



Radioprotection

Radioprotection

REGDOC-2.7.1

Juillet 2021



Radioprotection

Document d'application de la réglementation REGDOC-2.7.1

© Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) 2021

N° de cat. CC172-238/2021F-PDF

ISBN 978-0-660-39661-3

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 CCSN.

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.gc.ca

Site Web : suretenucleaire.gc.ca

Facebook : facebook.com/Commissioncanadiennedesuretenucleaire

YouTube : youtube.com/ccsnccsc

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

LinkedIn : linkedin.com/company/cnsc-ccsn

Historique de publication

Juillet 2021

Version 1.0

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* s'aligne sur le *Règlement sur la radioprotection*. Ce document énonce l'orientation relative aux programmes de radioprotection ainsi qu'aux principes de contrôle des doses aux travailleurs et de contrôle des dangers radiologiques pour assurer la protection des travailleurs et du public.

Pour en savoir plus sur la mise en œuvre des documents d'application de la réglementation inclus dans le fondement d'autorisation et sur la méthode 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	1
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.....	4
4.1.1	Engagement vis-à-vis du principe ALARA.....	5
4.1.2	Attribution des ressources.....	6
4.1.3	Processus d'application du principe ALARA.....	7
4.1.4	Prise en compte des facteurs sociaux et économiques	8
4.1.5	Surveillance de l'application du principe ALARA.....	8
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 ...	12
4.4.1	Contrôles techniques pour la radioprotection	13
4.4.2	Contrôles administratifs pour la radioprotection	15
4.4.3	Équipement de protection individuelle	15
4.4.4	Protection respiratoire contre les substances nucléaires en suspension dans l'air	16
4.5	Préparation aux situations inhabituelles.....	16
4.6	Substances nucléaires rejetées en raison d'une activité autorisée.....	17
4.6.1	Programmes de surveillance en milieu de travail	17
5.	Contrôle et enregistrement des doses	18
5.1	Méthodes de mesure directe de l'exposition et des doses.....	19
5.2	Méthodes d'estimation des expositions et des doses	19
5.3	Exposition et doses : mesure directe ou estimation	20
5.4	Dosimétrie.....	21
5.4.1	Dosimétrie externe	21
5.4.2	Dosimétrie interne.....	21
6.	Seuils d'intervention	22
6.1	Élaboration, utilisation et révision des seuils d'intervention	23
6.2	Surveillance	24
6.3	Mesures à prendre lorsqu'un seuil d'intervention est atteint	25

7.	Renseignements à fournir aux travailleurs du secteur nucléaire	25
8.	Obligation d'utiliser un service de dosimétrie autorisé	27
9.	Collecte de renseignements personnels	29
10.	Obligations des travailleurs du secteur nucléaire	30
11.	Travailleuses enceintes du secteur nucléaire et celles qui allaitent	30
11.1	Mesures d'adaptation pour les travailleuses du secteur nucléaire qui sont enceintes.....	31
11.2	Mesures d'adaptation pour les TSN qui allaitent.....	32
12.	Interprétation des limites de dose de rayonnement	33
13.	Limites de dose efficace	33
14.	Limites de dose équivalente.....	35
15.	Urgences.....	37
16.	Dépassement d'une limite de dose réglementaire	39
17.	Autorisation de retourner au travail.....	40
18.	Demande de permis d'exploitation d'un service de dosimétrie	41
19.	Obligations du titulaire de permis.....	41
20.	Étiquetage des récipients et des appareils.....	41
21.	Affichage aux limites et aux points d'accès	43
22.	Utilisation du symbole de mise en garde contre les rayonnements	44
23.	Affichage frivole de panneaux	44
24.	Documents à tenir par le titulaire de permis.....	44
25.	Instruments de détection et de mesure du rayonnement.....	45
25.1	Choix des instruments et équipements utilisés pour les mesures du rayonnement	46
25.2	Essai des instruments et équipements utilisés pour les mesures du rayonnement	46
25.3	Étalonnage des instruments et des équipements utilisés pour les mesures du rayonnement	46
Annexe A : Orientation concernant la prestation de formation en radioprotection, par groupe de travail		
		48
A.1	Gestion.....	48
A.2	Personnel chargé de la radioprotection	48

A.3	Travailleurs du secteur nucléaire	48
A.4	Employés généraux.....	49
A.5	Employés de l'entrepreneur	49
A.6	Visiteurs	49
A.7	Personnel d'intervention d'urgence	50
Annexe B : Orientation relative aux programmes de surveillance en milieu de travail.....		51
B.1	Contrôle de la contamination	51
B.1.1	Limites de contrôle de la contamination	52
B.1.2	Décontamination du personnel et de l'équipement.....	52
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.....	54
Annexe C : Surveillance de la contamination radioactive.....		56
C.1	Méthode de mesure	56
C.2	Objet de la surveillance de la contamination	56
C.3	Fréquence de la surveillance de confirmation de la contamination	56
C.4	Décontamination.....	56
C.5	Dossiers de surveillance.....	57
C.6	Mesure directe de la contamination à l'aide d'un radiamètre portatif	57
C.7	Mesure indirecte de la contamination par frottis	57
C.8	Efficacité du détecteur	58
C.9	Relation entre les valeurs mesurées et les critères de contamination.....	59
C.10	Activité minimale décelable	60
C.11	Calcul et présentation des résultats avec les incertitudes.....	60
C.12	Sensibilité des appareils.....	61
C.13	Choix des contaminamètres	61
C.13.1	Épaisseur et composition de la fenêtre.....	62
C.13.2	Densité du détecteur.....	62
C.13.3	Sortie du détecteur	62
Annexe D : Étalonnage des radiamètres et des dosimètres à lecture directe.....		65
D.1	Documentation de la procédure d'étalonnage.....	65
D.2	Vérification pré-étalonnage des radiamètres.....	65
D.3	Conditions physiques et environnementales pour les gabarits et les radiamètres et les dosimètres à lecture directe.....	65
D.4	Sources d'étalonnage	66
D.5	Étalonnage des radiamètres.....	67

D.6	Étalonnage des dosimètres à lecture directe	68
D.7	Relevé d'étalonnage.....	68
Glossaire	70
Références	71

Radioprotection

1. Introduction

Le REGDOC-2.7.1 s'aligne sur le *Règlement sur la radioprotection* (ci-après le Règlement ou RRP).

Le REGDOC-2.7.1 ainsi que les tomes I et II du REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie* [1, 2] remplacent les guides d'application de la réglementation suivants qui traitent de sujets touchant la radioprotection :

- G-121, *La radioprotection dans les établissements d'enseignement, de santé et de recherche*
- G-129, révision 1, *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 d'application de la réglementation (REGDOC) offre une nouvelle orientation 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 REGDOC fournit une orientation et des précisions concernant les exigences relatives à l'application du Règlement. Ce document permettra de s'assurer que les titulaires de permis mettent en œuvre des mesures adéquates de radioprotection conformément à la [Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires](#) (LSRN, la Loi) et au Règlement. Ce REGDOC est destiné à être utilisé par les demandeurs et les titulaires de permis de la CCSN.

1.2 Portée

Ce REGDOC présente de l'orientation et des précisions concernant les exigences relatives à 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 liée à la protection de l'environnement, car ce sujet est traité par le REGDOC-2.9.1, *Principes, évaluations environnementales et mesures de protection de l'environnement* [3].

Le présent document comprend de l'orientation sur la détermination et la consignation des doses. Cependant, on devrait consulter le REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie*, tomes I et II [1, 2], pour obtenir de plus amples renseignements sur le sujet. Le tome I contient davantage d'information sur la détermination des expositions professionnelles et le tome II inclut les détails en lien avec les exigences techniques et relatives aux systèmes de gestion de la qualité pour les services de dosimétrie.

2. Interprétation et application du *Règlement sur la radioprotection*

L'article 1 du Règlement fournit des interprétations pertinentes pour celui-ci.

- Les paragraphes 1(1) et 1(2) du Règlement présentent les définitions qui s'appliquent à celui-ci.
- Le paragraphe 1(3) stipule que la limite de dose fixée pour la population est de 1 mSv par année civile.

L'article 2 du Règlement décrit le champ d'application du Règlement. Le paragraphe 2(1) stipule que le Règlement s'applique de façon générale à tous les titulaires de permis aux fins de la LSRN.

Le paragraphe 2(2) stipule que le Règlement ne s'applique pas au titulaire de permis quant à une dose de rayonnement reçue par une personne, ou engagée à son égard, lorsque cette personne :

- fait l'objet d'un examen, notamment diagnostique, ou d'un traitement par un médecin qualifié à cet égard conformément aux lois provinciales applicables

Note : Les expositions médicales se limitent aux expositions encourues par les personnes dans le cadre d'un examen, d'un diagnostic médical ou d'un traitement.

- participe de son plein gré à une étude de recherche biomédicale sous la surveillance d'un médecin qualifié à cet égard conformément aux lois provinciales applicables

Note : La CCSN délivre des permis pour des études et des recherches sur les humains. Les demandeurs de permis doivent satisfaire aux exigences énoncées dans le REGDOC-1.6.1, *Guide de présentation d'une demande de permis : Substances nucléaires et appareils à rayonnement* [4]. Parmi les exigences à respecter pour obtenir un permis, la demande doit inclure les contraintes de dose de rayonnement proposées pour chaque étude. En outre, le demandeur doit démontrer qu'il dispose d'une politique et de procédures permettant d'obtenir et de garantir le consentement éclairé des personnes qui participent volontairement aux études sur les humains.

- agit comme personne soignante

Note : Une personne soignante est une personne qui, volontairement et en pleine connaissance de cause (et non en tant que professionnelle), 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'appliquent pas aux titulaires de permis en ce qui concerne une dose reçue par un soignant, la CCSN recommande que les doses aux soignants soient maintenues au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA), compte tenu des facteurs sociaux et économiques. La publication 103 de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR), [*Recommandations 2007 de la Commission internationale de protection radiologique*](#) [5], recommande que les doses au personnel soignant des patients traités avec des radionucléides soient maintenues au niveau ALARA et sous 5 mSv par épisode (c.-à-d. pendant la durée d'une sortie suivant un traitement).

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 quelqu'un à des fins thérapeutiques. Les titulaires de permis sont tenus d'informer cette personne des méthodes visant à réduire l'exposition des autres au rayonnement, exposition qui peut résulter de son traitement, y compris quiconque qui fournit des soins et de l'aide.

Pour de plus amples renseignements sur les instructions à donner aux patients, consulter le REGDOC-1.6.1, *Guide de présentation d'une demande de permis : Substances nucléaires et appareils à rayonnement* [4] et le REGDOC-1.4.1, *Guide de présentation d'une demande de permis : Installations nucléaires et équipement réglementé de catégorie II* [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 au rayonnement 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 résultant d'une activité de surveillance. Si le temps et les ressources nécessaires à la prise d'un tel relevé 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 REGDOC-2.9.1, *Principes, évaluations environnementales et mesures de protection de l'environnement* [3].

Élaboration et mise en œuvre d'un programme

Un programme de radioprotection efficace comprend une politique, une stratégie et une méthode pour assurer la radioprotection et réaliser le principe ALARA. L'application du principe ALARA doit être intégrée 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. Les demandeurs et les titulaires de permis devraient consulter le REGDOC-2.1.1, *Système de gestion* [7] pour obtenir des renseignements supplémentaires sur les systèmes de gestion qui s'appliquent à différents titulaires de permis de la CCSN.

Il devrait y avoir un processus qui guide l'examen régulier du programme et des procédures de radioprotection afin que le programme demeure à jour et intègre les meilleures pratiques. Cet 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 par rapport aux objectifs de rendement fixés pour le programme et aux intervalles réguliers établis par le titulaire de permis. Le suivi du rendement par rapport aux objectifs établis devrait être fondé sur des indicateurs de rendement ou des paramètres qui sont faciles à recueillir dans le cadre des extrants du programme. Voici quelques exemples de ces indicateurs :

- 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 des essais des sources

En outre, des objectifs de rendement devraient être fixés pour contrôler l'efficacité des mesures ALARA. On trouvera de plus amples renseignements à ce sujet 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 :

- application du principe ALARA (voir la sous-section 4.1)
- contrôle de la direction à l'égard des pratiques de travail (voir la sous-section 4.2)
- qualification et formation du personnel (voir la sous-section 4.3)
- contrôle de l'exposition des travailleurs et du public au rayonnement (voir la sous-section 4.4)
- planification en vue des 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 méthode 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 présentation d'une demande de permis de la CCSN ci-dessous. Les demandeurs et les titulaires de permis devraient les consulter au besoin :

- [REGDOC-1.1.2, Guide de présentation d'une demande de permis : Permis de construction d'une centrale nucléaire](#) [8]
- [REGDOC-1.1.3, Guide de présentation d'une demande de permis : Permis d'exploitation d'une centrale nucléaire](#) [9]
- [REGDOC-1.4.1, Guide de présentation d'une demande de permis : Installations nucléaires et équipement réglementé de catégorie II](#) [6]
- [REGDOC-1.6.1, Guide de présentation d'une demande de permis : Substances nucléaires et appareils à rayonnement](#) [4]

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. La direction et les travailleurs doivent s'engager 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 travailleurs 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, surveillance, 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 – en particulier la haute direction – de l'organisation d'un titulaire de permis 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 l'entremise 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 une approche afin de mettre en œuvre l'engagement pris à l'égard de la 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. Des mécanismes devraient être mis en place afin d'encourager toutes les personnes de l'organisation à participer à l'élaboration des méthodes visant à conserver les doses au niveau ALARA, et à leur donner l'occasion de faire part de leurs commentaires sur 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 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 au rayonnement. Les exigences et l'orientation visant à favoriser et à évaluer la culture de sûreté sont présentées dans le REGDOC-2.1.2, *Culture de sûreté* [10].

