulation de contamination de surface à la suite du dépôt de particules en suspension dans l'air

Les caractéristiques de conception peuvent être la principale méthode de contrôle de l'exposition interne des travailleurs à la suite de l'inhalation de radionucléides dans les particules en suspension dans l'air, en particulier lors de travaux hors de l'ordinaire, p. ex., l'entretien de l'équipement. Lorsqu'il est peu pratique ou pas suffisamment efficace d'utiliser les caractéristiques de conception matérielle (y compris des contrôles techniques particuliers) pour limiter les expositions individuelles, on devrait alors mettre en œuvre des contrôles administratifs. Ces contrôles administratifs peuvent comprendre la restriction de l'accès aux zones contaminées ou l'utilisation de pratiques de travail conçues expressément pour minimiser le transfert de la contamination.

Le travail dans les zones contaminées devrait être réalisé de manière à réduire au minimum la propagation de la contamination vers les surfaces adjacentes, les personnes présentes dans la zone ou l'atmosphère du milieu de travail. Pour contrôler la propagation de la contamination et réduire l'exposition des personnes, on devrait recourir à un système progressif à paliers multiples, comme des barrières physiques ou le bouclage des zones touchées à l'intérieur et autour des zones contaminées.

Il pourrait s'avérer nécessaire de contrôler l'accès aux zones contaminées afin de s'assurer que les travailleurs qui y pénètrent sont informés de la situation radiologique et des dangers potentiels et, le cas échéant, qu'ils sont munis de l'équipement de protection approprié. L'affichage visuel des niveaux de contamination et des panneaux de mise en garde devrait être bien visible. Le contrôle des travailleurs à la sortie des zones contaminées permet de s'assurer que la substance nucléaire ne quitte pas la zone par inadvertance en étant transportée par le personnel ou l'équipement. Il faudrait s'efforcer de limiter le degré de contamination ainsi que la taille et le nombre de zones contaminées dans une installation.

B.1.1 Limites de contrôle de la contamination

On devrait établir des limites de contrôle de la contamination dans toutes les zones et tous les emplacements d'une installation nucléaire ou d'un site où une activité autorisée est réalisée et où des substances nucléaires non scellées sont manipulées, utilisées ou stockées. Ces zones et emplacements devraient comprendre des zones propres (p. ex., des aires de restauration), ainsi que des zones de travail avec les substances nucléaires ou l'équipement réglementé. Ces zones devraient être surveillées à

intervalles réguliers pour s'assurer que la contamination présente est inférieure aux limites de contrôle de la contamination stipulées dans le permis de la CCSN ou documentées dans les programmes de radioprotection du titulaire de permis. La section 4.4.1 traite de la classification des zones et du contrôle de l'accès.

Les limites de contrôle de la contamination pour chaque zone ou secteur devraient être établies en fonction des principes d'isolement de la contamination à la source et de maintien des niveaux de contamination au niveau ALARA. On devrait déterminer les limites de contrôle de la contamination pour chaque zone en tenant compte des activités à effectuer dans la zone, des niveaux prévus de contamination résultant des activités et de l'EPI qui convient dans cette zone. Les zones où les limites de contrôle de la contamination sont les plus élevées devraient toujours être séparées du domaine public par des zones de transition pour lesquelles les limites permises sont plus basses. Il est préférable d'avoir une politique de tolérance zéro pour toute contamination détectable. En d'autres mots, elle devrait être nettoyée dès qu'elle est détectée.

Toutes limites de contrôle de la contamination de surface pour les zones propres et tous les critères de rejet choisis par le titulaire de permis doivent répondre à la définition de « niveau de libération conditionnelle » dans le *Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement*. Il incombe au titulaire de permis de démontrer qu'un critère choisi de libération de la contamination de surface répond à la définition de niveau de libération conditionnelle, et ce, au cas par cas. On peut aussi utiliser les critères de l'American National Standards Institute/Health Physics Society (ANSI/HPS) N13.12-2013, *Surface and Volume Radioactivity Standards for Clearance* [27], qui comprennent des critères de contamination de surface calculés de façon prudente sur la base d'une dose annuelle de 10 μ Sv pour la personne la plus exposée.

B.1.2 Mesure et évaluation de la contamination de surface

Les techniques et instruments utilisés pour mesurer et évaluer la contamination devraient être adaptés aux types, aux niveaux et aux énergies de rayonnement rencontrés. Les instruments devraient être régulièrement entretenus et étalonnés en fonction des conditions environnementales ambiantes et leur fonctionnement devrait être testé régulièrement. Des renseignements supplémentaires sur les exigences concernant le rendement de l'équipement de surveillance de la contamination figurent à la sous-section 25.2. L'orientation et les exigences concernant la surveillance de la contamination radioactive figurent à l'annexe A.

B.1.3 Surveillance de la contamination du personnel

On devrait surveiller la contamination du personnel afin de maintenir l'exposition aux rayonnements au niveau ALARA. Les membres du personnel quittant les zones contaminées devraient utiliser l'équipement de surveillance radiologique approprié pour surveiller leurs mains, leurs pieds et d'autres zones susceptibles d'être contaminées. Des installations de décontamination adéquates devraient être mises à leur disposition. Afin de réduire au minimum la propagation de la contamination, les titulaires de permis devraient fournir des installations de lavage pour tous les travailleurs et prévoir suffisamment de temps pour que chaque travailleur puisse utiliser ces installations avant les pauses et à la fin des quarts de travail. Les sorties des zones contaminées devraient être pourvues d'équipement permettant de retenir la contamination dans la zone et de surveiller les personnes et la zone pour s'assurer de maintenir le contrôle. Il faut également contrôler la contamination de surface de tout objet personnel transporté à l'intérieur de la zone.

Personne ne devrait manger, boire, mâcher ou fumer dans les zones de travail où des substances nucléaires pourraient être ingérées. Les titulaires de permis devraient fournir – à des endroits

raisonnablement accessibles à tous les travailleurs – des aires de restauration propres offrant de l'eau et de l'air de bonne qualité, ainsi que des installations de lavage des mains afin d'empêcher l'ingestion de substances nucléaires.

B.1.4 Équipement de surveillance de la contamination du personnel

On peut utiliser des instruments et équipements – portatifs ou stationnaires – pour surveiller la contamination, p. ex., des moniteurs pour les mains et les pieds ou le corps entier, afin de s'assurer que le personnel n'est pas contaminé. Des dispositifs appropriés et fonctionnels de surveillance de la contamination devraient être placés et utilisés à des endroits stratégiques pour s'assurer que les personnes ne sont pas contaminées, par exemple, avant d'entrer dans les aires de restauration, dans les zones de transition ou à la sortie des emplacements autorisés.

Des renseignements supplémentaires sur les exigences concernant le rendement de l'équipement de surveillance de la contamination figurent à la sous-section 25.2.

B.1.5 Décontamination du personnel et de l'équipement

Les titulaires de permis devraient fournir au besoin une zone réservée et des agents de décontamination pour l'équipement et les outils contaminés, ainsi que des moyens de nettoyer les planchers et les murs des zones contaminées. On devrait choisir les agents nettoyants en fonction de leur efficacité, de leurs propriétés non dangereuses, de la quantité de déchets produits, de leur compatibilité avec la surface contaminée et autres systèmes ou articles susceptibles d'être contaminés (y compris les vêtements de protection et les systèmes de manutention des déchets) et, enfin, on devrait tenir compte de leur facilité d'élimination.

