



Guide de conception des laboratoires de substances nucléaires et des salles de médecine nucléaire

GD-52, révision 1

Mai 2014



Guide de conception des laboratoires de substances nucléaires et des salles de médecine nucléaire,

Guide d'application de la réglementation GD-52, révision 1

Publié par la Commission canadienne de sûreté nucléaire

© Ministre des Travaux publics et Services gouvernementaux Canada 2014

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

Numéro de catalogue CC172-59/2014F-PDF

ISBN 978-0-660-22156-4

This document is also available in English under the title *Design Guide for Nuclear Substance Laboratories and Nuclear Medicine Rooms*.

Disponibilité du présent document

On peut consulter le document sur le site web de la CCSN à www.suretenucleaire.gc.ca. Pour obtenir un exemplaire du document en anglais ou en français, veuillez communiquer avec :

Commission canadienne de sûreté nucléaire

C.P. 1046, Succursale B

280, rue Slater

Ottawa, Ontario CANADA K1P 5S9

Téléphone : 613-947-3981 ou 1-800-668-5284 (Canada seulement)

Télécopieur : 613-995-5086

Courriel : info@cnsccsn.gc.ca

Historique de publication :

Mai 2014 Édition 2.0

ISBN 978-0-660-22156-4

Mai 2010 Édition 1.0

ISBN 978-1-100-94608-5

Novembre 2008 Ébauche, publié pour consultation externe

Préface

Ce guide d'application de la réglementation fournit des directives touchant l'approche recommandée pour respecter les exigences liées à la description de l'emplacement et à la conception des salles en vertu des alinéas 3(1)*d*) et 3(1)*l*) du *Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement* et pour faire des analyses de la conception du blindage, comme élément du maintien des doses au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA), conformément à l'alinéa 4*a*) du *Règlement sur la radioprotection*.

Ce guide d'application de la réglementation fournit des recommandations portant sur la conception de salles de médecine nucléaire ou de laboratoires de substances nucléaires où des substances nucléaires non scellées doivent être employées et une approche pour présenter la conception proposée à la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN).

Il contient des directives sur les travaux de finition et sur les accessoires, la plomberie, l'entreposage, la sécurité, la ventilation, le blindage et l'estimation des doses pour les laboratoires de substances nucléaires de niveau élémentaire, intermédiaire, supérieur et de confinement et les salles de médecine nucléaire.

Les grands principes et les grands éléments utilisés pour élaborer ce guide respectent les normes nationales et internationales. La liste complète se trouve dans la section *Documents connexes*, dont voici des exemples : *Manuel de biosécurité en laboratoire* de l'Organisation mondiale de la santé (OMS) et de la norme CSA Z316.5-04—*Fume Hoods and Associated Exhaust Systems* en provenance de l'Association canadienne de normalisation (CSA).

Aucun élément contenu dans ce document ne doit être interprété par le titulaire de permis comme une autorisation de déroger aux exigences pertinentes. Le titulaire de permis a la responsabilité d'identifier la législation, les conditions de permis, les lignes directrices ou les normes applicables et d'y adhérer.

Table des matières

1.0	Introduction.....	1
1.1	Objet.....	1
1.2	Portée	1
1.3	Dispositions législatives applicables.....	1
2.0	Mécanisme de délivrance des permis pour les laboratoires de substances nucléaires et les salles de médecine nucléaire.....	2
3.0	Utilisation du formulaire d'évaluation de la conception (FEC)	3
3.1	Renseignements supplémentaires pour la Partie A du formulaire d'évaluation de la conception.....	3
3.1.1	Classification des salles	3
3.2	Renseignements supplémentaires pour la Partie F du formulaire d'évaluation de la conception.....	5
3.2.1	Estimation des doses pour la conception de salles de médecine nucléaire.....	6
3.2.1.1	Estimation des doses pour la médecine nucléaire diagnostique conventionnelle—Méthode en cinq étapes	6
3.2.1.2	Estimation des doses pour les demandes de tomographie par émission de positrons (TEP).....	9
3.2.1.3	Estimation des doses reçues par les patients hospitalisés traités à l'iode 131	9
3.2.2	Estimation des doses pour les laboratoires de niveau supérieur et de confinement ...	9
3.2.3	Estimation des doses pour les laboratoires de substance nucléaires en médecine nucléaire vétérinaire.....	10
	Annexe A Facteurs de conversion de la dose (FCD) et limites annuelles d'incorporation (LAI) pour des substances nucléaires communes	11
	Annexe B Calcul pour l'estimation des doses.....	15
B.1	Exemple de calcul pour l'estimation des doses pour les salles de médecine nucléaire	15
B.2	Conclusion	26
	Annexe C Formulaire d'évaluation de la conception	27
A	Renseignements généraux.....	29
B	Finition et accessoires (pour les aires d'utilisation et de stockage).....	30
C	Plomberie	31
D	Sécurité	31
E	Ventilation.....	32
F	Blindage/contrôle de la dose.....	34
G	Divers.....	34
	Glossaire.....	35
	Références.....	37
	Renseignements Additionnels	39

GD-52 Guide de conception des laboratoires de substances nucléaires et des salles de médecine nucléaire

1.0 Introduction

1.1 Objet

Ce guide d'application de la réglementation fournit des directives touchant l'approche recommandée pour respecter les exigences concernant la description de l'emplacement et la conception des salles en vertu des alinéas 3(1)d) et 3(1)l) du *Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement* et pour faire des analyses de conception du blindage, comme élément du maintien des doses au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA), conformément à l'alinéa 4a) du *Règlement sur la radioprotection*.