4.1.2 Attribution des ressources

Dans le cadre de son engagement fondamental envers le principe ALARA, un titulaire de permis devrait contribuer au contrôle des doses aux personnes en fournissant les ressources appropriées, tant financières qu'humaines.

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 d'offrir les ressources permettant d'appliquer le principe ALARA en dotant des postes 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) et la formation. Lorsqu'il attribue les ressources humaines appropriées, le titulaire de permis devrait s'assurer que le personnel dispose de suffisamment de temps à consacrer au 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. De plus, 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 sont plus basses.

La CCSN peut considérer qu'une évaluation du programme ALARA n'est pas requise si le titulaire de permis peut démontrer ce qui suit durant l'analyse initiale :

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

Si l'évaluation du programme ALARA n'est pas requise, cela permettrait de réduire l'engagement de ressources peu susceptibles d'entraîner des améliorations de la sûreté.

4.1.3 Processus d'application du principe ALARA

L'application du principe ALARA devrait être envisagée à toutes les étapes – de la conception des installations, des processus, des structures, systèmes et composants et de la construction à l'exploitation, au déclassement et à la gestion des déchets. Le principe ALARA devrait être mis en œuvre par les titulaires de permis dans le cadre d'un processus continu et cyclique (c.-à-d. le processus d'optimisation ou le processus ALARA). Ce processus devrait comprendre :

- l'évaluation de la situation d'exposition afin de déterminer s'il y a lieu de prendre des mesures (formulation du processus)
- détermination des options possibles pour maintenir l'exposition au niveau ALARA
- choix de la meilleure option compte tenu des circonstances
- mise en œuvre de l'option choisie grâce à un programme d'optimisation efficace
- examen régulier de la situation d'exposition afin d'évaluer si les circonstances exigent des 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 évaluant les coûts par rapport aux avantages de 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* [11], 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 la situation d'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 prend en compte les facteurs sociaux et économiques. Il incombe aux titulaires de permis d'évaluer et de documenter la justification et la raison d'être de la façon dont ils prendront en compte ces facteurs dans l'application du principe ALARA afin d'étayer leurs décisions.

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

Les facteurs économiques peuvent 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 collection Rapports de sûreté de l'AIEA, [*L'optimisation de la radioprotection dans le cadre de la maîtrise de l'exposition professionnelle*](#) [12], qui offre de l'orientation sur le moment où de telles décisions sont prises. On trouvera de l'orientation additionnelle dans la publication 55 de la CIPR, *Optimization and Decision-Making in Radiological Protection* [13].

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. D'une manière qui est proportionnée aux risques radiologiques spécifiques, les titulaires de permis devraient se tenir informés des progrès technologiques en matière d'équipement et d'instruments de protection afin d'être au fait des méthodes améliorées pour la surveillance de l'exposition et la 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. L'information devrait être diffusée 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 :

- Les programmes ALARA peuvent aider à organiser et à documenter les initiatives et activités, ce qui permet de démontrer que des mesures sont prises pour maintenir les doses au niveau ALARA.
- Des comités composés de membres de la direction et de travailleurs peuvent être bénéfiques. En règle générale, les comités élaborent les initiatives ALARA, examinent le rendement relativement à la réalisation de ces initiatives, et discutent ensuite des incidents et les examinent. Il faudrait envisager de créer des comités pluridisciplinaires, car cela peut accroître la sensibilisation et la mobilisation à l'égard des initiatives ALARA dans l'ensemble de l'organisation.
- 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 les 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 par rapport à l'atteinte de 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.
- 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. 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. 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.
- 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

L'alinéa 4a)(i) du Règlement exige la maîtrise des pratiques de travail par la direction dans le cadre d'un programme de radioprotection. 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 individuelles respectives de ces personnes 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 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 tout le personnel en ait 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 un 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 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 accorder l'autorité et les 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 adéquates. 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

Les titulaires de permis devraient disposer d'une politique de gestion et d'une structure organisationnelle liées au programme de radioprotection, en sus des aspects fondamentaux du programme ALARA, dont il est question à la section 4.1.1. La description devrait comprendre l'attribution des responsabilités en matière de radioprotection aux différents paliers de gestion, ainsi que les ressources nécessaires pour soutenir l'exécution du programme.

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 inclure les responsabilités applicables et les activités connexes que doivent mener les personnes responsables de la radioprotection. Les exigences en matière d'expérience et de qualification pour chaque poste responsable de la réalisation des aspects du programme de radioprotection devraient également être documentées.

Les titulaires de permis devraient nommer une ou des personne(s) ou un ou des poste(s) au sein de leur organisation qui serait responsable de l'administration quotidienne et du contrôle du programme de radioprotection au nom de l'employeur. 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, 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 figurent à la sous-section 4.3 et dans les REGDOC suivants de la CCSN :

- [REGDOC-1.6.1, Guide de présentation d'une demande de permis : Substances nucléaires et appareils à rayonnement](#) [4]
- [REGDOC-1.4.1, Guide de présentation d'une demande de permis : Installations nucléaires et équipement réglementé de catégorie II](#) [6]
- [REGDOC-2.2.3, Accréditation du personnel : Responsables de la radioprotection](#) [14]
- [REGDOC-2.2.3, tome III : Accréditation des personnes qui travaillent dans des centrales nucléaires](#) [15]

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 aux activités de radioprotection ou à superviser des questions touchant la radioprotection.

4.3 Qualifications et formation du personnel

L'alinéa 4a)(ii) du Règlement exige la mise en œuvre d'un programme de formation et de qualification du personnel dans le cadre d'un 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 REGDOC-2.2.2, *Formation du personnel* [16], énonce les exigences de la CCSN pour les titulaires de permis concernant l'élaboration et la mise en œuvre d'un système de formation pour les installations nucléaires. Ce REGDOC offre également de l'orientation pour les titulaires de

permis d'installations nucléaires et d'équipement réglementé de catégorie II ou de substances nucléaires et d'appareils à rayonnement.

Les sujets qui devraient être couverts par un programme de formation, et le niveau de détail devant être fourni, dépendront de la complexité de l'activité autorisée, des fonctions particulières des travailleurs, du risque radiologique associé à ces fonctions, ainsi que de la formation et de l'expérience antérieures des travailleurs. La formation devrait porter sur les points suivants :

- les risques associés au rayonnement ionisant
- 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 d'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

On devrait également envisager d'utiliser des maquettes ou des simulateurs pour la formation.

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.

De l'orientation supplémentaire sur la formation offerte par groupe de travail est fournie 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 au rayonnement 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 au rayonnement est généralement le recours à des contrôles techniques. Lorsque l'utilisation d'éléments de conception matérielle, y compris des contrôles techniques explicites pour limiter l'exposition au rayonnement, 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'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.

Consulter le REGDOC-2.9.1, *Principes, évaluations environnementales et mesures de protection de l'environnement* [3], pour de plus amples renseignements sur les 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 et de fournir l'équipement nécessaire pour assurer la sécurité du personnel et la surveillance radiologique et pour intervenir en cas 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, le titulaire de permis devrait évaluer les exigences relatives à l'accès pour l'exploitation, l'inspection, l'entretien, la réparation, le remplacement et le déclassement des équipements. Ces considérations devraient être intégrées à la conception.

De l'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](#) [6]
- [REGDOC-2.5.2, Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires](#) [17]
- [REGDOC-2.5.5, Conception des installations de gammagraphie industrielle](#) [18]
- [GD-52, Guide de conception des laboratoires de substances nucléaires et des salles de médecine nucléaire](#) [19]¹
- [RD-367, Conception des installations dotées de petits réacteurs](#) [20]²

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 un niveau de protection acceptable pour les travailleurs dans des 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 des doses de rayonnement installés sur les lieux de

¹ Le GD-52 sera remplacé par le REGDOC-2.5.6, *Conception des salles où sont manipulées des substances nucléaires non scellées*. Voir [l'historique du REGDOC-2.5.6](#) pour plus d'information.

² Le RD-367 sera inclus dans le REGDOC-2.5.2, *Conception d'installations dotées de réacteurs*. Voir [l'historique du REGDOC-2.5.2](#) pour plus d'information.

travail, ou par des contrôles radiologiques réguliers effectués dans les zones d'intérêt 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. 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. Les hottes et les boîtes à gants installées sont également des exemples de contrôles techniques. La conception des systèmes de ventilation pour les zones radioactives d'une installation ou les activités 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

Le [REGDOC-2.5.4, Conception des mines et des usines de concentration d'uranium : Systèmes de ventilation](#) [21], 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 substances nucléaires en suspension dans l'air, les exigences en matière d'accès et toute autre exigence particulière.

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 ou les sorties des zones de rayonnement, et mettre en place des mesures de surveillance du personnel et du matériel aux points d'entrée et de sortie des zones de rayonnement. L'accès aux zones à haut débit de dose ou à forte contamination radioactive devrait être contrôlé par la mise en place d'une barrière robuste (p. ex., des portes verrouillables et des 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 possibles 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 d'entreposage des 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 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 convienne à la taille de 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. Tous les types de dangers radiologiques, ainsi que les dangers non radiologiques, devraient être pris en compte lors du choix de l'EPI. Par exemple, l'utilisation d'un respirateur peut offrir à l'utilisateur un degré élevé de protection contre l'incorporation de radionucléides dans l'air. Cependant, un respirateur peut entraver la mobilité de l'utilisateur, ce qui allonge le temps nécessaire à l'exécution d'une tâche dans une zone à fort rayonnement et entraîne une dose externe élevée.

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, notamment :

- 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. 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 personnes 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 Z94.4-18, *Sélection, utilisation et entretien des respirateurs* [22].

Un programme de soin et d'entretien des respirateurs devrait être établi, et comprendre 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 devraient être jetés après usage.

Comme les filtres des respirateurs capturent les particules, les cartouches et les filtres devraient être remplacés régulièrement, conformément aux recommandations du fabricant. La réutilisation des cartouches devrait également se faire selon les recommandations et les procédures du fabricant.

4.5 Préparation aux situations inhabituelles

L'alinéa 4a)(iv) du Règlement exige qu'un programme de radioprotection comporte la préparation aux situations inhabituelles. Une situation est jugée inhabituelle lorsqu'elle sort du cadre des activités courantes pour lesquelles une planification du travail est nécessaire afin de maintenir les doses de rayonnement conformes au principe ALARA et inférieures aux limites de doses réglementaires stipulées dans les articles 13 et 14 du RRP. Une situation inhabituelle pourrait entraîner des doses élevées, alors que les doses courantes sont 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. Si la situation inhabituelle ne peut être gérée dans le respect des limites de doses prescrites dans les articles 13 et 14 du RRP, l'article 15 du RRP s'applique.

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.

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 de l'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 REGDOC-2.9.1, *Protection de l'environnement : Principes, évaluations environnementales et mesures de protection de l'environnement* [3].

4.6.1 Programmes de surveillance en milieu de travail

Les titulaires de permis devraient établir, maintenir et revoir 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 au rayonnement. 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 des conditions d'accident.

Les dispositions du programme de radioprotection relatives à la surveillance en milieu de travail devraient préciser :

- 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 administratifs et/ou d'intervention, et les mesures à prendre en cas de dépassement

Ces renseignements devraient être utilisés 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 débits de dose de rayonnement. 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 lieu de travail devraient être facilement accessibles aux travailleurs.

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 de l'orientation concernant la sélection, les essais et l'étalonnage des instruments 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 du présent document.

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 au rayonnement et les doses. Une orientation complète sur la détermination et l'enregistrement des doses, comme l'exige l'article 5 du Règlement, figure dans le REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome I : Détermination de la dose professionnelle* [1].