Des installations de décontamination adéquates devraient également être disponibles si on détecte que le personnel est contaminé. Lorsqu'on détecte que la peau ou les vêtements du personnel sont contaminés, le personnel chargé de la radioprotection devrait en être informé afin qu'il caractérise la contamination pour déterminer si la personne a reçu une dose cutanée importante, en évaluant pour ce faire l'étendue de la contamination, en conservant des échantillons de la contamination au besoin en vue d'une évaluation détaillée de la dose et en amorçant des procédures de décontamination. Les niveaux de contamination qui déclenchent l'évaluation des doses devraient être établis pour les radionucléides propres au site. De l'orientation additionnelle figure dans le document d'application de la réglementation de la CCSN, REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome I : Détermination des doses professionnelles* (ébauche). Des méthodes de décontamination de la peau devraient être établies pour les radionucléides propres au site.

Les vêtements personnels contaminés devraient être décontaminés par lavage ou d'autres méthodes appropriées (p. ex., retenir les vêtements jusqu'à la désintégration dans le cas de substances nucléaires à période courte), contrôlés et retournés au propriétaire ou, au besoin, éliminés comme déchets radioactifs.

Le traitement médical des blessures a préséance sur les considérations radiologiques. Les soins médicaux d'urgence devraient être administrés immédiatement en cas de blessures mettant en cause des substances nucléaires. L'utilisation de précautions universelles (p. ex., port de gants et d'un masque facial) est généralement suffisante pour protéger le personnel médical contre toute contamination que pourrait lui transférer le patient. Les efforts de décontamination devraient commencer immédiatement après la contamination pour réduire au minimum l'absorption potentielle de substances nucléaires solubles, ce qui pourrait entraîner une dose de rayonnement pour la personne.

B.2 Surveillance et contrôle du débit de dose de rayonnement

Le programme de surveillance du milieu de travail devrait comprendre des relevés fréquents des débits de dose de rayonnement afin de s'assurer que l'exposition au rayonnement est maintenue au niveau ALARA, compte tenu des dangers radiologiques présents. Les contrôles du débit de dose de rayonnement devraient être effectués par des personnes qualifiées et formées, utilisant des instruments appropriés, fonctionnels et étalonnés de détection du rayonnement.

Le programme de radioprotection devrait comprendre une politique sur la surveillance du débit de dose de rayonnement et un programme de contrôle radiologique comprenant des dispositions pour assurer :

- une surveillance régulière (menée pour démontrer que le milieu de travail est satisfaisant pour la poursuite de l'exploitation et qu'aucun changement susceptible d'entraîner une nouvelle évaluation des procédures d'exploitation n'a eu lieu)
- une surveillance liée aux tâches (pour fournir des renseignements au sujet d'une tâche ou d'une activité particulière et servir, au besoin, de fondement aux décisions immédiates à prendre concernant l'exécution de la tâche)
- une surveillance spéciale (p. ex., durant l'étape de mise en service de nouvelles installations, à la suite de modifications majeures apportées aux installations ou aux procédures, ou lorsque les activités s'effectuent dans des conditions anormales, telles que celles en vigueur à la suite d'un incident ou d'un accident)

La description des méthodes de surveillance et d'exécution des contrôles radiologiques, ainsi que la fréquence, les types et les emplacements des mesures à effectuer devraient être documentés dans le programme de radioprotection.

Les débits de dose de rayonnement dépassant les limites de contrôle établies devraient faire l'objet d'une enquête, et des mesures devraient être prises en temps opportun pour gérer les conditions inhabituelles.

B.3 Surveillance et contrôle de la radioactivité en suspension dans l'air

Pour s'assurer que des méthodes adéquates de contrôle de la contamination radioactive dans l'air sont en place, il faudrait inclure officiellement un programme d'échantillonnage de l'air et de contrôle des contaminants atmosphériques dans le programme de radioprotection, afin d'assurer une protection adéquate des travailleurs contre l'inhalation de contaminants atmosphériques. Dans le cadre de ce programme, les mesures suivantes devraient être prises :

- La production, par les activités, de contaminants radioactifs en suspension dans l'air devrait être réduite autant que possible par l'utilisation de techniques appropriées, p. ex., l'eau, d'autres techniques de suppression et de l'équipement approprié. On devrait également prendre des précautions supplémentaires pour les travaux qui comportent l'ouverture de tout système radioactif, et pendant le soudage, la combustion ou le meulage de toute surface où il y a un risque de contamination libre ou fixe.
- Lorsque cela est nécessaire et réalisable, la source devrait être enfermée sous une pression d'air négative.
- Il faudrait prendre soin d'éviter la remise en suspension de la poussière ou de tout autre contaminant libre en raison des vitesses trop élevées de l'air.

Il faudrait échantillonner l'air sur les lieux et dans les zones de travail afin de surveiller les concentrations de radionucléides dans les zones respiratoires des travailleurs, pour s'assurer que les concentrations

demeurent au niveau ALARA. L'utilisation de matériel d'échantillonnage de l'air sur les lieux de travail comprend les éléments suivants :

- le matériel est placé dans un environnement et une position appropriés
- un programme de contrôle de la qualité
- un programme d'entretien préventif
- des limites de détection minimales appropriées

On devrait élaborer des spécifications de rendement pour les instruments de surveillance de la radioactivité dans l'air et les documenter dans le programme de radioprotection. Le document ANSI N42.17B-1989, *Occupational Airborne Radioactivity Monitoring Instrumentation* [28] présente des principes directeurs pour l'élaboration de telles spécifications.

Dans les zones où les niveaux de radioactivité en suspension dans l'air peuvent fluctuer ou changer rapidement en raison d'une perturbation ou de la nature des activités de travail qui y sont effectuées, on peut utiliser des moniteurs d'air en continu (MAC). Si on emploie des MAC, il faudrait les déployer de façon appropriée dans l'ensemble de l'installation. Par exemple, on devrait déployer les MAC dans les zones de travail afin qu'ils fournissent une rétroaction immédiate aux personnes qui travaillent dans ces zones. Les exigences et l'orientation concernant l'emplacement des MAC pour assurer leur efficacité devraient être établies dans le programme de radioprotection. Il faudrait tenir compte de l'emplacement des MAC afin qu'ils couvrent la zone respiratoire des travailleurs, y compris dans les zones de travail, les zones où l'équipement de protection est retiré par les travailleurs après la fin du travail et les zones voisines où les travailleurs ne portent généralement pas de protection respiratoire. L'utilisation et l'entretien des MAC devraient respecter les principes et exigences du système de gestion du titulaire de permis, ce qui permet de s'assurer du bon fonctionnement des systèmes. On devrait régler de façon appropriée les niveaux de déclenchement d'alarme des MAC en fonction des zones et des activités de travail où ils sont situés.