1.2 Portée

Ce guide d'application de la réglementation formule des recommandations portant sur la conception des salles de médecine nucléaire ou des laboratoires de substances nucléaires où des substances nucléaires non scellées doivent être utilisées. Ce guide contient également une approche pour présenter la conception proposée à la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN).

Il contient des directives sur les travaux de finition et sur les accessoires, la plomberie, l'entreposage, la sécurité, la ventilation, le blindage et l'estimation des doses pour les laboratoires de substances nucléaires de niveau élémentaire, intermédiaire, supérieur et de confinement et les salles de médecine nucléaire.

1.3 Dispositions législatives applicables

Les dispositions de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN) et des règlements connexes à la LSRN qui s'appliquent à ce document de réglementation sont les suivantes :

1. Le paragraphe 24(4) de la LSRN indique ce qui suit : « La Commission ne délivre, ne renouvelle, ne modifie ou ne remplace une licence ou un permis que si elle est d'avis que l'auteur de la demande, à la fois : a) est compétent pour exercer les activités visées par la licence ou le permis ; b) prendra, dans le cadre de ces activités, les mesures voulues pour préserver la santé et la sécurité des personnes, pour protéger l'environnement, pour maintenir la sécurité nationale et pour respecter les obligations internationales que le Canada a assumées ».
2. L'article 3 du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* établit une liste des renseignements que la demande de permis doit comprendre.
3. L'alinéa 12(1)c) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* indique ce qui suit : « Le titulaire de permis : prend toutes les précautions raisonnables pour protéger l'environnement, préserver la santé et la sécurité des personnes et maintenir la sécurité ».

4. L'alinéa 3(1)d) du *Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement* indique ce qui suit : « La demande de permis visant des substances nucléaires ou un appareil à rayonnement, autre qu'un permis d'entretien d'un appareil à rayonnement, comprend l'emplacement proposé pour l'activité que visera le permis, de même qu'une description du lieu ».
5. L'alinéa 3(1)l) du *Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement* indique ce qui suit : « La demande de permis visant une substance nucléaires ou un appareil à rayonnement, autre qu'un permis d'entretien d'un appareil à rayonnement, comprend, lorsque le demande vise une substance nucléaire qui est une source non scellée et doit être utilisée à l'intérieur d'une pièce, la conception proposée pour la pièce ».
6. Le sous-alinéa 4a)(iii) du *Règlement sur la radioprotection* indique ce qui suit : « Le titulaire de permis met en œuvre un programme de radioprotection et, dans le cadre de ce programme, maintient le degré d'exposition aux produits de filiation du radon ainsi que la dose efficace et la dose équivalente qui sont reçues par la personne, et engagées à son égard, au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre, compte tenu de facteurs économiques et sociaux, par le contrôle de l'exposition du personnel et du public au rayonnement ».

2.0 Mécanisme de délivrance des permis pour les laboratoires de substances nucléaires et les salles de médecine nucléaire

Dans le cadre du processus d'obtention d'un permis de substances nucléaires non scellées, les demandeurs doivent présenter une demande de permis remplie en conformité avec l'article 3 du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, l'article 3 du *Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement*, et l'article 4 du *Règlement sur la radioprotection*. Dans le cadre de la demande de permis, les demandeurs doivent présenter la conception proposée de la pièce où les substances nucléaires non scellées seront utilisées.

Le formulaire d'évaluation de la conception (FEC) figurant à l'annexe C de ce document aide les demandeurs de permis à présenter la conception proposée de leur salle de médecine nucléaire ou de leur laboratoire de substances nucléaires. Pour chaque nouvelle construction ou pour les rénovations importantes, un FEC doit être rempli (comme la démolition de murs, les changements apportés au blindage existant ou l'installation de nouvelles hottes; pour obtenir de plus amples d'information, contactez un spécialiste des permis de la CCSN) et joint à la nouvelle demande ou à une demande de modification. Une bonne conception de laboratoire facilite l'exécution des politiques et des procédures de sécurité.

Le FEC rempli doit être présenté à la CCSN dès que possible au cours de la phase de conception pour faciliter le traitement de la demande de permis ou la modification du permis existant. Si plusieurs pièces doivent être construites ou rénovées et si leur conception et leurs fonctions sont similaires, il suffit de remplir un seul FEC. Lorsqu'il faut rénover ou construire plus d'un laboratoire ou plus d'une salle de manipulation de

sources non scellées, et que la désignation ou l'utilisation de chacun ou chacune est différente, un FEC distinct doit être présenté pour chaque laboratoire ou salle. Le personnel de la CCSN peut demander des renseignements supplémentaires lorsque l'évaluation initiale de la conception ou des rénovations est terminée.