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 – ou engagée à l'égard de chaque personne – dont les fonctions professionnelles sont liées aux activités autorisées par la LSRN ou qui se trouve dans un lieu où celles-ci sont exercées. L'exposition au rayonnement produit par des substances nucléaires naturelles doit être prise en considération seulement si cette exposition est le résultat direct d'une activité autorisée par la CCSN, comme l'exposition au radon et aux produits de filiation du radon dans les mines et les usines de concentration d'uranium.

Les dossiers d'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 versées rapidement au dossier d'exposition de la personne en cause.

Par conséquent, les titulaires de permis de la CCSN devraient conserver les dossiers de doses 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, le cas échéant
- 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 au rayonnement 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 peut être incorporée dans son corps (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 au rayonnement provenant de sources qui demeurent à l'extérieur du corps. Par ailleurs, l'exposition d'une personne au rayonnement absorbé dans le corps 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 connue, 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. Cette approche est souvent utilisée lorsqu'une substance nucléaire 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, il devrait tenir compte des conseils d'experts en radioprotection, ainsi que de tout autre facteur pertinent. Les facteurs pertinents peuvent comprendre :

- 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 ou des doses de rayonnement prévues
- les techniques et l'équipement disponibles et appropriés pour mesurer et surveiller l'exposition ou la dose

Dans le cas des situations qui peuvent comporter des expositions au rayonnement ou des doses provenant de sources multiples ou de voies différentes, les titulaires de permis devraient déterminer ce qui convient pour chaque élément contributif : mesure directe par surveillance, ou estimation des expositions ou des doses associées par surveillance indirecte ou par modélisation des doses.

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'incorporation
- 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 revue pour décider s'il est nécessaire de la poursuivre 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 solide sur le plan technique 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 REGDOC-2.7.2, tome I [1].

5.4 Dosimétrie

Cette section du REGDOC 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 dosimètres externes devraient être utilisés, manipulés et entreposés 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 au moment de l'utiliser, figure dans le REGDOC-2.7.2, tome I [1].

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 visés par les exigences précises en matière de dosimétrie stipulées à l'alinéa 30(1)c) et au paragraphe 31(3) 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. Dans certains cas, 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 la 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'incorporation 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 les concentrations de radionucléides. S'il est assigné au contrôle de la dose interne, l'équipement d'échantillonnage

de l'air personnel devrait comprendre ce qui suit, le cas échéant : l'équipement porté et placé dans un environnement et une position appropriés, un programme de contrôle de la qualité, un programme d'entretien préventif, et des seuils de détection minimaux appropriés.

De l'orientation sur la dosimétrie interne, y compris les décisions concernant le moment d'utiliser la dosimétrie interne, figure dans le REGDOC-2.7.2, tome I [1].

6. Seuils d'intervention

Selon la définition précisée à l'article 6 du Règlement, 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, les « seuils d'intervention » sont ceux qui sont élaborés pour les paramètres du programme de radioprotection. Consulter la norme N288.8-17 du Groupe CSA, *Établissement et mise en œuvre de seuils d'intervention pour les rejets dans l'environnement par les installations nucléaires* [23], pour de plus amples renseignements sur les seuils d'intervention concernant la protection de l'environnement.

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 sont propres à l'installation ou à l'activité et peuvent changer en fonction d'avancées et/ou de modifications significatives dans 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 RRP consiste à établir la cause de l'atteinte du seuil d'intervention, à déterminer l'impact, s'il y a lieu, sur l'efficacité du programme de radioprotection, à restaurer l'efficacité du programme de radioprotection (le cas échéant) 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 sont 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) est considéré comme 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 du 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 de rayonnement 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 établi par un titulaire de permis donné pour un paramètre particulier peut 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(l)f) du [Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires](#).

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 étapes suivantes pourraient s'avérer utiles pour ce qui est d'élaborer et d'utiliser des seuils d'intervention :

- lors de la conception, déterminer les processus et activités qui peuvent entraîner des doses aux travailleurs et au public
- lorsque les activités et les processus peuvent 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, comme 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 soient 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 intégrée 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 Mesures à prendre lorsqu'un seuil d'intervention est atteint

Lorsqu'un seuil d'intervention prescrit dans un permis est atteint, 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 ayant force exécutoire, le non-respect des obligations susmentionnées contreviendrait au *Règlement sur la radioprotection* et constituerait une infraction en vertu de la LSRN.

Un seuil d'intervention peut être atteint pour 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. L'atteinte constante de seuils peut être due à un changement dans les conditions d'exploitation normale. L'atteinte occasionnelle de seuils peut être due à des conditions transitoires sans lien avec une perte de contrôle du programme de radioprotection ou avec un changement significatif des doses de rayonnement associées aux conditions d'exploitation normale. Dans l'un ou l'autre des cas susmentionnés, l'atteinte répétée 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 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 sont grands lorsqu'un seuil d'intervention est atteint, plus les mesures seront immédiates, complexes ou rigoureuses pour restaurer l'efficacité du programme de radioprotection.

Outre les mesures 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 des titulaires de permis qu'ils fournissent certaines informations à tous les travailleurs du secteur nucléaire (TSN).

Les titulaires de permis sont tenus d'identifier les personnes qui sont des 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. Cela exige qu'une détermination 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](#) permet l'emploi de personnes âgées de moins de 17 ans à condition qu'il ne s'agisse pas d'un « travail d'un travailleur du secteur nucléaire au sens de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* » (sous-alinéa 10(1)b)(iii)).

Les renseignements sur les risques fournis aux TSN devraient être représentatifs des risques radiologiques qu'ils pourraient rencontrer au cours de leurs activités professionnelles régulières. Le titulaire de permis devrait fournir des renseignements sur les risques aux TSN avant que ces derniers entament leurs activités professionnelles, dans la mesure du possible. 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 risques pourraient être fournis sous forme électronique ou sur papier. Les TSN doivent également recevoir des informations sur les limites de dose efficaces et les limites de dose équivalentes applicables prescrites aux articles 13, 14 et 15 du Règlement.

Les titulaires de permis sont tenus d'informer les TSN de leurs niveaux de dose. Les niveaux de dose sont les doses de rayonnement (efficaces et équivalentes) 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, des fonctions associées à l'activité autorisée. Voir l'article 5 pour une orientation supplémentaire sur la détermination et l'enregistrement des doses.

Les niveaux de doses doivent être communiqués chaque année par écrit aux TSN. En d'autres termes, les titulaires de permis doivent fournir aux TSN les résultats de leur dose pour la période de dosimétrie en cours au moins une fois par an, ou plus fréquemment si souhaité (p. ex., tous les mois, tous les trimestres, etc.). Les niveaux de doses peuvent être communiqués sous forme électronique ou papier. En informant les travailleurs des doses qu'ils ont reçues, on désire s'assurer qu'ils sont au courant des résultats de leurs expositions par rapport aux limites de dose pour une année donnée, 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 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 doivent faire des efforts raisonnables afin que tout TSN ayant quitté son emploi connaisse ses niveaux de dose de rayonnement dès que cette information est disponible.

Les titulaires de permis doivent informer tous les TSN par écrit (sous forme électronique ou papier) de leurs responsabilités pendant une urgence, y compris les risques associés au rayonnement auquel les travailleurs pourraient être exposés pendant la maîtrise d'une situation d'urgence. Selon leurs plans d'urgence, 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 chaque travailleuse du secteur nucléaire par écrit (sous forme électronique ou papier) :

- des risques associés à l'exposition des embryons et des fœtus au rayonnement
- des risques pour les nourrissons allaités en cas d'incorporation de substances nucléaires
- de l'importance d'informer le titulaire de permis, dès que la travailleuse prend connaissance de sa grossesse ou si elle allaite
- des droits de la travailleuse, stipulés à l'article 11 du Règlement, si elle est enceinte ou si elle allaite

En fournissant ces renseignements, les travailleuses du secteur nucléaire seront en mesure de décider si et quand elles feront savoir au titulaire de permis qu'elles sont enceintes ou qu'elles allaitent.

Lorsqu'une travailleuse du secteur nucléaire avise le titulaire de permis par écrit (sous forme électronique ou papier), celui-ci doit évaluer les conditions de travail et, s'il y a lieu, prendre des mesures d'adaptation pour garantir que la limite de dose pour une TSN enceinte est respectée et pour limiter le risque d'incorporation de substances nucléaires par une travailleuse qui allaite. Voir la section 11 pour de plus amples renseignements sur les mesures d'adaptation pour les TSN enceintes ou allaitantes.

Toutes les TSN doivent fournir au titulaire de permis une reconnaissance écrite attestant qu'elles ont été informées de leur statut de TSN et des risques radiologiques correspondant à leur travail. La confirmation écrite peut être fournie sous forme électronique ou papier. En outre, chaque travailleuse du secteur nucléaire doit fournir une attestation écrite indiquant qu'elle a été informée des risques associés à l'exposition des embryons et des fœtus au rayonnement et des risques pour les nourrissons allaités en cas d'incorporation de substances nucléaires, et qu'elle a été informée également de l'importance d'aviser le titulaire de permis, par écrit, dès qu'elle prend connaissance de sa grossesse ou si elle allaite. Le titulaire de permis doit conserver dans ses dossiers les accusés de réception écrits des TSN conformément au 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, aux mains ou aux 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. Pour de plus amples renseignements sur les exigences concernant les services de dosimétrie autorisés, veuillez consulter le REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome II : Exigences techniques et relatives aux systèmes de gestion pour les services de dosimétrie* [2].

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. De l'orientation supplémentaire à ce sujet est fournie à la section 10.

Les titulaires de permis sont tenus de déterminer les doses reçues par toutes les personnes qui sont exposées au rayonnement en raison d'une 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, aux mains ou aux 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, ou encore d'autres méthodes de dosimétrie pour déterminer les doses dans ces circonstances. La section 5 du présent REGDOC fournit une orientation supplémentaire concernant la détermination et l'enregistrement des doses, et les méthodes de dosimétrie sont décrites plus en détail dans le REGDOC-2.7.2, tome I [1].

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, aux mains ou aux 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 pour des activités autorisées similaires, ou encore comparer les doses similaires ou historiques reçues par les TSN dans le cadre de leurs activités autorisées.

Toutes les composantes et voies de diffusion des doses 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. S'il existe une probabilité raisonnable que la dose efficace reçue par un TSN, provenant d'une seule composante de dose contributive, dépasse 5 mSv au cours d'une période de dosimétrie d'un an, on doit recourir à un service de dosimétrie autorisé pour déterminer la dose efficace reçue par le TSN due à cette composante. Par exemple, si un TSN est seulement exposé à une source scellée qui présente un risque radiologique externe pouvant entraîner une dose efficace supérieure à 5 mSv, on doit alors utiliser un dosimètre de corps entier, autorisé par la CCSN, pour déterminer la dose externe. S'il existe une probabilité raisonnable que la dose efficace reçue par un TSN provenant de plus d'une composante de dose contributive dépasse 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, si cela est possible et s'il est disponible, pour mesurer chaque composante de dose susceptible de contribuer plus de 1 mSv à la dose efficace totale. S'il n'existe pas de service de dosimétrie autorisé pour une voie de diffusion 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, dans leur demande de permis, une méthode pour estimer les doses reçues. Les méthodes de dosimétrie non autorisées devraient être élaborées selon les exigences de qualité décrites dans le REGDOC-2.7.2, tome I [1]. Si la dose efficace reçue par un TSN est susceptible d'être inférieure à 1 mSv au cours d'une période de dosimétrie d'un an, la dose efficace pourrait être déterminée par un service de dosimétrie autorisé par la CCSN ou par d'autres méthodes de dosimétrie (directe, indirecte ou modélisation de la dose).

Les mains et les pieds (c'est-à-dire les extrémités) devraient être surveillés lorsqu'ils sont exposés de manière préférentielle dans des situations d'exposition, et s'il est incertain que le critère d'utilisation d'un service de dosimétrie autorisé s'applique. S'il existe une probabilité raisonnable de recevoir une dose équivalente supérieure à 50 mSv sur la peau, les mains ou les pieds, on

pourrait utiliser un instrument de surveillance du rayonnement pour déterminer si un service de dosimétrie autorisé est nécessaire. Une autre option consiste à procéder à la surveillance directe de la peau, des mains ou des pieds et à évaluer s'il est nécessaire d'utiliser un service de dosimétrie autorisé en fonction des résultats.

Les titulaires de permis qui font appel à un service de dosimétrie autorisé sont tenus de fournir certains renseignements personnels à l'exploitant du service en question en ce qui concerne 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 (c.-à-d. homme, femme ou X, selon les pratiques de Service Canada concernant la collecte de ces renseignements), la catégorie d'emploi du travailleur, ainsi que la date, la province et le pays de naissance du travailleur. Lorsque les mesures de dose sont enregistrées par un service de dosimétrie autorisé, les dossiers des TSN sont soumis au Fichier dosimétrique national (FDN)³, avec leurs renseignements personnels. La dose d'une personne qui a été soumise au FDN est communément appelée « dose enregistrée ».