Les essais et l'étalonnage de tous les instruments de surveillance de l'air et de leurs composants connexes (p. ex., les rotamètres et les pompes) devraient être effectués à intervalles réguliers en fonction des conditions d'utilisation, ou au moins une fois par an. À la section 25 du présent document, il y a des informations supplémentaires à ce sujet. En outre, le document ANSI/IEEE N323c-2009 : *Radiation Protection Instrumentation Test and Calibration – Air Monitoring Instruments* [29] présente des principes directeurs à ce sujet.

Annexe C : Surveillance de la contamination radioactive

Cette annexe présente une orientation générale concernant la surveillance et le contrôle de la contamination radioactive et établit un lien entre les résultats de la surveillance et les limites de contrôle de la contamination précisées dans un permis de la CCSN ou documentées dans les programmes de radioprotection du titulaire de permis de la CCSN, selon le cas. L'annexe présente également les orientations concernant le choix des instruments de surveillance de la contamination.

Certains permis de la CCSN autorisant l'utilisation de substances nucléaires non scellées comportent une condition qui énonce les critères réglementaires relatifs à la contamination radioactive. D'autres types de permis ne contiennent pas de telles conditions directement liées aux critères de contamination de surface. Dans ces cas, des critères appropriés doivent être établis et les titulaires de permis devraient être prêts à justifier les valeurs choisies (L'annexe B.1.1. renferme des informations supplémentaires à ce sujet).

Les critères de contamination spécifiés devraient être appliqués à toutes les zones où des substances nucléaires non scellées sont utilisées, sont présentes ou ont été utilisées. Malgré ces limites, les titulaires de permis veilleront à maintenir la contamination radioactive au niveau ALARA.

C.1 Méthode de mesure

La contamination peut être mesurée directement ou indirectement. Par mesure directe, on entend l'utilisation de radiamètres portatifs capables de détecter la contamination fixée et non fixée. On peut recourir à la mesure directe lorsque le rayonnement de fond est négligeable par rapport aux critères du permis. Par mesure indirecte, on entend un programme d'échantillonnage qui ne peut que détecter la contamination non fixée.

C.2 Objet de la surveillance de confirmation de la contamination

La surveillance de confirmation de la contamination, comme les tests hebdomadaires par frottis, vise à confirmer les résultats de la surveillance courante, tant directe qu'indirecte (« surveillance opérationnelle ») effectuée chaque fois qu'il y a un risque de contamination. La surveillance opérationnelle a pour but de déterminer quand la contamination est générée et d'en limiter la propagation. La surveillance de confirmation sert à documenter et à prouver que la surveillance opérationnelle a bien fonctionné.

Il faudrait dresser un plan des aires de travail et y indiquer, en les numérotant, les sites devant faire l'objet d'une surveillance de confirmation de la contamination. Ces sites comprennent les surfaces de travail (p. ex., les établis, les comptoirs, les hottes d'évacuation, etc.), les zones d'entreposage et les autres surfaces (comme les planchers, les appareils et le matériel, les poignées de porte, les commutateurs d'éclairage, les robinets d'évier et les téléphones). On devrait également surveiller plusieurs sites choisis de façon aléatoire. Si l'ensemble des sites est trop rigide, les zones posant problème pourraient être négligées. On devrait examiner la liste des sites à une fréquence établie pour s'assurer que cette liste est à jour ou pour déterminer si de nouveaux sites devraient y être ajoutés, au besoin.

C.3 Vérifications des instruments

Tous les instruments utilisés pour contrôler les échantillons, tels que les compteurs à scintillation liquide, les compteurs gamma à puits de type cristal, les compteurs proportionnels à débit de gaz et les spectromètres gamma à semi-conducteurs, doivent être entretenus régulièrement selon les instructions du fabricant. Les titulaires de permis devraient conserver un registre de l'entretien et indiquer les dates des

travaux d'entretien. Avant de surveiller la contamination, on devrait procéder à une vérification opérationnelle de tous les instruments, comme il est précisé par le fabricant, c'est-à-dire vérifier la pile, la haute tension et la réponse (en d'autres mots, vérifier la source), et on devrait également mesurer le niveau de rayonnement de fond.

Les instruments qui ne fonctionnent pas dans les limites des vérifications opérationnelles, qui détectent un rayonnement de fond anormal ou qui donnent des résultats anormaux pour une mesure de rayonnement de fond, de blanc de mesure ou d'étalon ne devraient pas être utilisés tant que le bon fonctionnement des instruments n'a pas été vérifié. Il faudrait indiquer sur ces instruments qu'ils sont hors d'usage et éviter de les utiliser tant que leur bon fonctionnement n'a pas été vérifié.

C.4 Fréquence de la surveillance de confirmation de la contamination

La fréquence de la surveillance de la contamination devrait être conforme aux exigences indiquées dans le programme de radioprotection du titulaire de permis. Lorsque des substances radioactives ne sont pas utilisées pendant une période prolongée, la surveillance de la contamination n'est pas nécessaire, mais cette période devrait néanmoins figurer dans les dossiers.

C.5 Décontamination

Toute zone où l'on constate une contamination non fixée dépassant les critères de contamination devrait généralement être nettoyée et surveillée de nouveau. Si la zone contaminée ne peut être nettoyée pour satisfaire à ces critères, la zone contaminée doit être scellée ou protégée jusqu'à ce que les critères soient respectés ou que d'autres dispositions soient prises pour s'assurer que la contamination demeure confinée.

Remarque : Dans le cas des radionucléides à période courte, on peut identifier la pièce ou la zone contaminée par un panneau de mise en garde contre le rayonnement et la sécuriser jusqu'à ce que le radio-isotope se désintègre.

C.6 Dossiers de surveillance

Les dossiers de surveillance de la contamination devraient inclure ce qui suit :

- la date de la mesure
- le nom de la personne qui effectue la mesure
- la marque et le modèle de l'instrument
- les lieux de surveillance
- les résultats de mesure de la contamination en Bq/cm² avant et après la décontamination, le cas échéant
- les résultats des vérifications opérationnelles et des mesures de rayonnement de fond
- les résultats des mesures d'étalon
- l'efficacité mesurée ou prévue
- l'enregistrement et la mise à jour des dossiers d'entretien de l'instrument, au besoin
- la démonstration que l'instrument choisi et les méthodes de comptage permettent de mesurer une activité détectable minimale inférieure aux critères applicables

C.7 Mesure directe de la contamination à l'aide d'un radiamètre portatif

Les instruments de mesure directe comptent à la fois la contamination fixée et la contamination non fixée. Par la suite, on peut faire une lecture directe pour satisfaire aux critères du permis pour la contamination non fixée.

Cependant, dans les cas où les titulaires de permis ont des critères distincts pour la contamination fixée et non fixée, des frottis, suivis d'une décontamination et de mesures directes, devraient être effectués.

C.8 Mesure indirecte de la contamination par frottis

Suivre les étapes ci-dessous pour les mesures indirectes :

À l'aide d'un papier filtre, d'un matériau pour frottis ou d'un coton-tige légèrement imbibé d'alcool ou d'eau, prélever un échantillon à chacun des endroits indiqués sur le plan du secteur de travail. Utiliser un matériau de frottis numéroté selon l'endroit. Si une contamination est découverte, la zone contaminée doit être identifiée et décontaminée.