3.0 Utilisation du formulaire d'évaluation de la conception (FEC)

Le FEC contient sept (7) parties :

- A Renseignements généraux
- B Finition et accessoires
- C Plomberie
- D Sécurité
- E Ventilation
- F Blindage/Contrôle de la dose
- G Divers

Les directives présentées sur le FEC sont considérées comme de bonnes caractéristiques de conception qui contribuent à optimiser la radioprotection et à maintenir les doses au niveau le plus bas que l'on peut raisonnablement atteindre (ALARA). Les plans pour la conception, la construction ou la rénovation de tous les laboratoires de substances nucléaires et des salles de médecine nucléaire doivent englober les directives s'appliquant au travail qui doit être exécuté.

Toutes les dérogations proposées aux directives doivent être accompagnées de renseignements additionnels afin de démontrer, à la satisfaction du personnel de la CCSN, que les directives ne sont pas applicables en raison de la nature des activités proposées ou que d'autres mesures seront mises en application pour fournir un degré équivalent de sûreté.

3.1 Renseignements supplémentaires pour la Partie A du formulaire d'évaluation de la conception

3.1.1 Classification des salles

La Partie A du FEC demande des renseignements généraux, notamment la classification de la salle où les substances nucléaires seront utilisées. Les salles où des substances nucléaires non scellées sont utilisées dans les secteurs industriels et les secteurs de recherche médicale et académique sont classées par la CCSN comme des laboratoires de niveau élémentaire, intermédiaire, supérieur ou de confinement ou comme salles de médecine nucléaire, suivant la quantité de substances nucléaires manipulées dans la salle et la nature du travail accompli.

Tous les lieux, toutes les pièces et toutes les enceintes où plus d'une quantité d'exemption¹ d'une substance nucléaire non scellée est utilisée à un moment donné sont classés par la CCSN conformément au Tableau A ci-dessous. Si le lieu, la pièce ou l'enceinte n'est utilisé que pour stocker des substances nucléaires non scellées ou exclusivement pour utiliser ou stocker des substances nucléaires scellées ou des appareils à rayonnement, la classification du Tableau A ne s'applique pas.

Conformément aux conditions de permis, les départements et les cliniques de médecine nucléaire doivent désigner comme salle de « médecine nucléaire » toutes les salles qui seront utilisées pour préparer les substances nucléaires à administrer à une personne ou pour administrer une substance nucléaire à une personne.

Par rapport aux départements ou cliniques de médecine nucléaire vétérinaire, la CCSN classe la pièce ou l'enceinte comme élémentaire, intermédiaire, supérieur, ou confinement conformément au Tableau A ci-dessous :

1. toutes les pièces et toutes les enceintes où on loge des animaux traités à l'aide de plus d'une quantité d'exemption d'une substance nucléaire et;
2. toutes les pièces et toutes les enceintes où plus d'une quantité d'exemption d'une substance nucléaire non scellée est utilisée à un moment donné.

¹ Pour obtenir une définition des quantités d'exemption, consultez l'article 1 du *Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement*. Pour avoir une liste des quantités d'exemption, consulter l'annexe 1, colonne 3 du règlement.

Table A: Classification des salles

Classification des salles	Description
Laboratoire de niveau élémentaire	La quantité de substances nucléaires non scellées utilisée en même temps ne dépasse pas 5 fois sa limite annuelle d'incorporation (LAI) correspondante.
Laboratoire de niveau intermédiaire	La quantité de substances nucléaires non scellées utilisée en même temps ne dépasse pas 50 fois sa LAI correspondante.
Laboratoire de niveau supérieur	La quantité de substances nucléaires non scellées utilisée en même temps ne dépasse pas 500 fois sa LAI correspondante.
Laboratoire de niveau de confinement	La quantité de substances nucléaires non scellées utilisée en même temps dépasse 500 fois sa LAI correspondante.
Médecine nucléaire ²	Les substances nucléaires sont préparées pour ou administrées à une personne.

Veillez noter que la valeur LAI appropriée est celle qui représente le mieux les risques associés à la substance nucléaire. Si on ne peut déterminer si le plus grand risque est associé à l'inhalation ou à l'ingestion de la substance, la valeur la plus restrictive doit être utilisée. Pour consulter une liste des limites annuelles d'incorporation (LAI), consultez l'annexe A.

En ce qui concerne les demandes de permis initiales, toute l'information pertinente doit être soumise. Le FEC est fourni afin de faciliter le processus de soumission des renseignements pertinents. Une fois le permis délivré, les laboratoires futurs de niveau élémentaires n'ont pas besoin de soumettre les renseignements demandés dans le FEC. Pour toutes les autres classifications de salle, les futures salles additionnelles ou les rénovations nécessitent la soumission de tous les renseignements pertinents, et il est recommandé d'inclure un FEC complet.