Les renseignements personnels particuliers du TSN, recueillis par le titulaire de permis, facilitent la transmission des renseignements sur les doses au FDN par les services de dosimétrie autorisés 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. Par exemple, chaque TSN doit se voir attribuer une catégorie d'emploi compatible avec celles qui sont utilisées dans le FDN. Les désignations des catégories d'emploi sont choisies par chaque titulaire de permis d'après une liste standard tenue à jour par le FDN. Certains titulaires de permis peuvent avoir leur propre système de classification des emplois. Cependant, ils doivent être mis en correspondance avec la liste normalisée du FDN. Les titulaires de permis peuvent obtenir les catégories d'emploi compatibles avec le FDN en s'adressant aux services de dosimétrie autorisés par la CCSN.

9. Collecte de 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*.

³ Le FDN est une base de données détenue et gérée par Santé Canada, 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 des installations ou groupes d'installations, des renseignements détaillés sur les doses pour des particuliers et des titulaires de permis, ainsi que les renseignements nécessaires aux études sur la santé, y compris les études épidémiologiques.

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 ainsi que le dossier de ses doses pour les périodes de dosimétrie d'un an et de cinq ans en cours. Les renseignements fournis par chaque TSN permettent au titulaire de permis de respecter ses diverses obligations en vertu du 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 englober les doses reçues par le TSN à l'extérieur du Canada ou les doses déterminées par des méthodes d'estimation et de dosimétrie qui ne sont pas autorisées 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 dose 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 de dose complet soit obtenu.

11. Travailleuses enceintes du secteur nucléaire et celles qui allaitent

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

Lorsqu'un titulaire de permis est avisé par écrit qu'une TSN est enceinte ou qu'elle allaite, il est tenu de prendre les mesures d'adaptation nécessaires des conditions de travail qui ne lui causeront pas de difficultés financières ou de désagréments commerciaux injustifiés. Les exigences concernent uniquement l'obligation de prendre des mesures d'adaptation en matière de radioprotection pour la TSN. Ces mesures cesseront lorsque le titulaire de permis sera avisé de nouveau par la TSN qu'elle n'est plus enceinte ou qu'elle n'allait plus.

L'obligation de prendre des mesures d'adaptation pour les TSN enceintes et qui allaitent ne vise pas à les empêcher d'entrer ou de travailler dans une zone de rayonnement ou de contamination désignée. Ces mesures d'adaptation devraient cependant faire en sorte que, dans des conditions d'exploitation normale, la dose reçue par la TSN est maintenue au niveau ALARA et que les limites de dose sont respectées. Les conditions de travail révisées devraient également garantir qu'en cas d'accident ou d'autre événement, toute radioexposition (interne ou externe) pouvant entraîner une dose supérieure à la limite de dose est évitée.

Le titulaire de permis devra également déterminer si une TSN enceinte ou qui allaite a besoin de renseignements et de formation supplémentaires à la suite de toute modification des conditions de travail liées aux 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 nourrisson.

11.1 Mesures d'adaptation pour les travailleuses du secteur nucléaire qui sont enceintes

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 ALARA 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 qu'elle manipule, afin de déterminer quelles mesures d'adaptation pourraient être prises pour limiter la radioexposition de la TSN enceinte et par extension, de l'embryon ou du fœtus. Les mesures d'adaptation peuvent inclure des changements dans les affectations de travail en vue de réduire grandement ou d'éliminer le potentiel d'exposition de la TSN enceinte au rayonnement. D'autres options peuvent comprendre l'utilisation d'un blindage, d'EPI et d'une protection respiratoire pour la TSN enceinte. Le titulaire de permis devrait informer la TSN enceinte des mesures d'adaptation à prendre, notamment s'il est nécessaire de resserrer davantage les restrictions de travail afin de garantir que la limite de dose efficace pour la TSN enceinte est respectée et que l'exposition au rayonnement de l'embryon ou du fœtus pendant la grossesse est maintenue au niveau ALARA. En outre, les conditions de travail devraient être adaptées de manière à éviter toute exposition potentielle importante due à des accidents ou à tout autre événement pouvant entraîner une exposition externe ou interne de la TSN à des doses de rayonnement élevées.

En ce qui concerne les expositions externes, les doses de rayonnement à un embryon ou un fœtus sont généralement plus faibles que celles reçues par la TSN enceinte en raison de la protection assurée par l'utérus et les tissus environnants. Il faudrait accorder une attention particulière aux situations où l'incorporation d'une substance nucléaire par une TSN enceinte est possible. Dans ces cas, il est important de savoir que certaines substances nucléaires, si elles se retrouvent dans le corps d'une TSN enceinte, pourraient être absorbées plus facilement par les tissus du placenta, ce qui entraînerait une dose efficace engagée et/ou une dose équivalente plus élevée pour un organe sensible de l'embryon ou du fœtus, par rapport à celle de la TSN enceinte. L'âge gestationnel de l'embryon et du fœtus influera également sur la dose résultante reçue par celui-ci. Par exemple, l'exposition d'une TSN enceinte à de l'iode radioactif volatil (p. ex., l'iode 125 et l'iode 131) peut entraîner une dose interne pour la TSN enceinte, ainsi qu'une dose équivalente élevée pour la thyroïde du fœtus (en raison de la sensibilité des organes du fœtus). En plus de l'iode radioactif, l'incorporation d'autres substances nucléaires par la TSN enceinte pourrait entraîner une dose efficace engagée plus élevée et/ou une dose équivalente pour un organe de l'embryon ou du fœtus, notamment : l'eau tritiée, le carbone 14, le soufre 35, le phosphore 32, ainsi que les isotopes du calcium et du strontium. Si les activités professionnelles de la TSN enceinte impliquent l'une de ces substances nucléaires, on devrait prendre des mesures

supplémentaires pour instaurer des contrôles afin d'éviter complètement leur incorporation, dans la mesure du possible. Cela pourrait comprendre des restrictions de travail accrues et l'arrêt éventuel du travail avec 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* [24], fournit des coefficients de dose pour l'embryon et le fœtus, et les titulaires de permis peuvent consulter ce document pour calculer les doses à un embryon ou à un fœtus en développement dues à l'incorporation de substances nucléaires par une TSN enceinte. Les titulaires de permis peuvent utiliser ces informations lorsqu'ils préparent les renseignements sur les risques à communiquer aux TSN enceintes conformément à l'article 7 du Règlement. De plus, ces calculs de dose peuvent être utilisés pour éclairer les décisions concernant les mesures d'adaptation nécessaires et les éventuelles restrictions de travail pour les TSN enceintes, de sorte que les doses à l'embryon ou au fœtus demeurent au niveau ALARA pendant toute la durée de la grossesse.

Il existe tout au long de la grossesse des risques radiologiques qui sont liés à l'étape de la grossesse et à la dose absorbée. Les risques radiologiques sont les plus importants durant l'organogenèse et au début de la période fœtale, un peu moindre au deuxième trimestre et les plus faibles au cours du troisième trimestre. L'exposition prénatale au rayonnement ionisant pourrait causer des dommages au cerveau chez l'embryon/le fœtus à la suite d'une dose aiguë dépassant 100 mSv entre les 8^e et 15^e semaines de grossesse et 200 mSv entre les 16^e et 25^e semaines de grossesse, car ces périodes sont importantes pour le développement du système nerveux central. Avant la 8^e semaine ou après la 25^e semaine de grossesse, les études sur les humains n'ont pas démontré de risque radiologique pour le développement du cerveau du fœtus. Des études épidémiologiques indiquent que le risque de cancer (c.-à-d., tous les cancers infantiles) à la suite de l'exposition du fœtus au rayonnement est semblable au risque à la suite d'une exposition durant l'enfance. Pour en savoir plus, consulter la fiche d'information de l'Organisation mondiale de la santé [Rayonnements ionisants, effets sur la santé et mesures de protection](#) [25].

11.2 Mesures d'adaptation pour les TSN qui allaitent

Un titulaire de permis qui est informé par une TSN qu'elle allaite doit prendre les mesures d'adaptation nécessaires concernant les conditions de travail de cette TSN afin de limiter l'incorporation de nouvelles substances nucléaires par celle-ci. Le titulaire de permis devra examiner les pratiques de travail de la TSN allaitante, y compris les substances nucléaires manipulées, afin de déterminer les mesures d'adaptation à prendre pour limiter l'incorporation de substances nucléaires. Cela permettra de garantir que la dose reçue par le nourrisson allaité demeure au niveau ALARA. Lorsqu'il évalue si l'incorporation par la TSN peut entraîner une dose au nourrisson 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 la dose au nourrisson pourrait être plus élevée par rapport à la dose reçue par la TSN qui allaite (p. ex., l'eau tritiée, le soufre 35, l'iode 125 et l'iode 131). Le REGDOC-2.7.2, tome I fournit des renseignements supplémentaires sur l'évaluation de la dose reçue par un nourrisson allaité [1].

Les mesures d'adaptation prises par le titulaire de permis pour limiter l'incorporation de substances nucléaires par une TSN qui allaite peuvent comprendre des changements dans les affectations de travail, de sorte que le risque d'incorporation soit considérablement réduit, voire éliminé. D'autres options existent : le port d'un EPI et d'un appareil respiratoire par la TSN. Le titulaire de permis devrait aviser la TSN qui allaite de toute mesure d'adaptation prise. Advenant un événement d'incorporation, le titulaire de permis devrait évaluer la dose reçue par la TSN qui allaite et la dose qui en résulte pour le nourrisson si la TSN désire continuer à allaiter. Le titulaire de permis devrait informer la TSN des risques associés à la poursuite de l'allaitement et, au besoin, lui recommander de cesser l'allaitement pendant un certain temps pour s'assurer que la

dose au nourrisson est maintenue au niveau ALARA. Pour ce qui est des activités professionnelles qui ne comportent pas de danger d'incorporation de substances nucléaires, aucune mesure d'adaptation n'est nécessaire pour une TSN qui allaite.

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

La dose efficace est la somme des doses, mesurées en sieverts, reçues à la suite d'expositions externes au rayonnement et des doses engagées reçues 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.

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. Comme le stipule le paragraphe 13(1) du Règlement, chaque titulaire de permis doit s'assurer que la dose efficace reçue par une personne décrite dans la colonne 1 du tableau ci-dessous, pendant la période indiquée dans la colonne 2, ne dépasse pas la dose efficace figurant dans la colonne 3.

Tableau 1 : Limites de dose efficace

Article	Colonne 1	Colonne 2	Colonne 3
	Personne	Période	Dose efficace (mSv)
1	Travailleur du secteur nucléaire, y compris une travailleuse du secteur nucléaire qui allaite et une travailleuse du secteur nucléaire qui est enceinte, mais qui n'a pas encore informé le titulaire de permis par écrit de sa grossesse	(a) Période de dosimétrie d'un an	50
		(b) Période de dosimétrie de cinq ans	100
2	Travailleuse enceinte du secteur nucléaire qui a informé le titulaire de permis par écrit de sa grossesse	Reste de la grossesse, à partir de la date à laquelle le titulaire de permis a été informé par la travailleuse de sa grossesse	4
3	Toute personne qui n'est pas un travailleur du secteur nucléaire	Une année civile	1

La CIPR recommande que les limites de dose pour les travailleurs soient fixées de telle manière et à un niveau tel que la dose efficace totale reçue par une personne au cours de sa vie professionnelle complète ne dépasse pas environ 1 sievert (Sv) et qu'elle soit reçue de manière assez uniforme d'année en année. L'application du système de radioprotection devrait être telle que cette dose à vie (1 Sv sur une vie professionnelle complète) serait rarement approchée. Les limites de dose annuelles ont toujours été utilisées comme moyen de gérer l'exposition au fil du temps. Afin de permettre plus de souplesse, la CIPR a établi en 1990 une limite de dose efficace qui s'applique sur une période de 5 ans, tout en conservant une limite annuelle. L'objectif de la limite de dose pour la période de dosimétrie de cinq ans est d'optimiser l'exposition des travailleurs sur la durée de leur vie professionnelle complète. 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 sur 5 ans ainsi qu'une limite de dose annuelle.

Le titulaire de permis a l'obligation de s'assurer que les TSN, les personnes qui ne sont pas des TSN et les TSN enceintes (qui ont informé par écrit le titulaire de permis de leur grossesse) ne dépassent pas les limites de dose efficace applicables prévues au paragraphe 13(1) 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 au rayonnement ionisant 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). En outre, si un travailleur est un TSN, le titulaire de permis doit également tenir compte des renseignements disponibles sur les doses avant le début des travaux réalisés pour le titulaire de permis, afin de s'assurer que celui-ci gère la dose du travailleur pour la maintenir sous les limites de dose efficace. Les titulaires de permis devraient obtenir des renseignements sur la dose professionnelle reçue par les TSN qui effectuent des travaux dans d'autres installations (p. ex., le personnel des entrepreneurs) dans d'autres installations où ils peuvent avoir été exposés au rayonnement ionisant.