Passer le frottis sur une surface de 100 cm². En utilisant une pression uniforme et constante, frotter toute la zone. Dans les cas où il n'est pas possible de faire un frottis sur des surfaces de 100 cm², p. ex., des frottis de certains équipements et interrupteurs d'éclairage, prendre note de la zone où se trouve la surface frottée et s'assurer que le facteur de conversion approprié est appliqué.

S'il y a lieu, sécher le frottis avec soin pour éviter toute perte d'activité. Puisque la contamination peut être absorbée par le matériau de frottis, l'utilisation d'un agent mouillant pour certaines méthodes de mesure peut mener à une sous-estimation importante de la contamination alpha et aussi de la contamination bêta de faible énergie.

Mesurer les frottis dans une zone à faible rayonnement de fond et noter tous les résultats.

Si les frottis sont mesurés à l'aide d'un détecteur de contamination, la taille du frottis doit être inférieure ou égale à celle de la zone sensible du détecteur. Il convient de noter que selon la forme du matériau de frottis (plane comme le papier filtre ou arrondie comme le coton-tige), les résultats peuvent être différents.

Nettoyer tout secteur contaminé et prendre une nouvelle mesure. Noter les résultats avant et après la décontamination.

C.9 Efficacité du détecteur

L'efficacité du détecteur tient aux éléments suivants :

- le type de détecteur (p. ex., Geiger-Müller, scintillation NaI, scintillation plastique/organique, compteur proportionnel, etc.)
- la taille et la forme du détecteur
- sa distance par rapport à la substance radioactive
- la substance nucléaire et le type de rayonnement mesuré (alpha, bêta, gamma et leurs énergies)
- la rétrodiffusion du rayonnement vers le détecteur
- l'absorption du rayonnement avant qu'il n'atteigne le détecteur (absorption par l'air, par le matériau lui-même et par le couvercle du détecteur)

Pour déterminer l'efficacité du détecteur :

- mesurer une source standard d'activité connue avec le détecteur, en coups par seconde (cps) :

$$\text{efficacité} = \frac{\text{taux de comptage du détecteur} - \text{taux de comptage de fond}}{\text{activité connue de la source standard}}$$

- se reporter à la documentation fournie par le fournisseur de la ou des substances nucléaires en cause; si cette information n'est pas fournie, communiquer avec le fournisseur pour obtenir les renseignements requis

C.10 Relation entre les valeurs mesurées et les critères de contamination

Les lectures données par les contaminamètres peuvent être liées à des critères de contamination si on connaît l'efficacité de l'instrument pour une substance nucléaire donnée.

Dans le cas des mélanges de substances nucléaires, on identifie d'abord l'isotope pour lequel le détecteur a la réponse la plus faible à la limite de contamination applicable. Pour ce faire, on multiplie la limite de contamination (Bq/cm²) par l'efficacité du détecteur (coups/Bq) par la zone mesurée (cm²).

Le résultat donnera le nombre de coups le plus bas qui indiquerait la présence d'une contamination à la limite. La substance nucléaire associée au taux de comptage le plus bas à la limite est la valeur la plus restrictive pour cet instrument. On peut devoir utiliser diverses combinaisons d'instruments pour démontrer la conformité aux limites applicables dans le cas de mélanges de substances nucléaires.

À l'aide de la formule suivante, calculer les résultats des mesures en Bq/cm² :

$$\text{Activité non fixée} = \frac{N - NB}{E \times 60 \times A \times F}$$

ou :

N = taux de comptage total en coups par minute (cpm) mesuré directement ou sur frottis.

NB = taux de comptage normal de fond (en cpm) donné par un radiamètre portatif ou taux de comptage (en cpm) obtenu par la mesure d'un frottis de blanc à l'aide d'un instrument de table.

E = facteur d'efficacité de l'instrument (exprimé en fraction décimale, c.-à-d. pour une efficacité de 5 %, E = 0,05) pour la substance nucléaire mesurée. Consulter le fabricant ou déterminer l'utilisation d'une substance nucléaire ayant une activité connue avec une géométrie de comptage semblable à celle qui est utilisée lors des contrôles de contamination.

60 = sec/min.

A = superficie de la zone frottée (ne doit pas dépasser 100 cm², exception faite de l'application du règlement sur le transport) ou superficie ouverte du détecteur en cm² (pour la mesure directe).

F = facteur de rétention du frottis (à utiliser seulement pour le calcul des résultats des mesures indirectes par frottis). Si F n'est pas déterminé de façon expérimentale, on doit utiliser une valeur de F = 0,1 (c.-à-d. 10 %).

C.11 Activité minimale décelable

L'activité minimale décelable (AMD) est définie comme étant la quantité minimale d'activité dans un échantillon qui peut être détectée avec une probabilité de 5 % de détection erronée de la radioactivité lorsqu'il n'y en a pas, et une probabilité de 5 % de ne pas détecter la radioactivité lorsqu'elle est présente. Pour tout système conçu pour compter et quantifier la radioactivité, on doit calculer l'AMD pour le scénario le plus restrictif (p. ex., pour le nucléide dont l'efficacité de détection est la plus faible et le critère réglementaire le plus restrictif). Les unités de l'AMD (Bq, Bq/g, Bq/cm²) devraient être les mêmes que celles qui sont indiquées dans le permis ou le critère réglementaire, selon le cas. On calcule l'AMD, en Bq/cm², comme suit :

$$\text{AMD (Bq/cm}^2\text{)} = \frac{2,71+4,66\sqrt{NB\times[T/60]}}{E\times T\times A\times F}$$

Voir la section C.10 pour la signification des termes NB, E, A et F. La valeur « T » est le temps de comptage, en secondes, pour la surveillance indirecte par frottis, et c'est le temps de réponse de l'instrument dans le cas des mesures directes (ou le temps réel si on procède à un comptage scalaire). Le délai de réponse de l'instrument varie d'un instrument à l'autre, et certains appareils permettent de le régler, c'est-à-dire que l'utilisateur peut ajuster le délai de réponse à l'aide d'un logiciel ou utiliser un bouton pour choisir le délai de réponse en le réglant à « long/court ». Le temps correspondant à ces valeurs prédéfinies est précisé dans le guide de l'utilisateur. D'autres instruments peuvent sélectionner automatiquement le délai de réponse d'après le taux de comptage. Un délai de réponse long améliorera l'AMD, mais l'instrument doit alors être placé au-dessus de chaque surface à contrôler pendant une période dont la durée est au moins aussi longue que celle du délai de réponse.

Remarque : L'efficacité, et donc l'AMD, de l'instrument dépend grandement de la distance entre la source et le détecteur. On devrait calculer l'AMD pour la distance à laquelle le détecteur sera utilisé pendant la surveillance.

C.12 Présentation des résultats comportant une incertitude

Tous les résultats mesurés et rapportés qui doivent être comparés à un critère de contamination doivent être rapportés avec leur incertitude associée de 2σ (c.-à-d. confiance à 95 %). L'incertitude de 2σ se calcule comme suit pour les mesures rapportées en Bq/cm² :

$$\text{incertitude de } 2\sigma \text{ (Bq/cm}^2\text{)} = \pm 2 \times \frac{\sqrt{N\times[T/60]+NB\times[T/60]}}{E\times T\times A\times F}$$

Voir la section C.10 pour la signification des termes N, NB, E, A et F, et la section C.11 pour la signification du terme T, que l'on présume avoir la même valeur pour la contamination de fond et la contamination de l'échantillon.