3.2 Renseignements supplémentaires pour la Partie F du formulaire d'évaluation de la conception

Conformément au sous-alinéa 4a)(iii) du *Règlement sur la radioprotection*, le concept de l'optimisation de la radioprotection (c'est-à-dire, ALARA) doit être gardé à l'esprit lors de la conception d'installations où des substances nucléaires seront utilisées. En médecine nucléaire, cela est particulièrement important parce que la source, lorsqu'elle est administrée à une personne, ne reste pas à un endroit particulier. Au moment de la

² Dans le cadre du présent guide, l'expression « salle de médecine nucléaire » renvoie strictement à une salle servant à la préparation de substances nucléaires ou à leur administration, à des fins médicales, à des personnes par injection, inhalation ou ingestion dans le but de poser un diagnostic ou de traiter des maladies et à des fins de recherche sur les êtres humains (cela exclut l'utilisation de rayons X pour le diagnostic médical ou l'utilisation à des fins médicales de substances nucléaires scellées pour les traitements de curiethérapie ou de téléthérapie).

planification et de la conception, l'impact des décisions de la conception sur les doses que les personnes pourraient recevoir (sans tenir compte du patient) devrait être un facteur prédominant.

Les évaluations des demandes concernant les salles de médecine nucléaire, les laboratoires de niveau supérieur ou de niveau de confinement ou les pièces ou les enceintes associées avec la médecine nucléaire vétérinaire doivent comprendre une analyse de l'estimation des doses pour les personnes (excluant le patient) dans les secteurs où les substances nucléaires non scellées seront utilisées. Le but de cette section est de fournir des directives sur la façon de déterminer et de démontrer que les estimations de la dose de rayonnement sont acceptables avant de mener toute activité autorisée.

Le document de la CCSN G-129, rév. 1 : *Maintenir les expositions et les doses au « Niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA) »*, offre des conseils sur la façon de maintenir les doses plus bas niveau qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre.

3.2.1 Estimation des doses pour la conception de salles de médecine nucléaire

L'estimation des doses ne donne qu'une représentation raisonnable des expositions potentielles si les paramètres sont d'abord analysés avec soin pour s'assurer qu'ils caractérisent correctement la conception et l'utilisation de l'installation. Le demandeur ou le titulaire de permis doit tenir compte des paramètres ci-dessous lors du calcul des doses associées à ses activités prévues :

1. Aménagement et construction.
2. Emplacements où ces substances nucléaires seront utilisées et où ces activités se dérouleront.
3. Distances séparant les substances nucléaires ou le patient et les emplacements occupés par les autres personnes.
4. L'occupation des autres pièces du service de médecine nucléaire et les emplacements environnants par les personnes autres que le patient (si l'installation occupe plus d'un étage, pensez aux pièces au-dessus et au-dessous).
5. Les substances nucléaires qui seront utilisées et les activités (Bq) qui seront utilisées dans le cadre des procédures de médecine nucléaire exécutés.
6. Le nombre maximum de patients à traiter par acte médical par année.

3.2.1.1 Estimation des doses pour la médecine nucléaire diagnostique conventionnelle—Méthode en cinq étapes

Les cinq étapes ci-dessous de calcul de l'estimation des doses ne constituent qu'une méthode suggérée; elles n'empêchent pas le demandeur d'utiliser d'autres approches. Chacune de ces cinq étapes est décrite plus en détail à l'Annexe B en utilisant un exemple pour illustrer la méthode globale.

Étape 1) Obtenir les dessins d'architecture ou faire des schémas précis, à l'échelle avec des dimensions de l'installation et de ses alentours.

Les dessins doivent montrer les emplacements où des quantités importantes de substances nucléaires se trouveront et les emplacements occupés par des personnes, autres que le patient, qui pourraient être exposées à un rayonnement à la suite de procédures de médecine nucléaire.

Étape 2) Déterminer les principaux emplacements où des substances nucléaires seront utilisées et le nombre de procédures ainsi que le type d'activité par procédure, et ce, pour chacun de ces emplacements.

Les principaux emplacements comprennent les pièces où des substances nucléaires seront administrées au patient et les principaux emplacements qui seront occupés par les patients après administration, comme les salles d'injection, les aires d'attentes désignées, les salles de caméra gamma et les salles où se trouvent les tapis roulants. Pour chaque emplacement et pour chaque type de procédure exécutée :

1. Déterminer les substances nucléaires et l'activité typique (MBq) qui seront utilisées pour chaque procédure.
2. Estimer le nombre approximatif de procédures qui seront exécutées chaque année.

Étape 3) Identifier le but, le type d'occupation et le facteur d'occupation des aires situées à l'intérieur, ou à proximité immédiate, du service de médecine nucléaire qui seront occupées pendant que les substances nucléaires sont utilisées.