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. Une nouvelle période de dosimétrie de cinq ans a commencé le 1^{er} janvier 2021 et se terminera le 31 décembre 2025.

Une certaine souplesse est prévue par le paragraphe 13(2) du Règlement relativement aux situations dans lesquelles la fin d'une période de port de 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 peut se terminer dès le 17 décembre si une réduction de deux semaines est nécessaire, ou peut être prolongée jusqu'au 14 janvier de l'année civile suivante.

Des renseignements plus détaillés sur le concept de dose efficace, y compris la détermination des doses efficaces, figurent dans le REGDOC-2.7.2, tome I [1].

14. Limites de dose équivalente

Des limites de dose équivalente sont en place pour éviter les réactions des tissus (auparavant appelés 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 distinctes sont nécessaires pour contrôler l'exposition au rayonnement du cristallin, de la peau, des mains et des pieds afin de prévenir la réaction des tissus et le dysfonctionnement des organes. Les réactions des tissus 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.

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).

Conformément au paragraphe 14(1) du Règlement, le titulaire de permis veille à ce que la dose équivalente qui est reçue par un organe ou un tissu mentionné à la colonne 1 du tableau ci-dessous et engagée à son égard, d'une personne visée à la colonne 2 durant la période prévue à la colonne 3 ne dépasse pas la dose équivalente figurant à la colonne 4 :

Tableau 2 : Limites de dose équivalente

Point	Colonne 1 Organe ou tissu	Colonne 2 Personne	Colonne 3 Période	Colonne 4 Dose équivalente (mSv)
1	Cristallin	(a) Travailleur du secteur nucléaire	Période de dosimétrie d'un an	50
		(b) Toute autre personne	Une année civile	15
2	Peau	(a) Travailleur du secteur nucléaire	Période de dosimétrie d'un an	500
		(b) Toute autre personne	Une année civile	50
3	Mains et pieds	(a) Travailleur du secteur nucléaire	Période de dosimétrie d'un an	500

Point	Colonne 1	Colonne 2	Colonne 3	Colonne 4
	Organe ou tissu	Personne	Période	Dose équivalente (mSv)
		(b) Toute autre personne	Une année civile	50

Le titulaire de permis a l'obligation de veiller à ce que les TSN et toute autre personne ne dépassent pas les limites de dose équivalente applicables prévues au paragraphe 14(1) du Règlement. Lorsqu'on détermine la dose accumulée par une personne aux fins de comparaison avec les limites de dose équivalente, le titulaire de permis doit également tenir compte des doses précédemment assignées associées à l'exposition au rayonnement ionisant due à des activités non réglementées par la LSRN et ses règlements (comme il est décrit à la section 12). En outre, si le travailleur est un TSN, le titulaire de permis doit également tenir compte des renseignements disponibles sur les doses avant le début des travaux réalisés pour lui, afin de s'assurer qu'il gère la dose du travailleur pour la maintenir sous les 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 au rayonnement ionisant.

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 plus condensée 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.

Comme les limites de dose équivalente sont fixées afin de prévenir les réactions des tissus, il est important de noter que la limite de dose équivalente pour les mains et les pieds s'applique à chaque main et à chaque pied. Par conséquent, lors de l'évaluation de la dose à la main gauche et à la main droite, ou au pied gauche et au pied droit, ces extrémités sont traitées comme des entités séparées, avec des limites de dose équivalente distinctes.

Dans le cas d'une exposition professionnelle du cristallin, la CIPR recommande une limite de dose équivalente dans les situations prévues de 20 mSv par année, moyenne établie sur des périodes définies de 5 ans, sans jamais dépasser 50 mSv par année. La recommandation est basée sur un seuil de dose absorbée pour l'opacification du cristallin induite par le rayonnement, seuil établi à 0,5 Gy. La limite de dose équivalente de la CCSN pour les TSN est de 50 mSv sur une période de dosimétrie d'un an. Afin de gérer les doses au cristallin des TSN, les titulaires de permis doivent mettre en œuvre des mesures visant à maintenir les doses cumulatives au niveau ALARA, en fixant des seuils d'intervention et des seuils administratifs (comme il est décrit à la section 6), et ils doivent envisager l'utilisation de contraintes de dose et d'autres outils ALARA, comme il est décrit à la section 4.1.5.

Le paragraphe 14(2) du Règlement offre une certaine souplesse pour les situations dans lesquelles la fin d'une période de port de dosimètre 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 peut se terminer dès le 17 décembre si une réduction de 2 semaines au maximum est nécessaire, ou peut être prolongée jusqu'au 14 janvier de l'année civile suivante si une prolongation est nécessaire.

Le paragraphe 14(3) du Règlement précise également que lorsque la peau est irradiée de façon non uniforme, la dose équivalente reçue est la dose équivalente moyenne reçue par 1 cm² de peau ayant reçu la dose équivalente la plus élevée.

Le REGDOC-2.7.2, tome I [1], fournit de plus amples renseignements sur le concept de dose équivalente, y compris la détermination de la dose reçue par le cristallin, la peau, les mains et les pieds.

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. Les limites de doses énoncées à l'article 15 du RRP s'appliquent lorsqu'une situation inhabituelle ne peut être maîtrisée dans le respect des limites de doses prescrites dans les articles 13 et 14 du RRP.

Le REGDOC-2.10.1, *Préparation et intervention relatives aux urgences nucléaires* [26] 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 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 décrit plus en détail les responsabilités du titulaire de permis pour ce qui est de fournir des renseignements aux TSN concernant leurs responsabilités pendant une urgence, y compris les risques associés au rayonnement auquel ils pourraient être exposés dans une situation d'urgence. De l'orientation additionnelle concernant la prestation d'une formation en radioprotection pour toutes les autres personnes, notamment le personnel d'intervention d'urgence, figure à l'annexe A.7.

La gestion de l'exposition des personnes 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 intervenants 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* [27].

S'il est jugé nécessaire de déclarer une situation d'urgence qui nécessite 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 d'une situation d'urgence sont considérées comme étant distinctes des doses reçues pendant les situations normales d'exposition planifiée, conformément au paragraphe 15(1) du Règlement.

Selon le paragraphe 15(2) du Règlement, 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 par la peau ne dépasse pas 500 mSv pour la durée de son intervention, à moins qu'elle ne prenne une mesure d'urgence visée à la colonne 1 du tableau du 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'une personne doit prendre pour retirer une autre personne blessée ou inconsciente 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.

Le paragraphe 15(4) stipule que si, à la demande du titulaire de permis, la personne prend des mesures visées à plus d'un article du tableau du paragraphe 15(3) du Règlement, le titulaire de permis veille à ce que la dose efficace que cette dernière reçoit ne dépasse pas 500 mSv et que la dose équivalente qu'elle reçoit à la peau ne dépasse pas 5 000 mSv.

De plus, le paragraphe 15(5) du Règlement exige que le titulaire de permis limite la dose efficace et la dose équivalente reçue par toutes les personnes participant à la maîtrise d'une situation d'urgence ou engagée à son égard en appliquant le principe ALARA, compte tenu des facteurs sociaux et économiques. La planification de telles mesures devrait être faite dans le cadre de la préparation et de l'intervention relatives aux urgences, comme il est décrit dans le REGDOC-2.10.1, *Préparation et intervention relatives aux urgences nucléaires* [26].

Le paragraphe 15(6) du Règlement stipule que les titulaires de permis doivent aviser la personne qui a reçu une dose de rayonnement, ainsi que la Commission, dès que possible, dans le cas où le titulaire de permis se rend compte que l'une des limites de dose prescrites à l'article 15 du Règlement peut avoir été dépassée. Ce processus de notification 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 liée au rayonnement.

Conformément au paragraphe 15(7) du Règlement, les titulaires de permis ne doivent pas demander à une femme enceinte de participer à la maîtrise directe d'une situation d'urgence. Cette restriction s'étend à toutes les femmes enceintes qui ont informé par écrit le titulaire de permis qu'elles sont enceintes et qui pourraient devoir participer à la maîtrise d'une situation d'urgence, y compris le personnel d'intervention d'urgence et les autres travailleuses (dont celles qui sont employées par le titulaire de permis) qui fournissent une assistance pendant une situation d'urgence. Comme il est décrit à la section 7 et à la section A.7, les renseignements sur les risques qui doivent être communiqués aux TSN et au personnel d'intervention d'urgence

devraient comprendre les risques associés à l'exposition des embryons et des fœtus au rayonnement, et l'importance pour les femmes d'aviser par écrit le titulaire de permis si elles sont enceintes. La CCSN reconnaît qu'une travailleuse enceinte pourrait jouer un rôle actif dans les activités d'intervention en cas d'urgence, mais qu'elle ne doit pas être assujettie aux limites de dose prescrites à l'article 15 du Règlement en raison des risques pour l'embryon ou le fœtus en développement. Il est possible qu'une travailleuse enceinte contribue à une intervention d'urgence, mais seulement à partir d'un endroit stable et sûr sur le plan radiologique, où elle demeurerait assujettie aux limites de dose prescrites aux articles 13 et 14 du Règlement.

Une femme qui allaite un nourrisson n'est pas exemptée de participer à la maîtrise d'une situation d'urgence. Toutefois, si le titulaire de permis a été informé qu'une femme allaite un nourrisson, des mesures devraient être prises pour assurer la protection du nourrisson allaité. S'il existe des risques radiologiques internes pour la TSN dans le contexte des activités d'intervention d'urgence, le titulaire de permis devrait prendre des mesures pour limiter son incorporation de substances nucléaires. Les mesures peuvent comprendre l'attribution de tâches qui ne présentent pas de risque d'exposition interne. Lorsque cela n'est pas possible, le titulaire de permis devrait fournir un équipement de protection pour limiter l'incorporation de substances nucléaires par la femme. Il peut s'avérer nécessaire de cesser l'allaitement pendant un certain temps si les mesures de protection ne sont pas efficaces pour limiter l'exposition potentielle du nourrisson allaité.

Les limites de dose prescrites par les paragraphes 15(2) et (3) et les articles 13 et 14 du Règlement peuvent être dépassées par une personne agissant volontairement pour sauver ou protéger la vie humaine, conformément au paragraphe 15(8) du Règlement.

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 une personne 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 les titulaires de permis doivent prendre lorsqu'ils apprennent qu'une limite de dose applicable, comme il est prescrit par l'article 13 ou 14 du Règlement, a été dépassée.

Une personne qui peut avoir été exposée à une dose dépassant une limite de dose pour un TSN ne doit pas effectuer de travail comportant une exposition possible au rayonnement qui ajouterait à la dose, pour :

- 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. Des renseignements supplémentaires sur l'autorisation de retour au travail d'une personne figurent à la section 17.

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, sauf selon les modalités et dans les circonstances prescrites. Lorsqu'une limite de dose est dépassée, il peut s'agir d'un accident ou d'une pratique défectueuse 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 défectueuse 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 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 reconstitution 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 REGDOC-2.7.2, tome I [1], 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 REGDOC-2.7.2, tome I [1], 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 pourraient 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 devraient faire l'objet d'une enquête et des mesures correctives devraient être proposées pour remédier à ces causes, p. ex., un emplacement inapproprié pour l'entreposage 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 retourner 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 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 de dose officiel, qui a été déposé auprès du FDN, doit être modifié, l'autorisation de retour au travail d'une personne comprendra une demande de changement de dose qui devra être 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 REGDOC-2.7.2, tome I [1].

18. Demande de permis d'exploitation d'un service de dosimétrie

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 doivent 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.

Tous les détails sur les critères de délivrance d'un permis d'exploitation d'un service de dosimétrie se trouvent dans le REGDOC-2.7.2, tome II [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. On trouvera plus de renseignements sur ce sujet dans le REGDOC-2.7.2, tome II [2].

20. Étiquetage des récipients et des appareils

L'article 20 du Règlement décrit les exigences relatives à l'étiquetage des récipients (ou conteneurs) et des appareils contenant des substances nucléaires afin d'alerter les personnes de la présence d'une substance nucléaire et du danger radiologique existant ou potentiel. L'étiquetage

est important parce qu'il avertit les personnes du contenu du récipient ou de l'appareil, et donc du risque associé de rayonnement.

Le titulaire de permis devrait déterminer, dans son programme de radioprotection, de quelle façon toutes les exigences de l'article 20 du RRP sont mises en œuvre. Cela comprend les situations où les exigences en matière d'étiquetage ne s'appliquent pas, conformément au paragraphe 20(2), et les dispositions relatives à la gestion des récipients utilisés pour recevoir temporairement des substances nucléaires, conformément au paragraphe (3).