C.13 Sensibilité des appareils

Les instruments portatifs et de table pour surveiller la contamination doivent pouvoir fournir des résultats reproductibles inférieurs à tout critère de contamination applicable. Les titulaires de permis doivent être en mesure de démontrer que, pour la ou les substances nucléaires d'intérêt, le critère ou la limite de contamination correspondant peut être détecté à l'aide de l'instrument proposé. Pour ce faire, il faut déterminer l'AMD par le détecteur et pour l'isotope visé, et calculer l'incertitude (2σ). Il existe diverses

méthodes pour s'assurer que le temps de comptage choisi se traduit par une AMD suffisamment inférieure au critère de contamination d'intérêt.

Voici deux exemples de la façon dont on établit la sensibilité adéquate des instruments pour une substance nucléaire donnée :

Par prudence, on fixe l'AMD à 0,5 fois le critère ou la limite de contamination applicable :

$$\frac{2,71 + 4,66 \sqrt{NB \times [T/60]}}{E \times T \times A \times F} \leq 0,5 \times \text{limite de contamination}$$

Suppose qu'une mesure type près du critère applicable est le double de la mesure de fond (c.-à-d. $N = 2NB$) et que le temps de comptage T est identique pour les deux :

$$\frac{2,71 + 4,66 \sqrt{NB \times [T/60]}}{E \times T \times A \times F} + 2 \frac{\sqrt{3NB \times [T/60]}}{E \times T \times A \times F} \leq \text{limite de contamination}$$

ou :

$$\frac{2,71 + 8,12 \sqrt{NB \times [T/60]}}{E \times T \times A \times F} \leq \text{limite de contamination}$$

Voir la section C.10 pour la signification des termes NB , E , A et F , et la section C.11 pour la signification du terme T , que l'on présume avoir la même valeur pour la contamination de fond et la contamination de l'échantillon.

C.14 Choix des contaminamètres

L'AMD d'une substance nucléaire dépendra à la fois des types et des énergies du rayonnement émis par cette substance nucléaire et du type de détecteur utilisé. En règle générale, trois facteurs fondamentaux ont une incidence sur la sensibilité des instruments. Chacun de ces facteurs aura une incidence différente selon le type de rayonnement et la forme d'énergie auxquels l'instrument est exposé.

C.14.1 Épaisseur et composition de la fenêtre

On doit se demander si la densité de la fenêtre est suffisamment faible pour permettre au rayonnement émis par la source de pénétrer dans le détecteur. Cette question est essentielle dans le cas du rayonnement bêta de faible énergie et du rayonnement alpha, lesquels peuvent être entièrement absorbés par des matériaux aussi minces qu'une feuille de papier. Il faut savoir que la plupart des instruments n'arrivent pas à détecter certains isotopes, p. ex., le H-3 ou le Ni-63, parce que le rayonnement bêta qu'ils émettent est entièrement absorbé par la fenêtre. Pour de tels isotopes, la surveillance indirecte par scintillation liquide constitue habituellement la meilleure solution.

C.14.2 Densité du détecteur

Tous les radiamètres détectent les interactions entre le rayonnement et une matière à l'intérieur de l'appareil. Il existe deux grandes catégories de radiamètres : les détecteurs remplis de gaz et les scintillateurs solides ou liquides. Les détecteurs remplis de gaz, p. ex., les détecteurs Geiger et les

compteurs proportionnels, sont efficaces pour la détection du rayonnement alpha ou bêta, car ces types de rayonnement provoquent des interactions, même dans des matériaux de faible densité. À l'inverse, les rayons gamma traversent facilement les gaz de faible densité sans qu'il y ait interaction, en particulier lorsque l'énergie est élevée. Les scintillateurs solides, p. ex., les détecteurs à l'iodure de sodium (NaI), détectent habituellement beaucoup mieux le rayonnement gamma. Les détecteurs à cristaux conviennent aux émetteurs de rayons gamma de faible énergie, p. ex., le Tc-99m, tandis que les détecteurs plus épais augmentent la sensibilité aux rayons gamma de haute énergie, p. ex., le Cs-137 ou le Co-60.

C.14.3 Sortie du détecteur

Chaque fois que le détecteur est exposé à une source de rayonnement, il produit une infime quantité d'énergie. L'énergie est convertie en signal électronique, lequel peut être mesuré. Certains détecteurs, notamment les compteurs Geiger, produisent des impulsions régulières qui peuvent être comptées. D'autres systèmes, p. ex., les scintillateurs ou les compteurs proportionnels, produisent un signal en fonction de la quantité d'énergie produite lors de l'interaction initiale avec le rayonnement. Ce signal permet de distinguer divers types de rayonnement et diverses formes d'énergie (dans le cas des rayonnements de même type). De tels détecteurs sont utiles lorsqu'il peut être nécessaire de différencier parmi de nombreux isotopes différents.

Tableau C.1 : Exemple de tableau

Contaminamètres portatifs ¹	Usages recommandés ²
Gammamètre Geiger-Müller à fenêtre mince	Émetteurs bêta, émetteurs alpha
Détecteur proportionnel à circulation de gaz	Variables, veuillez consulter les spécifications du fabricant
Détecteur à scintillation, à cristal mince d'iodure de sodium	Émetteurs gamma à faible énergie (< 200 keV)
Détecteur à scintillation, à cristal épais d'iodure de sodium	Émetteurs gamma de haute énergie (< 200 keV)
Détecteur à scintillation organique/ polymère	Généralement conçu spécialement pour la détection du rayonnement alpha et bêta en présence de faible rayonnement de fond. La détection du rayonnement gamma est variable; veuillez consulter les spécifications du fabricant.
Détecteur à scintillation, à sulfure de zinc	Émetteurs alpha
Scintillateur épais à sulfure de zinc avec taux de discrimination exclusif	Émetteurs bêta, alpha et gamma

Contaminamètres non portatifs (compteurs de frottis)	Usages recommandés ²
Compteur à scintillation liquide	Prélèvements alpha et bêta par frottis, surtout pour les émetteurs bêta de très faible énergie, p. ex., le H-3, le Ni-63 et le C-14.
Compteur à iodure de sodium de type puits	Prélèvement par frottis pour rayonnement gamma. Permet l'analyse spectroscopique de divers isotopes si des isotopes multiples sont utilisés.
Compteur proportionnel à débit de gaz	Échantillons de frottis pour rayonnements alpha et bêta
Spectromètre gamma à semi-conducteurs (germanium de grande pureté)	Prélèvement gamma par frottis. Permet l'analyse spectroscopique haute résolution de divers isotopes si des isotopes multiples sont utilisés.

¹ La chambre d'ionisation est un autre type important de détecteur portatif. Ces appareils mesurent le débit de dose de rayonnement plutôt que la contamination. En règle générale, ils se prêtent mal à la surveillance de la contamination et ne devraient pas servir à cette fin.