Pour chacun des secteurs où des personnes (autres que le patient) pourraient recevoir une dose de rayonnement à la suite des activités de médecine nucléaire, déterminez ce qui suit :

1. L'utilisation du secteur (comme le bureau de réception, la salle d'attente, la salle de caméra gamma, la salle de toilette, etc.).
2. Les personnes qui se trouvent normalement dans le secteur, notamment :
 - a) Les travailleurs du secteur nucléaire, comme les technologues de médecine nucléaire ;
 - b) Le personnel autre que les travailleurs du secteur nucléaire et qui sont exposés en raison de leur occupation ; et
 - c) Le personnel autre que les travailleurs du secteur nucléaire qui sont membres du grand public et qui sont exposés pour des raisons autres que leur occupation, comme les personnes qui accompagnent les patients.
3. Le facteur d'occupation (T) pour chaque emplacement et le groupe exposé (c'est-à-dire la fraction du temps total pendant lequel un champ de rayonnement est présent dans un endroit particulier, et pendant lequel une personne peut se trouver à cet endroit). Pour obtenir de plus amples renseignements, consultez le National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRPM), rapport 151 : *Structural Shielding Design and Evaluation for Megavoltage X- and Gamma-Ray Radiotherapy Facilities*.

Lors de l'évaluation du facteur T, l'un des points importants consiste à déterminer si oui ou non une personne peut se trouver à l'emplacement présentant de l'intérêt *pendant qu'il y a un champ de rayonnement à cet endroit.*

Étape 4) Estimation des débits de dose de rayonnement produits à chaque emplacement qui peut être occupé.

Deux méthodes sont fondamentalement utilisées pour évaluer les débits de dose de rayonnement auxquels une personne (autre que le patient) sera exposée à la suite des actes typiques de médecine nucléaire.

La première méthode consiste à prendre directement des mesures du débit de dose dans les secteurs environnants à l'aide de radiamètres suffisamment sensibles et bien étalonnés ou d'une autre méthode équivalente. Le type, le modèle, la gamme d'énergie et la réponse d'énergie de l'appareil de mesure du débit de dose qui sera utilisé doivent être fournis. Cette méthode est en général commode lorsque vient le temps d'évaluer un service existant ou lorsque vient le temps de faire une analyse comparée pour la conception d'une nouvelle pièce ou d'un service dont l'aménagement et la conception sont très voisins d'un emplacement existant. C'est particulièrement utile lorsqu'un demandeur veut analyser l'impact des changements proposés, comme l'augmentation d'une charge de travail ou d'apporter des changements à l'aménagement d'une installation.

La deuxième méthode est une approche mathématique qui repose, par exemple, sur les propriétés physiques connues des substances nucléaires utilisées, les distances par rapport à chaque aire occupée, les propriétés de blindage et l'épaisseur des matériaux de construction. Cette méthode est en général utile lors de la conception d'une nouvelle pièce ou d'un nouveau service. Cette technique est décrite en détail dans l'exemple présenté à l'Annexe B de ce guide.

Étape 5) Extrapolation des débits de dose mesurés ou calculés à chaque emplacement en fonction des doses annuelles reçues par les personnes qui peuvent occuper chaque secteur en se basant sur la charge de travail prévue de l'installation et du facteur d'occupation.

Les patients occupent typiquement plusieurs emplacements différents au cours d'une procédure de médecine nucléaire, ce qui peut faire augmenter la dose reçue par une personne qui occupe un seul endroit (par exemple, la dose provenant des patients qui se trouvent dans la salle d'injection, dans les salles de caméra et les aires d'attente après l'injection peuvent contribuer à la dose reçue par la réceptionniste). Les personnes exposées peuvent occuper plusieurs secteurs différents au cours d'une journée donnée, ce qui peut contribuer de façon appréciable à la dose de rayonnement totale reçue. Les méthodes de calcul des doses annuelles en provenance des débits de dose mesurés ou calculés sont également décrites en détail à l'Annexe B de ce guide.

3.2.1.2 Estimation des doses pour les demandes de tomographie par émission de positrons (TEP)

L'approche de base pour la conception du blindage pour la tomographie par émission de positrons (TEP) est similaire à l'approche utilisée pour faire le diagnostic conventionnel de médecine nucléaire et décrite à la rubrique 3.2.1.1, *Estimation des doses pour la médecine nucléaire diagnostique conventionnelle—Méthode en cinq étapes*. La principale différence tient essentiellement dans les détails; par exemple, l'épaisseur du blindage requis, en raison de la production de l'énergie plus grande de 511 keV des gammas d'annihilation.

Dans ces cas, l'utilisation de plomb ne sera peut-être pas pratique en raison du poids du plomb et des facteurs touchant la charpente. Le béton, qu'il soit sous forme de dalles coulées ou de blocs de béton pleins, est en général une solution plus viable pour résoudre les problèmes de blindage de TEP. Le choix des matériaux de blindage est laissé au titulaire du permis.

Le périodique *Medical Physics* (33, 1; janvier 2006) fournit des renseignements techniques utiles et des directives sur le blindage et l'estimation des doses notamment en ce qui concerne la TEP [1].

3.2.1.3 Estimation des doses reçues par les patients hospitalisés traités à l'iode 131

Il n'y a que très peu de différence entre les estimations des doses de médecine nucléaire pour le diagnostic conventionnel et les estimations des doses relatives au traitement par médecine nucléaire des patients hospitalisés, comme le traitement du cancer de la glande thyroïde à l'iode 131. Mais le patient est typiquement isolé dans une pièce de traitement dédiée de l'un des services.