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 et la mention de mise en garde contre les rayonnements devraient être directement adjacents l'un à l'autre. Le symbole de mise en garde contre les rayonnements, tel qu'il figure à l'annexe 3 du Règlement, doit être affiché de la manière décrite plus en détail à la section 22. Les renseignements suivants figurant sur l'étiquette satisfont aux exigences du Règlement. Toute autre approche devrait être discutée avec la CCSN :

- Le nom de la substance nucléaire devrait être indiqué en notation nucléaire standard (p. ex., carbone 14, C-14 ou ^{14}C). S'il y a plus d'une substance nucléaire présente, chaque substance nucléaire devrait être identifiée, ou la ou les substances nucléaires principales devraient être identifiées. D'autre part, le groupe principal de substances nucléaires devrait être identifié lorsqu'il est composé de constituants désignés, p. ex., des produits mixtes de fission et d'activation, des transuraniens, de l'uranium naturel, de l'uranium appauvri ou de l'uranium enrichi.
- La quantité devrait 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 concentration de masse [ppm]).
- La date de mesure est la date à laquelle la mesure de la quantité a été effectuée.
- La forme est la forme chimique ou physique de la substance nucléaire (solide, liquide ou 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. Les situations où les exigences en matière d'étiquetage ne s'appliquent pas devraient faire l'objet de discussions avec la CCSN :

- **Il s'agit d'un élément essentiel à l'exploitation de l'installation nucléaire où il se trouve :** Un exemple de composant essentiel serait une cuve, une trémie, un réservoir, une pompe ou une conduite qui contient une substance nucléaire dans le cadre de l'exploitation d'une installation nucléaire.
- **Il est utilisé pour recevoir des substances nucléaires aux fins d'utilisation courante ou immédiate et sous la surveillance directe et continue du titulaire de permis :** Cette exemption particulière permet ce type d'utilisation d'un récipient ou d'un appareil qui contient une substance nucléaire sans devoir l'étiqueter. Elle devrait s'appliquer dans des situations où un travailleur formé assure un contrôle continu du récipient ou de l'appareil.
- **La quantité de substances nucléaires 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.
- **Il est utilisé exclusivement pour le transport de substances nucléaires et est étiqueté conformément au Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires (2015) :** Si le contenant ou l'appareil sert exclusivement au transport de substances

nucléaires, il doit être étiqueté de la manière établie dans le [Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires \(2015\)](#)

- **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 non altéré :** Les appareils contenant uniquement des composés lumineux au radium, qui sont intacts et qui n'ont pas été endommagés sont exemptés des exigences relatives à l'étiquetage.

Le paragraphe 20(3) du Règlement s'applique aux récipients qui sont utilisés pour contenir temporairement des substances nucléaires. Par exemple, les contenants servant à la collecte des déchets et dont le contenu peut changer selon leur utilisation. Un autre exemple serait un contenant recueillant des articles contaminés qui ont été retirés du service et qui doivent être réutilisés ou décontaminés. De tels récipients devraient seulement porter une étiquette avec le symbole de mise en garde contre les rayonnements (trèfle) et la mention « RAYONNEMENT – DANGER – RADIATION » pour alerter les travailleurs des risques radiologiques potentiels du contenu. Toutes les exigences d'étiquetage – y compris le nom, la quantité, la date de la mesure et la forme des substances nucléaires contenues dans le récipient – s'appliqueraient intégralement dès que le récipient ne serait plus utilisé pour contenir temporairement les substances nucléaires. Dans ce contexte, le terme « temporairement » fait référence à la durée d'utilisation du récipient servant à contenir des substances nucléaires, par rapport aux activités liées à l'utilisation du récipient. Ces récipients peuvent être utilisés à d'autres fins que leur utilisation actuelle ou immédiate et ne sont pas toujours sous l'observation directe et continue du titulaire de permis. Il est entendu que lorsque le récipient utilisé pour contenir temporairement des substances nucléaires est plein ou n'est plus nécessaire, son contenu est caractérisé de manière à ce que toutes les exigences du paragraphe 20(1) du Règlement puissent être respectées.

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) et la mention « RAYONNEMENT – DANGER – RADIATION », s'il se trouve des substances nucléaires 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 $\mu\text{Sv/h}$.

La mention « RAYONNEMENT – DANGER – RADIATION » doit être complète et figurer 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 [28], 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 transit⁴, mais est utilisé pour l'entreposage 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 stipule que le symbole de mise en garde contre les rayonnements, présenté à l'annexe 3 du Règlement, doit être affiché. Les 3 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 convenant à celle du récipient, de l'appareil, de la zone, de la pièce ou de l'enceinte où il est placé, dans les proportions indiquées à l'annexe 3, et placé de sorte que l'une des pales soit orientée 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., affiches placées dans des endroits à proximité d'installations de rayons X).

24. Documents à tenir par le titulaire de permis

Selon l'article 24 du Règlement, chaque titulaire de permis doit conserver certains dossiers afin de répondre aux exigences réglementaires. Ces dossiers comprennent le nom et la catégorie d'emploi de chaque TSN (recueillis conformément au paragraphe 8(2) et à l'article 10 du

⁴ Comme il est défini dans le *Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires (2015)*, le mot « transit » désigne le processus de transport via le Canada après l'importation et avant l'exportation, lorsque le point de chargement initial et la destination sont à l'étranger.

Règlement), et les documents sur les doses reçues par les personnes qui exercent des fonctions en rapport avec une activité autorisée par la LSRN ou qui sont présentes dans un lieu où cette activité est exercée.

Les titulaires de permis doivent s'assurer que les documents sont exacts et tenus à jour. Les dossiers de doses doivent être conservés pendant une période de 5 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 25 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, mis à l'essai et étalonnés en fonction de leur utilisation prévue. Les processus de sélection, d'essai et d'étalonnage de tous les instruments et équipements doivent être documentés dans le cadre des programmes de radioprotection des titulaires de permis de la CCSN, le cas échéant.

Les mesures du rayonnement sont essentielles pour évaluer, vérifier ou démontrer la crédibilité et l'efficacité d'un programme de radioprotection. Aux fins de l'article 25 du Règlement, une mesure du rayonnement consiste en une mesure de la dose, du débit de dose ou de l'activité pour des raisons liées à l'évaluation ou au contrôle de l'exposition des personnes au rayonnement ou aux substances nucléaires, et comprend l'interprétation des résultats. L'échantillonnage peut être une étape préliminaire à la mesure du rayonnement. Les mesures du rayonnement peuvent porter sur les niveaux de rayonnement, les concentrations d'activité dans l'air, les concentrations de contaminants, les quantités de substances nucléaires ou les doses individuelles (généralement une mesure d'une dose équivalente en quantité, employée comme valeur de substitution pour une quantité de dose qui ne peut être mesurée directement). Les résultats de ces mesures de rayonnement peuvent être utilisés pour évaluer les dangers radiologiques ou les doses résultantes ou pouvant résulter d'une exposition.

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 même, les DLD (tant les appareils actifs [électroniques] que passifs) et les équipements de surveillance et d'échantillonnage de l'air peuvent être utilisés aux fins de mesure du rayonnement pour mesurer, estimer ou contrôler l'exposition au rayonnement.

25.1 Choix des instruments et équipements utilisés pour les mesures du rayonnement

Le Règlement exige que les instruments et les équipements utilisés pour les mesures du rayonnement soient sélectionnés de manière appropriée afin de garantir que le rayonnement puisse être mesuré. Les quantités et les types d'instruments et d'équipements utilisés pour les mesures du rayonnement 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 défectueux ou hors tolérance devraient être identifiés et correctement étiquetés, et des mesures correctives devraient être prises en temps opportun.

Les conditions d'utilisation sont également un facteur à considérer dans le choix des instruments et des équipements. Si les mesures du rayonnement doivent être effectuées dans des conditions environnementales extrêmes (p. ex., des températures extrêmement froides ou chaudes, une humidité élevée ou des zones comportant des vibrations), on devrait consulter le manuel du fabricant pour confirmer que l'instrument ou l'équipement fonctionnera dans de telles conditions (dans la plage des conditions de fonctionnement normales/optimales). Certains radiamètres et DLD électroniques peuvent également réagir de manière excessive ou insuffisante dans un champ de rayonnement élevé. Les titulaires de permis devraient consulter des experts pour obtenir des conseils sur le choix des instruments et des équipements.

L'annexe C.13 fournit des conseils supplémentaires sur le choix et les fonctionnalités des instruments et équipements utilisés pour la surveillance de la contamination. Ces instruments et équipements doivent être adaptés aux types, niveaux et énergies du rayonnement et des substances nucléaires rencontrés. Un instrument ou un équipement approprié pour la surveillance de la contamination devrait être disponible partout où des substances nucléaires non scellées, comme des liquides et des poudres, sont utilisées. Il faudrait toutefois veiller à ce que l'instrument n'entre pas en contact avec des surfaces potentiellement contaminées.

25.2 Essai des instruments et équipements utilisés pour les mesures du rayonnement

Le Règlement stipule que les instruments et les équipements utilisés pour mesurer le rayonnement doivent être testés afin de garantir aux personnes qu'ils fonctionnent correctement. Les essais visent à vérifier le rendement de la prise des mesures et à effectuer d'autres vérifications opérationnelles pour confirmer que l'instrument fonctionne correctement.

Tous les instruments et équipements doivent être régulièrement testés, ce qui peut comporter des inspections physiques, un contrôle des piles et des batteries, un contrôle de la tension élevée, des tests d'alarme (auditifs et visuels), un contrôle de la réponse à la source de rayonnement et une mesure du rayonnement de fond. Les instruments et équipements qui ne fonctionnent pas selon les paramètres d'essai, ou qui présentent des mesures anormales du rayonnement de fond ou des sources de rayonnement, ne devraient pas être utilisés tant que leur bon fonctionnement ne puisse être vérifié. On devrait apposer sur ces instruments une étiquette indiquant qu'ils sont hors service et qu'ils ne devraient pas être utilisés tant que leur bon fonctionnement n'a pas été vérifié.

25.3 Étalonnage des instruments et des équipements utilisés pour les mesures du rayonnement

Le Règlement exige que les instruments et les équipements utilisés pour mesurer le rayonnement soient étalonnés afin de garantir aux utilisateurs que les lectures obtenues sont représentatives des

conditions réelles. Un étalonnage est un processus mené dans des conditions précises et qui établit la relation entre les valeurs indiquées par l'instrument de mesure et les valeurs jugées vraies par convention de la quantité ou de la variable mesurée ou comparée. Les activités d'étalonnage des instruments et des équipements utilisés pour les mesures du rayonnement comprennent :

- pour les radiamètres et DLD : ajustements des mesures observées dans un champ de rayonnement connu à $\pm 20\%$ du débit de dose jugé vrai par convention
- pour les instruments et équipements de surveillance de la contamination : détermination de l'efficacité du détecteur et de la réponse par rapport à une source de rayonnement connue
- pour les rotamètres et débitmètres : détermination de la réponse et ajustements par rapport aux valeurs jugées vraies par convention associées aux appareils et qui sont traçables à un laboratoire de normalisation national ou international
- pour les instruments de surveillance de l'air : détermination de l'efficacité et de la réponse en utilisant des sources radioactives présentant le type de rayonnement et les énergies de la radioactivité en suspension dans l'air que l'on désire surveiller
- pour les équipements et instruments utilisés pour le dépistage thyroïdien : détermination de l'efficacité de l'appareil pour détecter l'iode radioactif d'intérêt

L'annexe C.8 présente un processus d'étalonnage (c.-à-d. la détermination de l'efficacité et de la réponse du détecteur) pour les instruments et équipements utilisés afin de démontrer le respect des limites de contrôle de la contamination indiquées dans un permis de la CCSN ou documentées dans un programme de radioprotection du titulaire de permis de la CCSN, selon ce qui s'applique.

L'annexe D donne un exemple de processus d'étalonnage pour les radiamètres et les DLD servant à prendre des mesures du rayonnement qui sont directement comparées à un critère ou à une limite réglementaire. Mentionnons, par exemple, les mesures de rayonnement pour confirmer l'exigence d'affichage stipulée à l'alinéa 21(1)b) du Règlement, ou lorsque les DLD sont utilisés comme appareils de dosimétrie primaire pour les travailleurs. Des exigences réglementaires supplémentaires concernant la disponibilité de radiamètres étalonnés sont décrites à l'article 20 du [Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement](#) et au paragraphe 18(1) du [Règlement sur les installations nucléaires et l'équipement réglementé de catégorie II](#). 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.