² Les substances nucléaires qui se désintègrent par émission de particules alpha ou bêta émettent également souvent des rayons gamma. De nombreux isotopes, surtout les matières à numéro atomique élevé, p. ex., l'uranium et le radium, peuvent être présents en équilibre avec les autres isotopes qui se trouvent dans leur « chaîne de désintégration » qui, à leur tour, émettent de nombreux types et énergies de rayonnement différents. Au moment de choisir un radiamètre, il est important de tenir compte des types de rayonnement qui seront mesurés. Par exemple, les isotopes de la tomographie par émission de positrons (TEP) se désintègrent en émettant un positron (bêta+) qui à son tour produit deux rayons gamma de haute énergie (511 keV). Les rayons gamma jouent un rôle prépondérant dans l'usage de ces isotopes, et un scintillateur à cristal épais d'iodure de sodium sera très efficace pour détecter ces rayons gamma. Cependant, un détecteur Geiger à fenêtre mince détectera les émissions bêta+ encore plus efficacement, et aura en général un taux de comptage du rayonnement de fond (NB) beaucoup plus faible.

Pour de plus amples renseignements sur le choix d'instruments propres à différents nucléides, veuillez consulter le [Livret d'information sur les radionucléides](#) [26] de la CCSN.

Annexe D : Étalonnage des radiamètres et des dosimètres à lecture directe

D.1 Documentation de la procédure d'étalonnage

Pour s'assurer que l'étalonnage du radiamètre est effectué correctement et uniformément, une procédure documentée d'étalonnage comprend ce qui suit :

- la description générale de la méthode d'étalonnage
- la détermination et la preuve de vérification des incertitudes associées au gabarit, au taux de référence d'exposition ou de kerma (Ka) de l'air, à l'activité de la source, aux atténuateurs et à la correction de la désintégration qui sont associés à l'incertitude totale de l'étalonnage
- les procédures, étape par étape, comprenant de préférence les manuels du fabricant, pour montrer que l'information sur le radiamètre est suffisante pour pouvoir l'utiliser, pour effectuer les vérifications préalables à l'étalonnage et pour étalonner le radiamètre

D.2 Vérification pré-étalonnage des radiamètres

Le contrôle pré-étalonnage du radiamètre consiste en ce qui suit :

- une vérification de la pile pour s'assurer que la tension est suffisante selon les spécifications du fabricant (le cas échéant) et qu'elle peut être maintenue pendant toute la durée de l'étalonnage
- une vérification de la tension de fonctionnement, s'il y a lieu
- un contrôle fonctionnel complet de toutes les plages de mesure du radiamètre, le cas échéant

D.3 Attentes physiques et environnementales concernant les gabarits et les radiamètres

Pour que l'étalonnage soit précis, le gabarit de l'étalonneur de faisceau et l'appareil sont configurés de la manière suivante :

1. Pour réduire au minimum la dispersion, le gabarit est placé à au moins 1 m du plancher, du plafond et de tout mur.
2. La distance minimale entre la source et tout objet diffuseur doit être de 0,5 m :
 - a. dans un endroit exempt de toute interférence provenant de sources de rayonnements ionisants autres que la source d'étalonnage
 - b. dans un endroit où les champs électrostatique, électrique et magnétique et les autres rayonnements non ionisants, comme les ondes radiofréquence et les hyperfréquences n'auront pas d'incidence sur la réponse de l'instrument.
3. L'appareil à étalonner :
 - a. est placé sur le gabarit de manière à minimiser les distorsions dues au géotropisme, à la dépendance directionnelle et au manque d'uniformité du faisceau de rayonnement de la source à travers le volume du détecteur
 - b. a une ouverture bêta ou un écran en position optimale (habituellement fermée) pour la meilleure réponse en énergie (c.-à-d. la plus plate)
 - c. dans le cas d'un dosimètre à lecture directe (DLD), il est placé sur un fantôme de torse (30 cm x 30 cm x 15 cm) afin de correspondre à l'application prévue du dosimètre.
4. L'incertitude de la distance d'étalonnage ne peut être supérieure à 2 % et correspond à la somme quadratique des incertitudes pour l'échelle de distance du gabarit, le positionnement physique et le repositionnement du radiamètre, l'emplacement du centre de la source lorsqu'il est sur le gabarit, et le centre du volume sensible du détecteur du radiamètre.

5. L'étalonnage est effectué aux endroits où l'on sait qu'il y a présence de rayonnement naturel et l'on doit apporter les corrections appropriées afin de compenser cette source d'erreur potentielle. Cela est particulièrement important lorsqu'on prend des mesures dans les plages les plus faibles du radiamètre.

D.4 Attentes concernant les sources d'étalonnage

La source d'étalonnage devrait contenir le même isotope de référence que celui que le fabricant utilise, surtout lorsque celui-ci indique qu'on doit présumer la réponse d'énergie. Quel que soit l'isotope utilisé, la dépendance énergétique de la réponse du débit de dose de l'appareil à étalonner doit être connue et se situer à moins de 30 % du débit de dose réel sur le spectre d'énergie d'intérêt.

Si le débit de dose vrai par convention est établi directement à partir de l'activité d'une source, l'activité de la source d'étalonnage doit être connue avec une incertitude ne dépassant pas $\pm 10\%$. Cette incertitude comprend les atténuateurs (utilisés seuls ou en combinaison) s'ils font partie intégrante de l'assemblage de la source. La source d'étalonnage doit être traçable jusqu'à un étalon national ou international, et l'activité de la source d'étalonnage doit être corrigée pour tenir compte de la désintégration à une fréquence permettant de s'assurer que son activité se situe à moins de 1 % de sa valeur spécifiée. Par convention, les doses réelles de rayonnement peuvent être établies à l'aide des facteurs de conversion de débit de dose suivants à partir d'une activité de source connue.

Table D.1 : Facteurs de conversion du kerma de l'air, de l'exposition et de la dose par MBq (source ponctuelle) à 1 m

Isotope	Kerma de l'air (Ka) Gy/h	Exposition (Roentgens) R/h	Dose efficace (E) – géométrie antérieure-postérieure Sv/h	Équivalent de dose ambiante (H*10) Sv/h	Équivalent de dose personnelle (Hp10) Sv/h
Cs-137	7,699E-08	8,789E-06	7,789E-08	9,268E-08	9,353E-08
Co-60	3,055E-07	3,487E-05	3,045E-07	3,543E-07	3,521E-07

Remarque : * Le kerma de l'air et la dose efficace ont été calculés d'après les coefficients de conversion fluence-dose de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR) (valeurs interpolées linéairement au besoin), présentés dans la publication 116 de la CIPR, *Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures* [30]. La fluence a été calculée sur la base des énergies et des probabilités photoniques obtenues à partir de la bibliothèque de nucléides de l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) [Joint Evaluated Fission and Fusion File \(JEFF\) 3.1](#) [31]. Toutes les émissions de photons supérieures à 15 keV présentant une probabilité supérieure à 0,01 % ont été prises en compte dans le calcul. Les quantités opérationnelles ont été calculées sur la base des coefficients de conversion kerma de l'air-dose (avec interpolation linéaire au besoin) présentés dans la publication 74 de la CIPR, *Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation* [32].