L'approche de base s'appliquant au calcul du blindage des pièces de thérapie des patients hospitalisés traités à l'iode 131 ressemble à celle s'appliquant au diagnostic conventionnel de médecine nucléaire décrit à la rubrique 3.2.1.1, *Estimation des doses pour la médecine nucléaire diagnostique conventionnelle—Méthode en cinq étapes*. La principale différence tient au fait que l'une des conditions du permis veut que la conception limite le débit de dose dans les aires occupées autour de la chambre du patient à 2,5 $\mu\text{Sv/h}$ ou que les autres patients ne reçoivent pas une dose dépassant 500 μSv par séjour à l'hôpital.

3.2.2 Estimation des doses pour les laboratoires de niveau supérieur et de confinement

Pour les laboratoires de niveau supérieur et de confinement, il faut également tenir compte des doses au moment de la planification. Dans ce cas, le blindage localisé est utilisé typiquement pour s'assurer que le débit de dose dans les environs est acceptable. Il faut tenir compte des principales sources de rayonnement et des matériaux de blindage et les débits des doses qui en découlent doivent être fournis (d'après les mesures ou les calculs). Il faut tenir compte du nombre d'occupants des aires adjacentes ou à proximité et déterminer les doses annuelles qui en découlent. Le but des contrôles en matière de procédures et de pratiques de travail doit être analysé et expliqué.

S'il faut avoir des estimations des doses, le personnel de la CCSN pourrait exiger des renseignements supplémentaires au moment de la présentation de la demande.

3.2.3 *Estimation des doses pour les laboratoires de substance nucléaires en médecine nucléaire vétérinaire*

Il n'y a que très peu de différence entre les estimations des doses de médecine nucléaire pour le diagnostic conventionnel et pour la médecine nucléaire vétérinaire. L'approche de base s'appliquant au calcul du blindage des laboratoires en médecine nucléaire vétérinaire est la même que celle s'appliquant au diagnostic conventionnel de médecine nucléaire décrit à la rubrique 3.2.1.1, *Estimation des doses pour la médecine nucléaire diagnostique conventionnelle—Méthode en cinq étapes*.

Annexe A

Facteurs de conversion de la dose (FCD) et limites annuelles d'incorporation (LAI) pour des substances nucléaires communes

Tableau A1 : Valeurs des FCD et des LAI pour des substances nucléaires communes
[Source : FCD tiré de CIPR-68[2] et NRPB-W22[3]; LAI tirée des FCD (LAI = 20 mSv/FCD)]

Nota : Les LAI affichées correspondent à une taille de particule (diamètre aérodynamique médian en activité, AMAD) de 5 µm. La solubilité choisie dans le *CIPR-68* est celle qui aboutit sur la LAI la plus basse pour chaque radionucléide normalisé et moyen d'absorption (inhalation ou ingestion).