Le titulaire de permis devrait adopter une approche semblable lors de l'étalonnage de ses instruments et équipements de détection du rayonnement, conformément aux exemples de processus d'étalonnage présentés à l'annexe D.

Les instruments et équipements doivent être étalonnés avant la toute première utilisation, puis à intervalles réguliers (au minimum une fois par an), et après toute réparation qui aurait pu avoir un impact sur le rendement de l'instrument.

Un registre d'étalonnage doit être tenu, et les instruments et équipements étalonnés devraient être identifiés de façon claire et indélébile (p. ex., par des étiquettes).

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

A.1 Gestion

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 de toute autre loi et tout règlement pertinent 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 au rayonnement, 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 chargé de la radioprotection

Le personnel chargé de la 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 chargé de la 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 chargé de la 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 chargé de la radioprotection devrait également être formé quant aux méthodes et techniques de contrôle, d'utilisation, de manutention, d'entreposage 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 réglementé 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 au rayonnement de tous les travailleurs.

A.3 Travailleurs du secteur nucléaire

Les TSN sont définis dans la LSRN comme des personnes qui risquent vraisemblablement de recevoir une dose efficace supérieure à la limite 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 au rayonnement en milieu de travail, et la dose de rayonnement qu'ils pourraient recevoir est surveillée étroitement.

En 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 couverts 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 ou de l'équipement réglementé devront fort probablement suivre une formation plus approfondie que les ceux qui travaillent près d'une jauge nucléaire fixe.

Lorsque cela est possible et sécuritaire, la formation des TSN 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 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 au rayonnement 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 le rayonnement.

A.5 Employés de l'entrepreneur

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 les employés de l'entrepreneur reçoivent une formation appropriée à leurs fonctions ou prendre des dispositions pour qu'ils soient directement supervisés par des travailleurs ayant reçu une formation appropriée.

Certains entrepreneurs peuvent offrir des services pour lesquels ils doivent 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. 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 à la section A.5 du présent document.

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.

Pendant une d'urgence, il peut être nécessaire de faire intervenir du personnel spécialisé autre que les travailleurs du titulaire de permis, comme les pompiers, les policiers et le personnel médical. Dans certaines situations, le personnel d'intervention d'urgence provenant d'organisations extérieures peut ne pas avoir reçu de formation 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 d'intervention d'urgence 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 ses activités autorisées. Le personnel d'intervention d'urgence devrait être informé des dangers qu'il peut rencontrer et des risques connexes, y compris les risques associés à l'exposition des embryons et des fœtus au rayonnement, et de l'importance pour les femmes d'aviser par écrit le titulaire de permis si elles sont enceintes. En cas d'urgence, le personnel d'intervention d'urgence devrait, pendant qu'il exerce ses fonctions, être accompagné et étroitement supervisé par le personnel chargé de la radioprotection du titulaire de permis.

De plus amples renseignements sur les renseignements à fournir aux TSN concernant leurs tâches et leurs responsabilités en cas d'urgence sont présentés à la section 7.

Le REGDOC-2.10.1, *Préparation et intervention relatives aux urgences nucléaires* [26], présente de l'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 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 aspect 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

L'annexe C fournit une orientation concernant la surveillance de la contamination radioactive. On trouvera des renseignements supplémentaires sur le choix, l'essai et l'étalonnage des instruments et des équipements à la section 25.

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 non programmés comme 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. Ceux-ci 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 fait en sorte que des substances nucléaires ne sont pas emportées par inadvertance hors de ces zones 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.

On devrait surveiller la contamination du personnel afin de maintenir l'exposition au rayonnement 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

endroits susceptibles d'être contaminés. 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 faudrait également contrôler la contamination de surface de tout objet personnel amené dans 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.1.1 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 entreposées. 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 établies de contrôle de la contamination. 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, on devrait nettoyer la contamination dès qu'elle est détectée.

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 conditions directement liées aux limites de contrôle de la 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. On peut utiliser comme guide la norme N13.12-2013 de l'American National Standards Institute/Health Physics Society (ANSI/HPS), *Surface and Volume Radioactivity Standards for Clearance* [29], car elle comprend des critères de contamination de surface établis de manière prudente sur la base d'une dose annuelle de 10 μ Sv à la personne la plus exposée.

B.1.2 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 REGDOC-2.7.2, tome I [1]. 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., garder les vêtements jusqu'à la décroissance de la radioactivité 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 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 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.

Des renseignements supplémentaires sur le choix, les essais et l'étalonnage des instruments et des équipements figurent à la section 25.

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 en suspension dans l'air dans le programme de radioprotection, afin d'assurer une protection adéquate des travailleurs contre l'inhalation de ces contaminants. 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 comme 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 fixée ou non fixée.
- 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 devrait comprendre :

- du matériel placé dans un environnement et une position appropriés
- un programme de contrôle de la qualité
- un programme d'entretien préventif
- des quantités minimales détectables 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. On devrait consulter les principes directeurs figurant dans le document ANSI N42.17B-1989, *American National Standard Performance Specifications for Health Physics Instrumentation: Occupational Airborne Radioactivity Monitoring Instrumentation* [30].

Dans les zones où les niveaux de radioactivité 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) doivent être effectués à intervalles réguliers en fonction des conditions d'utilisation, ou au moins une fois par an. De l'orientation supplémentaire figure à la section 25. En outre, le document ANSI/IEEE N323c-2009 : *Radiation Protection Instrumentation Test and Calibration – Air Monitoring Instruments* [31] présente des principes directeurs à ce sujet.

Annexe C : Surveillance de la contamination radioactive

La présente annexe fournit une orientation générale sur la surveillance et le contrôle de la contamination radioactive. On y décrit également comment comparer les résultats de la surveillance aux limites de contrôle de la contamination spécifiées dans un permis de la CCSN ou documentées dans le programme de radioprotection d'un titulaire de permis de la CCSN, le cas échéant. L'annexe fournit également une orientation sur le choix des contaminamètres et sur un processus d'étalonnage des contaminamètres aux fins de l'article 25 du RRP.

Les titulaires de permis doivent s'assurer que les calculs appropriés sont utilisés et savoir également que les équations fournies peuvent ne pas s'appliquer dans toutes les situations. Les limites spécifiques de chaque équation ne sont pas incluses.

C.1 Méthode de mesure

La contamination radioactive 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 la contamination

La surveillance de la contamination, comme les contrôles hebdomadaires par frottis, vise à confirmer que la surveillance opérationnelle, qui a été mise en œuvre pour limiter la propagation de la contamination, est efficace. Elle devrait être réalisée dans des emplacements précis, selon un horaire et en fonction du risque de contamination. Un contrôle de suivi devrait être effectué chaque fois qu'une contamination est relevée dans le cadre de la surveillance courante ou relevée et signalée par d'autres moyens.

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 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 instruments et l'équipement, 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 revoir la liste des sites à une fréquence établie pour s'assurer qu'elle est à jour ou pour déterminer si de nouveaux sites devraient y être ajoutés, au besoin.

C.3 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 nucléaires 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.4 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, elle doit être scellée ou blindée 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 les rayonnements et la sécuriser jusqu'à ce que la radioactivité du radio-isotope décroisse.

C.5 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 la mesure de la contamination en Bq/cm² avant et après la décontamination, le cas échéant
- les résultats des essais opérationnels et des mesures du 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.6 Mesure directe de la contamination à l'aide d'un radiamètre portatif

Les lectures des 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 vérifier le respect des 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.7 Mesure indirecte de la contamination par frottis

On peut suivre les étapes suivantes pour mesurer indirectement la contamination non fixée par frottis.

Prélever un échantillon à chacun des endroits indiqués sur le plan du secteur de travail à l'aide d'un papier filtre, d'un matériau pour frottis ou d'un coton-tige. Le tampon peut être sec ou légèrement humecté avec de l'eau ou de l'alcool pour accroître l'efficacité du prélèvement. Toutefois, si un agent mouillant est utilisé, la contamination pourrait être absorbée dans le matériau du tampon et mener à une sous-estimation considérable de la contamination alpha et de la contamination bêta de faible énergie pour certaines méthodes de comptage. Par exemple, le comptage de particules alpha ne devrait pas être effectué au moyen d'un tampon mouillé.

Utiliser un tampon de frottis numéroté par emplacement. Si une contamination est découverte, la zone contaminée doit être identifiée et décontaminée.

La zone à contrôler (par frottis) devrait être telle qu'elle est définie dans le programme de surveillance des lieux de travail. En utilisant une pression uniforme et constante, frotter toute la zone.

Mesurer la contamination accumulée sur les tampons de frottis dans une zone à faible rayonnement de fond et noter tous les résultats.

Si les tampons de frottis sont mesurés à l'aide d'un détecteur de contamination, la taille du tampon de frottis doit être inférieure ou égale à celle de la zone sensible du détecteur. Il convient de noter que selon la forme du tampon 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.8 Efficacité du détecteur

Chaque instrument doit être étalonné pour que l'on détermine son efficacité de détection en utilisant des sources planaires uniformes et traçables avec une zone active de dimensions similaires à celles du détecteur, si possible. La substance nucléaire utilisée devrait émettre un rayonnement similaire à celui du contaminant potentiel. Les objectifs sont les suivants :

- 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

L'efficacité du détecteur dépend des paramètres 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 matière 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)⁵ :

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

- consulter 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

Même de faibles niveaux de contamination en surface peuvent donner lieu à un risque d'exposition interne. Les instruments portatifs de surveillance de la contamination ont des taux d'efficacité de

⁵ Si la superficie de la source dépasse celle du détecteur, on devrait alors appliquer un facteur de correction approprié pour tenir compte de l'activité réelle de la source standard telle qu'elle est vue par le détecteur.

détection allant de 0 à 40 % (au mieux) pour différentes substances nucléaires (à l'exclusion des contributions provenant des produits de filiation en équilibre séculaire)⁶. 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.

C.9 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. En utilisant l'efficacité de détection, on peut alors fournir une réponse pour convertir la lecture en concentration d'activité surfacique (en Bq/cm²). La linéarité de la réponse et les différences entre les plages peuvent également être étudiées.

Parmi les approches acceptables pour les mélanges de substances nucléaires, notons l'identification de l'isotope pour lequel le détecteur a la plus faible réponse à la limite de contamination applicable, ou l'utilisation d'une source qui contient le mélange de substances nucléaires à mesurer. 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 :

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

Où :

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 en 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 se baser sur 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 = surface essuyée par le frottis (ne dépasse habituellement pas 100 cm², exception faite des cas où s'applique le *Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires (2015)*,

⁶ 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 au fil du temps.

pour les superficies supérieures à 300 cm²) ou superficie ouverte du détecteur en cm² (pour une 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.10 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 calcule 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 l'annexe C.9 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). Pour la surveillance par balayage/palpation, T est égal à la largeur du détecteur (cm) divisée par la vitesse de balayage (cm/s). Le temps de réponse de l'appareil varie selon les appareils. C'est un paramètre qui peut être sélectionné par l'utilisateur sur certains appareils, soit par sélection logicielle de l'heure réelle, soit par commutateur « rapide/lent » réglé sur des temps prédéfinis spécifiés dans le manuel de l'utilisateur. D'autres instruments peuvent sélectionner automatiquement le délai de réponse d'après le taux de comptage. Des temps de réponse plus longs amélioreront l'AMD.

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.11 Calcul et présentation des résultats avec les incertitudes

Les titulaires de permis devraient être en mesure de calculer l'incertitude de 2σ associée (c.-à-d., niveau de confiance de 95 %) pour toute mesure effectuée et comparée à un critère de contamination établi dans un permis de la CCSN ou documenté dans un programme de radioprotection d'un titulaire de permis de la CCSN. L'obligation de signaler et/ou de documenter les incertitudes associées aux mesures de rayonnement dépendra des circonstances. Par exemple, dans un rapport de déclassement ou un rapport officiel de laboratoire, chaque mesure supérieure à l'AMD devrait être accompagnée de son incertitude. À l'inverse, il ne serait pas nécessaire d'inclure les valeurs d'incertitude dans un journal de bord tenu par un titulaire de permis pour indiquer, par exemple, les taux de comptage mesurés à la surface d'articles ou de vêtements avec un contaminamètre à la limite d'une zone. Les titulaires de permis devraient néanmoins s'assurer que tout seuil ou toute valeur de déclenchement en cpm (ou cps) utilisé pour garantir la conformité à un critère d'activité de surface est à la fois supérieur à l'AMD de l'instrument, et correspond à une valeur d'activité suffisamment inférieure au critère réglementaire auquel il est comparé pour tenir compte des incertitudes typiques, compte tenu des conditions de comptage. L'incertitude de 2σ se calcule comme suit pour les mesures rapportées en Bq/cm² :

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

L'annexe C.9 donne la signification des termes N, NB, E, A et F, et l'annexe C.10 donne l'explication de T, que l'on présume avoir la même valeur pour le rayonnement de fond et l'échantillon.