Si le débit de dose vrai par convention est établi à l'aide d'une mesure de l'exposition ou du débit de kerma de l'air, un certificat d'étalonnage doit être disponible pour tout étalon de transfert (p. ex., chambre à ions et électromètre) utilisé pour effectuer la mesure. Les taux d'exposition (R/h) sont convertis en taux de kerma de l'air (Gy/h) selon la conversion suivante : $1 \text{ R} = 0,00876 \text{ Gy}$. Les taux de kerma de l'air sont ensuite convertis en quantités opérationnelles H*10 aux fins d'étalonnage des débitmètres gamma et

Hp10 aux fins d'étalonnage des DLD électroniques qui mesurent la dose gamma profonde à l'aide des facteurs de conversion suivants :

Cs-137 : H*10 : 1,204 Sv/Gy, Hp10 : 1,215 Sv/Gy

Co-60 : H*10 : 1,160 Sv/Gy, Hp10 : 1,153 Sv/Gy

D.5 Attentes concernant l'étalonnage des radiamètres

Chaque radiamètre est étalonné jusqu'à sa plage la plus élevée. La méthode d'étalonnage recommandée par le fabricant, le cas échéant, est suivie, et l'étalonnage est vérifié à environ 20 à 25 % et 75 à 80 % de la mesure de chaque plage. Dans le cas des radiamètres à télémétrie automatique, l'étalonnage est vérifié à un débit de dose minimal par décade jusqu'à ce que l'on couvre toute la plage opérationnelle des débits de dose du radiamètre. Les radiamètres ne peuvent pas être placés à une distance inférieure à 0,5 m de la source de rayonnement.

Dans la mesure du possible, les débits de dose mesurés à l'aide des radiamètres le sont à l'aide d'une fonction de mise à l'échelle, avec un temps d'intégration minimal de 60 secondes. Lorsque les fonctions de mise à l'échelle ne sont pas disponibles, l'appareil peut être exposé pendant 60 secondes dans le faisceau, suivi d'une autre exposition de 60 secondes où les lectures sont observées à distance, et les lectures de débit de dose les plus élevées et les plus basses sont consignées. Le débit de dose mesuré est la moyenne des deux lectures.

Les mesures sont enregistrées avant et après tout ajustement d'étalonnage nécessaire (ou préférable). Un radiamètre répond aux critères d'étalonnage lorsque chaque mesure observée se situe à ± 20 % du débit de dose vrai par convention.

Si les débits de dose ne peuvent être obtenus sur toute la plage d'un débitmètre, cette limitation est clairement indiquée sur le certificat d'étalonnage, et le débit de dose étalonné maximal est affiché sur l'étiquette d'étalonnage. Cependant, on doit vérifier chaque plage pour s'assurer de la réponse et, dans la mesure du possible, en diminuant la distance d'étalonnage et en confirmant l'augmentation du débit de dose.

D.6 Attentes concernant l'étalonnage des dosimètres à lecture directe

Pour chaque mesure de dose effectuée à l'aide d'un dosimètre à lecture directe (DLD), le temps d'exposition dans le faisceau est d'au moins 60 secondes. Les mesures sont enregistrées avant et après tout ajustement d'étalonnage nécessaire (ou préférable). Un DLD répond aux critères d'étalonnage lorsque chaque mesure observée se situe à ± 20 % du débit de dose vrai par convention.

Les mesures de dose sont effectuées à des débits de dose équivalents à 0,01 %, 0,1 %, 1 % et 10 % du débit de dose maximal spécifié par le fabricant, jusqu'aux débits de dose les plus élevés qui peuvent être atteints à une distance d'au moins 0,5 m de la source d'étalonnage.

Dans le cas des DLD à chambre d'ionisation de type crayon, une dose unique délivrée entre 20 % et 80 % de la plage de doses mesurées, quel que soit le débit de dose, est jugée adéquate. Si tel est le cas, on vérifie les caractéristiques d'alarme des DLD (p. ex., pour le débit de dose et les niveaux de dose cumulative) pour s'assurer qu'ils fonctionnent aux seuils requis de déclenchement d'alarme.

D.7 Attentes concernant les dossiers

Après l'étalonnage, la personne qui effectue l'opération doit remplir un certificat d'étalonnage et apposer sur le radiamètre une étiquette durable portant la date d'étalonnage. La personne qui effectue l'étalonnage doit retourner le certificat original avec le radiamètre à l'utilisateur.

Si un radiamètre ne répond pas aux critères d'étalonnage, la personne qui effectue l'étalonnage doit en aviser immédiatement la personne qui a demandé l'étalonnage.

La personne qui effectue l'étalonnage peut, sur demande et si elle est qualifiée en raison d'une formation ou d'une accréditation appropriée, réparer un radiamètre avant de le retourner à l'utilisateur. Après toute réparation qui va au-delà des instructions du fabricant pour l'entretien normal, un radiamètre doit être réétalonné.

D.8 Documentation d'étalonnage

Afin de respecter les exigences réglementaires, les titulaires de permis doivent rendre disponible un document pour chaque radiamètre qui comprend les renseignements suivants :

1. le nom du titulaire de permis et le numéro de permis de la CCSN
2. la marque et le modèle du radiamètre, numéro de série du bloc détecteur et type de sonde utilisée pour l'étalonnage, le cas échéant
3. la source d'étalonnage utilisée, incluant les isotopes et l'activité
4. les résultats de l'étalonnage, y compris :
 - a. l'état des piles
 - b. la tension de l'appareil
 - c. la température, la pression et l'humidité pendant l'étalonnage
 - d. les résultats de l'étalonnage de chaque plage du radiamètre qui a été étalonnée
 - e. le débit de dose vrai par convention utilisant l'appareil d'étalonnage présentant l'incertitude totale
 - f. le débit de dose observé sur le radiamètre, avec les unités, y compris le pré-étalonnage et le post-étalonnage
 - g. le pourcentage de variance du débit de dose observé par rapport au débit prévu
 - h. toute anomalie observée pour cette plage d'énergie
 - i. toute anomalie ou tout problème constaté lors de l'étalonnage du radiamètre en général
 - j. la date d'étalonnage du radiamètre
 - k. le nom et la signature de l'étalonneur
 - l. une attestation écrite indiquant que l'étalonnage a été effectué conformément aux normes prescrites dans le présent document

D.9 Tenue des registres

Le titulaire de permis doit conserver un registre pour l'étalonnage de chaque radiamètre, comme l'exigent la LSRN et ses règlements, et doit conserver ces dossiers pendant la période précisée dans le permis ou le règlement, selon le cas.

Glossaire

Les définitions des termes utilisés dans le présent document figurent dans le [REGDOC-3.6, *Glossaire de la CCSN*](#), qui comprend des termes et des définitions tirés de la [Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires](#), de ses règlements d'application ainsi que des documents d'application de la réglementation et d'autres publications de la CCSN. Le REGDOC-3.6 est fourni à titre de référence et pour information.