Substances nucléaires	FCD (Sv/Bq) Inhalation	LAI (Bq) Inhalation	FCD (Sv/Bq) Ingestion	LAI (Bq) Ingestion
Actinium 227 (²²⁷ Ac)	6,3 x 10 ⁻⁰⁴	3,2 x 10 ⁰¹	1,1 x 10 ⁻⁰⁶	1,8 x 10 ⁰⁴
Aluminium 26 (²⁶ Al)	1,4 x 10 ⁻⁰⁸	1,4 x 10 ⁰⁶	3,5 x 10 ⁻⁰⁹	6,0 x 10 ⁰⁶
Américium 241 (²⁴¹ Am)	2,7 x 10 ⁻⁰⁵	7,4 x 10 ⁰²	2,0 x 10 ⁻⁰⁷	1,0 x 10 ⁰⁵
Antimoine 124 (¹²⁴ Sb)	4,7 x 10 ⁻⁰⁹	4,3 x 10 ⁰⁶	2,5 x 10 ⁻⁰⁹	8,0 x 10 ⁰⁶
Arsenic 74 (⁷⁴ As)	1,8 x 10 ⁻⁰⁹	1,1 x 10 ⁰⁷	1,3 x 10 ⁻⁰⁹	1,5 x 10 ⁰⁷
Baryum 133 (¹³³ Ba)	1,8 x 10 ⁻⁰⁹	1,1 x 10 ⁰⁷	1,0 x 10 ⁻⁰⁹	2,0 x 10 ⁰⁷
Baryum 140 (¹⁴⁰ Ba)	1,6 x 10 ⁻⁰⁹	1,3 x 10 ⁰⁷	2,5 x 10 ⁻⁰⁹	8,0 x 10 ⁰⁶
Béryllium 7 (⁷ Be)	4,6 x 10 ⁻¹¹	4,3 x 10 ⁰⁸	2,8 x 10 ⁻¹¹	7,1 x 10 ⁰⁸
Béryllium 10 (¹⁰ Be)	1,9 x 10 ⁻⁰⁹	1,1 x 10 ⁰⁶	1,1 x 10 ⁻⁰⁹	1,8 x 10 ⁰⁷
Bismuth 207 (²⁰⁷ Bi)	3,2 x 10 ⁻⁰⁹	6,3 x 10 ⁰⁶	1,3 x 10 ⁻⁰⁹	1,5 x 10 ⁰⁷
Bismuth 210 (²¹⁰ Bi)	6,0 x 10 ⁻⁰⁸	3,3 x 10 ⁰⁵	1,3 x 10 ⁻⁰⁹	1,5 x 10 ⁰⁷
Bromine 82 (⁸² Br)	8,8 x 10 ⁻¹⁰	2,3 x 10 ⁰⁷	5,4 x 10 ⁻¹⁰	3,7 x 10 ⁰⁷
Cadmium 109 (¹⁰⁹ Cd)	9,6 x 10 ⁻⁰⁹	2,1 x 10 ⁰⁶	2,0 x 10 ⁻⁰⁹	1,0 x 10 ⁰⁷
Calcium 45 (⁴⁵ Ca)	2,3 x 10 ⁻⁰⁹	8,7 x 10 ⁰⁶	7,6 x 10 ⁻¹⁰	2,6 x 10 ⁰⁷
Californium 252 (²⁵² Cf)	1,3 x 10 ⁻⁰⁵	1,5 x 10 ⁰³	9,0 x 10 ⁻⁰⁸	2,2 x 10 ⁰⁵
Carbone 11 (¹¹ C)	2,2 x 10 ⁻¹²	9,1 x 10 ⁰⁹	2,4 x 10 ⁻¹¹	8,3 x 10 ⁰⁸
Carbone 14 * (¹⁴ C)	2,0 x 10 ⁻¹¹	1,0 x 10 ⁰⁹	5,8 x 10 ⁻¹⁰	3,4 x 10 ⁰⁷
Cérium 141 (¹⁴¹ Ce)	3,1 x 10 ⁻⁰⁸	6,5 x 10 ⁰⁶	7,1 x 10 ⁻¹⁰	2,8 x 10 ⁰⁷
Cérium 144 (¹⁴⁴ Ce)	2,9 x 10 ⁻⁰⁸	6,9 x 10 ⁰⁵	5,2 x 10 ⁻⁰⁹	3,8 x 10 ⁰⁶
Césium 134 (¹³⁴ Cs)	9,6 x 10 ⁻⁰⁹	2,1 x 10 ⁰⁶	1,9 x 10 ⁻⁰⁸	1,1 x 10 ⁰⁶
Césium 137 (¹³⁷ Cs)	6,7 x 10 ⁻⁰⁹	3,0 x 10 ⁰⁶	1,3 x 10 ⁻⁰⁸	1,5 x 10 ⁰⁶
Chlore 36 (³⁶ Cl)	5,1 x 10 ⁻⁰⁹	3,9 x 10 ⁰⁶	9,3 x 10 ⁻¹⁰	2,2 x 10 ⁰⁷
Chrome 51 (⁵¹ Cr)	3,6 x 10 ⁻¹¹	5,6 x 10 ⁰⁸	3,8 x 10 ⁻¹¹	5,3 x 10 ⁰⁸
Cobalt 57 (⁵⁷ Co)	6,0 x 10 ⁻¹⁰	3,3 x 10 ⁰⁷	2,1 x 10 ⁻¹⁰	9,5 x 10 ⁰⁷
Cobalt 58 (⁵⁸ Co)	1,7 x 10 ⁻⁰⁹	1,2 x 10 ⁰⁷	7,4 x 10 ⁻¹⁰	2,7 x 10 ⁰⁷
Cobalt 60 (⁶⁰ Co)	1,7 x 10 ⁻⁰⁸	1,2 x 10 ⁰⁶	3,4 x 10 ⁻⁰⁹	5,9 x 10 ⁰⁶
Cuivre 64 (⁶⁴ Cu)	1,5 x 10 ⁻¹⁰	1,3 x 10 ⁰⁸	1,2 x 10 ⁻¹⁰	1,7 x 10 ⁰⁸
Cuivre 67 (⁶⁷ Cu)	5,8 x 10 ⁻¹⁰	3,4 x 10 ⁰⁷	3,4 x 10 ⁻¹⁰	5,9 x 10 ⁰⁷
Curium 244 (²⁴⁴ Cm)	1,7 x 10 ⁻⁰⁵	1,2 x 10 ⁰³	1,2 x 10 ⁻⁰⁷	1,7 x 10 ⁰⁵