C.12 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 établi dans un permis de la CCSN ou documenté dans un programme de radioprotection d'un titulaire de permis de la CCSN 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 2 exemples de la façon dont on établit la sensibilité adéquate des instruments pour une substance nucléaire donnée :

- 1) Par souci de prudence, l'AMD a été fixée à 0,5 fois le critère ou la limite de contamination applicable :

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

- 2) Supposons 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 :

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

Ce qui équivaut à :

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

L'annexe C.9 donne la signification des termes NB, E, A et F, et l'annexe C.10 donne l'explication de T, que l'on présume avoir la même valeur pour le rayonnement de fond et l'échantillon.

C.13 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, 3 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.13.1 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, qui 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, comme 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.13.2 Densité du détecteur

Tous les radiamètres détectent les interactions entre le rayonnement et une matière à l'intérieur de l'appareil. Il existe 2 grandes catégories de radiamètres : les détecteurs remplis de gaz et les scintillateurs solides ou liquides. Les détecteurs remplis de gaz, comme 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, comme 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, notamment le Tc-99m, tandis que les détecteurs plus épais augmentent la sensibilité aux émetteurs de rayons gamma de haute énergie, par exemple le Cs-137 ou le Co-60.

C.13.3 Sortie du détecteur

Chaque fois que le détecteur interagit avec le 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, comme 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 de rayonnement de même type). De tels détecteurs sont utiles lorsqu'il peut être nécessaire de différencier parmi de nombreux isotopes différents.

Le tableau C.1 présente de l'orientation concernant les applications recommandées de divers contaminamètres portatifs et non portatifs.

Tableau C.1 : Applications recommandées des contaminamètres

Contaminamètres portatifs¹	Applications recommandées²
Détecteur 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 de basse énergie (< 200 keV)
Détecteur à scintillation, à cristal épais d'iodure de sodium	Émetteurs gamma de haute énergie (> 200 keV)
Détecteur à scintillation organique/plastique	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 à couche épaisse de sulfure de zinc avec discrimination exclusive	Émetteurs alpha, bêta et gamma
Contaminamètres non portatifs (compteurs de contamination sur frottis)	Applications recommandées²
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 puits avec cristal d'iodure de sodium	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 rayonnement 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.
Détecteur à couche planaire de silicium passivé	Échantillons de frottis pour rayonnement alpha et bêta

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 comme 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 contaminamètre, il est important de tenir compte des types de rayonnement qui seront mesurés. Par exemple, les isotopes utilisés en tomographie par émission de positrons se désintègrent en émettant un positron (bêta+) qui à son tour produit 2 rayons gamma de haute énergie (511 keV). Quand on utilise ces isotopes, ce sont les rayons gamma qu'il faut surtout vérifier, 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*](#) [28] de la CCSN.

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

Cette annexe donne un exemple de processus d'étalonnage pour les radiamètres et les dosimètres à lecture directe (DLD) servant à prendre des mesures du rayonnement qui sont directement comparées à un critère ou à une limite réglementaire. Le titulaire de permis devrait adopter une approche de l'étalonnage des radiamètres et des DLD semblable à l'exemple de processus d'étalonnage présenté dans l'annexe.

Aucun élément de la présente annexe ne peut être interprété de manière à signifier que la CCSN délivre des autorisations, des certificats ou des permis autorisant des personnes à étalonner des radiamètres et des DLD. Il incombe au titulaire de permis de s'assurer que toute personne effectuant l'étalonnage de radiamètres ou de DLD en son nom peut le faire conformément aux exigences réglementaires de la CCSN. Cela devrait être fait à l'aide du système de gestion des processus de validation et de vérification des entrepreneurs travaillant pour le titulaire de permis.

D.1 Documentation de la procédure d'étalonnage

Pour s'assurer que l'étalonnage de radiamètres ou de DLD 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 ou le DLD est suffisante pour pouvoir l'utiliser, pour effectuer les vérifications préalables à l'étalonnage et pour étalonner le radiamètre ou le DLD

D.2 Vérification pré-étalonnage des radiamètres

La vérification pré-étalonnage d'un 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 Conditions physiques et environnementales pour les gabarits et les radiamètres et les dosimètres à lecture directe

Pour que l'étalonnage soit précis, le gabarit de l'étalonneur de faisceau et le radiamètre ou le DLD sont configurés comme suit :

1. Pour réduire au minimum la diffusion du rayonnement, le gabarit est placé à au moins 0,5 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 m⁷ :
 - a. dans un endroit exempt de toute interférence provenant de sources de rayonnement ionisant 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. Le radiamètre ou le DLD 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 bête 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 DLD utilisé comme dosimètre principal d'un travailleur, est placé sur un fantôme de torse (30 cm x 30 cm x 15 cm), ou sur un substitut de fantôme de torse, 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 ou du DLD, 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 ou du DLD.

D.4 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 est connue et se situe 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 est connue avec une incertitude ne dépassant pas ± 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 est traçable jusqu'à un étalon national ou international, et l'activité de la source d'étalonnage est 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. Les doses de rayonnement vraies par convention peuvent être établies à l'aide des facteurs de conversion de débit de dose suivants à partir d'une activité de source connue.

⁷ Excluant les appareils d'étalonnage autobloqués, qui ont été caractérisés à l'aide de radiamètres appropriés étalonnés avec un appareil d'étalonnage libre dans l'air.

Tableau 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 (H _p 10) 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 CIPR (valeurs interpolées linéairement au besoin), présentés dans la publication 116 de la CIPR, *Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures* [32]. 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](#) [33]. 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* [34].

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 est nécessaire 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 en gray par heure (Gy/h) selon la conversion suivante : 1 R = 0,00876 Gy. Les taux de kerma de l'air sont ensuite convertis en quantités opérationnelles H*10 aux fins d'étalonnage des débitmètres gamma et H_p10 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, H_p 10 : 1,215 Sv/Gy

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

D.5 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 pendant laquelle 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 $\pm 20\%$ 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 Étalonnage des dosimètres à lecture directe

La méthode d'étalonnage recommandée par le fabricant pour le DLD est suivie, le cas échéant.

Pour chaque mesure de dose effectuée à l'aide d'un 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 $\pm 20\%$ 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 Relevé d'étalonnage

Après l'étalonnage, la personne qui effectue l'opération doit remplir un relevé d'étalonnage et remplir et apposer sur le radiamètre ou le DLD une étiquette durable indiquant la date de cet étalonnage ou la date du prochain étalonnage requis. La personne qui effectue l'étalonnage remet à l'utilisateur le relevé d'étalonnage original en même temps que le radiamètre ou DLD.

Si un radiamètre ou un DLD ne répond pas aux critères d'étalonnage, la personne qui effectue l'étalonnage en avise 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 ou un DLD avant de le retourner à l'utilisateur. Après toute réparation qui va au-delà des instructions du fabricant pour l'entretien normal, un radiamètre ou un DLD doit être réétalonné.

Le relevé d'étalonnage de chaque radiamètre ou DLD comprend les renseignements suivants, le cas échéant :

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

Le relevé d'étalonnage de chaque radiamètre ou DLD est conservé par le titulaire de permis, en vertu de la LSRN et ses règlements d'application, pour la période prescrite par le permis ou la réglementation, le cas échéant.

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

La CCSN pourrait inclure des références à des documents sur les pratiques exemplaires et les normes, comme celles publiées par le Groupe CSA. Avec la permission du Groupe CSA, qui en est l'éditeur, toutes les normes de la CSA associées au nucléaire peuvent être consultées gratuitement à partir de la page Web de la CCSN « [Comment obtenir un accès gratuit à l'ensemble des normes de la CSA associées au nucléaire](#) ».

1. Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN). [REGDOC-2.7.2, Dosimétrie, tome I : Détermination de la dose professionnelle](#), Ottawa, 2021.
2. CCSN. [REGDOC-2.7.2, Dosimétrie, tome II : Exigences techniques et relatives aux systèmes de gestion pour les services de dosimétrie](#), Ottawa, 2020.
3. CCSN. [REGDOC-2.9.1, Principes, évaluations environnementales et mesures de protection de l'environnement](#), Ottawa, 2020.
4. CCSN. [REGDOC-1.6.1, Guide de présentation d'une demande de permis : Substances nucléaires et appareils à rayonnement](#), Ottawa, 2017.
5. 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.
6. CCSN. [REGDOC-1.4.1, Guide de présentation d'une demande de permis : Installations nucléaires et équipement réglementé de catégorie II](#), Ottawa, 2021.
7. CCSN, [REGDOC-2.1.1, Système de gestion](#), Ottawa, 2019.
8. CCSN. [REGDOC-1.1.2, Guide de présentation d'une demande de permis : Permis de construction d'une centrale nucléaire](#), Ottawa, 2019.
9. CCSN. [REGDOC-1.1.3, Guide de présentation d'une demande de permis : Permis d'exploitation d'une centrale nucléaire](#), Ottawa, 2017.
10. CCSN. [REGDOC-2.1.2, Culture de sûreté](#), Ottawa, 2018.
11. CIPR. Publication 101b, *The Optimisation of Radiological Protection: Broadening the Process*, Annales de la CIPR, vol. 36, n^o 3, 2006.
12. 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](#), Vienne, 2003.
13. CIPR. Publication 55, *Optimization and Decision-Making in Radiological Protection*, Annales de la CIPR, Vol. 20, n^o 1, 1990.
14. CCSN. [REGDOC-2.2.3, Accréditation du personnel : Responsables de la radioprotection](#), Ottawa, 2014

15. CCSN. [REGDOC-2.2.3, Volume III : Accréditation des personnes qui travaillent dans des centrales nucléaires](#), Ottawa, 2019.
16. CCSN. [REGDOC-2.2.2, La formation du personnel](#), Ottawa, 2016.
17. CCSN. [REGDOC-2.5.2, Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires](#), Ottawa, 2014.
18. CCSN. [REGDOC-2.5.5, Conception des installations de gammagraphie industrielle](#), Ottawa, 2018.
19. CCSN. [GD-52 : Guide de conception des laboratoires de substances nucléaires et des salles de médecine nucléaire](#), Ottawa, 2010. Le GD-52 sera remplacé par le REGDOC-2.5.6, *Conception des salles où sont manipulées des substances nucléaires non scellées*. Voir [l'historique du REGDOC-2.5.6](#) pour plus d'information.
20. CCSN. [RD-367 : Conception des installations dotées de petits réacteurs](#), Ottawa, 2011. Le RD-367 sera inclus dans le REGDOC-2.5.2, *Conception d'installations dotées de réacteurs*. Voir [l'historique du REGDOC-2.5.2](#) pour plus d'information.
21. CCSN. [REGDOC-2.5.4, Conception des mines et des usines de concentration d'uranium : Systèmes de ventilation](#), Ottawa, 2018.
22. Groupe CSA. [CSA Z94.4-18, Choix, utilisation et entretien des appareils de protection respiratoire](#), Mississauga, 2018.
23. Groupe CSA. [CSA N288.8-F17, Établissement et mise en œuvre de seuils d'intervention pour les rejets dans l'environnement par les installations nucléaires](#), 2017.
24. 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.
25. Organisation mondiale de la santé, [Rayonnements ionisants, effets sur la santé et mesures de protection](#), Genève, 2016.
26. CCSN. [REGDOC-2.10.1, Préparation et intervention relatives aux urgences nucléaires](#), Ottawa, 2016.
27. Santé Canada. [Critères génériques et niveaux opérationnels d'intervention pour la planification et les interventions en cas d'urgences nucléaires](#).
28. CCSN. [Livret d'information sur les radionucléides](#), Ottawa, 2018.
29. American National Standards Institute / Health Physics Society. ANSI/HPS N13.12-2013, *Surface and Volume Radioactivity Standards for Clearance*, 2013.
30. American National Standards Institute. ANSI N42.17B-1989, *American National Standard Performance Specifications for Health Physics Instrumentation. Occupational Airborne Radioactivity Monitoring Instrumentation*, 1989.

31. American National Standards Institute / IEEE Standards Association. ANSI/IEEE N323c-2009, *Radiation Protection Instrumentation Test and Calibration – Air Monitoring Instruments*, Washington, 2009.
32. CIPR. Publication 116, *Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures*, Annales de la CIPR, vol. 40, n^{os} 2-5, 2010.
33. Agence pour l'énergie nucléaire. [*Joint Evaluated Fission and Fusion File \(JEFF\) 3.1 evaluated data library*](#).
34. 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 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.

Les documents d'application de la réglementation préparés par la CCSN sont classés en fonction des catégories et 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 | Séances de la Commission |
| | 3.5 | Processus et pratiques de la CCSN |
| | 3.6 | Glossaire 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.