Références

1. Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN), REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome I : Détermination des doses professionnelles* (ébauche). (La consultation publique se déroule simultanément avec la consultation sur ce document d'application de la réglementation. Pour des détails supplémentaires, voir le [site Web de la CCSN](#).)
2. CCSN, REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome II : Exigences techniques et relatives aux systèmes de gestion pour les services de dosimétrie*, devrait paraître au début du printemps 2019. Pour des détails supplémentaires, voir le [site Web de la CCSN](#).
3. CCSN, [REGDOC-2.9.1, édition 1.1, Principes, évaluations environnementales et mesures de protection de l'environnement](#), Ottawa, 2017.
4. Commission internationale de protection radiologique (CIPR). Publication 103, [Recommandations 2007 de la Commission Internationale de Protection radiologique](#), Annales de la CIPR, vol. 37, n^{os} 2-4, 2007.
5. CCSN, [REGDOC-1-6-1, Guide de présentation d'une demande de permis: Substances nucléaires et appareils à rayonnements](#), Ottawa, 2017.
6. CCSN, REGDOC-1.1.4, *Guide de présentation d'une demande de permis : Permis de déclasser des installations dotées de réacteurs* (ébauche), La CCSN compte publier au printemps 2019.
7. CCSN, [RD/GD-369 : Guide de présentation d'une demande de permis, Permis de construction d'une centrale nucléaire](#), Ottawa, 2011.
8. CCSN, [REGDOC-1.1.3, Guide de présentation d'une demande de permis: Permis d'exploitation d'une centrale nucléaire](#), Ottawa, 2017.
9. CCSN, [REGDOC-2.1.2, Culture de sûreté](#), Ottawa, 2018.
10. CIPR. Publication 101b, *The Optimisation of Radiological Protection: Broadening the Process*, Annales de la CIPR, Vol. 36, n^o 3, 2006.
11. Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA). Collection Rapports de sûreté n^o 21, [L'optimisation de la radioprotection dans le cadre de la maîtrise de l'exposition professionnelle](#), 2002.
12. CIPR. Publication 55, *Optimization and Decision-Making in Radiological Protection*, Annales de la CIPR, Vol. 20, n^o 1, 1990.
13. CCSN, [REGDOC-2.2.3, Accréditation du personnel: Responsables de la radioprotection](#), Ottawa, 2014.
14. CCSN, [RD-204 : Accréditation des personnes qui travaillent dans des centrales nucléaires](#), Ottawa, 2008.
15. CCSN, [REGDOC-2.2.2, La formation du personnel \(version 2\)](#), Ottawa, 2016.

16. CCSN, [REGDOC-2.5.2, Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires](#), Ottawa, 2014.
17. CCSN, [REGDOC-2.5.5, Conception des installations de gammagraphie industrielle](#), Ottawa, 2018.
18. CCSN, [GD-52 : Guide de conception des laboratoires de substances nucléaires et des salles de médecine nucléaire](#), Ottawa, 2010.
19. CCSN, [RD-367 : Conception des installations dotées de petits réacteurs](#), Ottawa, 2011.
20. CCSN, [REGDOC-2.5.4, Conception des mines et des usines de concentration d'uranium : Systèmes de ventilation](#), Ottawa, 2018.
21. Groupe CSA. CSA Z94.4-11, *Choix, utilisation et entretien des appareils de protection respiratoire*, 2011.
22. Groupe CGA. CSA N288.8-F17, *Établissement et mise en œuvre de seuils d'intervention pour les rejets dans l'environnement par les installations nucléaires*, 2017.
23. CIPR. Publication 88, *Doses to the Embryo and Fetus from Intakes of Radionuclides by the Mother*, Annales de la CIPR, Vol. 31, n^{os} 1-3, 2001.
24. CCSN, [REGDOC-2.10.1, Préparation et intervention relatives aux urgences nucléaires](#), Ottawa, 2017.
25. Santé Canada. [Critères génériques et niveaux opérationnels d'intervention pour la planification et les interventions en cas d'urgence nucléaire](#).
26. Commission canadienne de sûreté nucléaire. [Livret d'information sur les radionucléides](#), 2018.
27. American National Standards Institute / Health Physics Society. ANSI/HPS N13.12-2013, *Surface and Volume Radioactivity Standards for Clearance*, 2013.
28. American National Standards Institute. ANSI N42.17B-1989, *American National Standard Performance Specifications for Health Physics Instrumentation. Occupational Airborne Radioactivity Monitoring Instrumentation*, 1989.
29. American National Standards Institute / IEEE Standards Association. ANSI/IEEE N323c-2009, *Radiation Protection Instrumentation Test and Calibration – Air Monitoring Instruments*, 2009.
30. CIPR. Publication 116, *Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures*, Annales de la CIPR, Vol. 40, n^{os} 2–5, 2010.
31. Agence pour l'énergie nucléaire. [Joint Evaluated Fission and Fusion File \(JEFF\) 3.1 evaluated data library](#). (en anglais seulement)
32. CIPR. Publication 74, *Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation*, Annales de la CIPR, Vol. 26, n^{os} 3–4, 1996.

Séries de documents d'application de la réglementation de la CCSN

Les installations et activités du secteur nucléaire du Canada sont réglementées par la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN). En plus de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* et de ses règlements d'application, il pourrait y avoir des exigences en matière de conformité à d'autres outils de réglementation, comme les documents d'application de la réglementation ou les normes.

Depuis avril 2013, la collection des documents d'application de la réglementation actuels et prévus comporte trois grandes catégories et vingt-cinq séries, selon la structure ci-dessous. Les documents d'application de la réglementation préparés par la CCSN font partie de l'une des séries suivantes :

1.0 Installations et activités réglementées

- | | | |
|--------|-----|--|
| Séries | 1.1 | Installations dotées de réacteurs |
| | 1.2 | Installations de catégorie IB |
| | 1.3 | Mines et usines de concentration d'uranium |
| | 1.4 | Installations de catégorie II |
| | 1.5 | Homologation d'équipement réglementé |
| | 1.6 | Substances nucléaires et appareils à rayonnement |

2.0 Domaines de sûreté et de réglementation

- | | | |
|--------|------|---|
| Séries | 2.1 | Système de gestion |
| | 2.2 | Gestion de la performance humaine |
| | 2.3 | Conduite de l'exploitation |
| | 2.4 | Analyse de la sûreté |
| | 2.5 | Conception matérielle |
| | 2.6 | Aptitude fonctionnelle |
| | 2.7 | Radioprotection |
| | 2.8 | Santé et sécurité classiques |
| | 2.9 | Protection de l'environnement |
| | 2.10 | Gestion des urgences et protection-incendie |
| | 2.11 | Gestion des déchets |
| | 2.12 | Sécurité |
| | 2.13 | Garanties et non-prolifération |
| | 2.14 | Emballage et transport |

3.0 Autres domaines de réglementation

- | | | |
|--------|-----|---|
| Séries | 3.1 | Exigences relatives à la production de rapports |
| | 3.2 | Mobilisation du public et des Autochtones |
| | 3.3 | Garanties financières |
| | 3.4 | Délibérations de la Commission |
| | 3.5 | Processus et pratiques de la CCSN |
| | 3.6 | Glossaire de termes de la CCSN |

Remarque : Les séries de documents d'application de la réglementation pourraient être modifiées périodiquement par la CCSN. Chaque série susmentionnée peut comprendre plusieurs documents d'application de la réglementation. Pour obtenir la plus récente liste de documents d'application de la réglementation, veuillez consulter le [site Web de la CCSN](#).