Substances nucléaires	FCD (Sv/Bq) Inhalation	LAI (Bq) Inhalation	FCD (Sv/Bq) Ingestion	LAI (Bq) Ingestion
Fluor 18 (¹⁸ F)	9,3 x 10 ⁻¹¹	2,2 x 10 ⁰⁸	4,9 x 10 ⁻¹¹	4,1 x 10 ⁰⁸
Gadolinium 153 (¹⁵³ Gd)	2,5 x 10 ⁻⁰⁹	8,0 x 10 ⁰⁶	2,7 x 10 ⁻¹⁰	7,4 x 10 ⁰⁷
Gallium 67 (⁶⁷ Ga)	2,8 x 10 ⁻¹⁰	7,1 x 10 ⁰⁷	1,9 x 10 ⁻¹⁰	1,1 x 10 ⁰⁸
Gallium 68 (⁶⁸ Ga)	8,1 x 10 ⁻¹¹	2,5 x 10 ⁰⁸	1,0 x 10 ⁻¹⁰	2,0 x 10 ⁰⁸
Germanium 68 (⁶⁸ Ge)	7,9 x 10 ⁻⁰⁹	2,5 x 10 ⁰⁶	1,3 x 10 ⁻⁰⁹	1,5 x 10 ⁰⁷
Or 198 (¹⁹⁸ Au)	1,1 x 10 ⁻⁰⁹	1,8 x 10 ⁰⁷	1,0 x 10 ⁻⁰⁹	2,0 x 10 ⁰⁷
Hydrogène 3 (HT) (³ H)	2,0 x 10 ⁻¹⁵	1,0 x 10 ¹³	---	---
Hydrogène 3 (HTO) ** (³ H)	2,0 x 10 ⁻¹¹	1,0 x 10 ⁰⁹	2,0 x 10 ⁻¹¹	1,0 x 10 ⁰⁹
Hydrogène 3 (TLFO) † (³ H)	4,1 x 10 ⁻¹¹	4,9 x 10 ⁰⁸	4,2 x 10 ⁻¹¹	4,8 x 10 ⁰⁸
Indium 111 (¹¹¹ In)	3,1 x 10 ⁻¹⁰	6,5 x 10 ⁰⁷	2,9 x 10 ⁻¹⁰	6,9 x 10 ⁰⁷
Indium 113m (^{113m} In)	3,2 x 10 ⁻¹¹	6,3 x 10 ⁰⁸	2,8 x 10 ⁻¹¹	7,1 x 10 ⁰⁸
Indium 114m (^{114m} In)	1,1 x 10 ⁻⁰⁸	1,8 x 10 ⁰⁶	4,1 x 10 ⁻⁰⁹	4,9 x 10 ⁰⁶
Iode 123 (¹²³ I)	2,1 x 10 ⁻¹⁰	9,5 x 10 ⁰⁷	2,1 x 10 ⁻¹⁰	9,5 x 10 ⁰⁷
Iode 124 (¹²⁴ I)	1,2 x 10 ⁻⁰⁸	1,7 x 10 ⁰⁶	1,3 x 10 ⁻⁰⁸	1,5 x 10 ⁰⁶
Iode 125 (¹²⁵ I)	1,4 x 10 ⁻⁰⁸	1,4 x 10 ⁰⁶	1,5 x 10 ⁻⁰⁸	1,3 x 10 ⁰⁶
Iode 129 (¹²⁹ I)	9,6 x 10 ⁻⁰⁸	2,1 x 10 ⁰⁵	1,1 x 10 ⁻⁰⁷	1,8 x 10 ⁰⁵
Iode 131 (¹³¹ I)	2,0 x 10 ⁻⁰⁸	1,0 x 10 ⁰⁶	2,2 x 10 ⁻⁰⁸	9,1 x 10 ⁰⁵
Iode 132 (¹³² I)	3,1 x 10 ⁻¹⁰	6,5 x 10 ⁰⁷	2,9 x 10 ⁻¹⁰	6,9 x 10 ⁰⁷
Iridium 192 (¹⁹² Ir)	4,9 x 10 ⁻⁰⁹	4,1 x 10 ⁰⁶	1,4 x 10 ⁻⁰⁹	1,4 x 10 ⁰⁷
Fer 55 (⁵⁵ Fe)	9,2 x 10 ⁻¹⁰	2,2 x 10 ⁰⁷	3,3 x 10 ⁻¹⁰	6,1 x 10 ⁰⁷
Fer 59 (⁵⁹ Fe)	3,2 x 10 ⁻⁰⁹	6,3 x 10 ⁰⁶	1,8 x 10 ⁻⁰⁹	1,1 x 10 ⁰⁷
Krypton 85 (gaz) Bq/m ³ ‡ (⁸⁵ Kr)	2,2 x 10 ⁻¹¹	9,1 x 10 ⁰⁸	---	---
Lanthane 140 (¹⁴⁰ La)	1,5 x 10 ⁻⁰⁹	1,3 x 10 ⁰⁷	2,0 x 10 ⁻⁰⁹	1,0 x 10 ⁰⁷
Plomb 210 (²¹⁰ Pb)	1,1 x 10 ⁻⁰⁶	1,8 x 10 ⁰⁴	6,8 x 10 ⁻⁰⁷	2,9 x 10 ⁰⁴
Magnésium 28 (²⁸ Mg)	1,7 x 10 ⁻⁰⁹	1,2 x 10 ⁰⁷	2,2 x 10 ⁻⁰⁹	9,0 x 10 ⁰⁶
Manganèse 54 (⁵⁴ Mn)	1,2 x 10 ⁻⁰⁹	1,7 x 10 ⁰⁷	7,1 x 10 ⁻¹⁰	2,8 x 10 ⁰⁷
Manganèse 56 (⁵⁶ Mn)	2,0 x 10 ⁻¹⁰	1,0 x 10 ⁰⁸	2,5 x 10 ⁻¹⁰	8,0 x 10 ⁰⁷
Mercure 194 (organique) (¹⁹⁴ Hg)	1,9 x 10 ⁻⁰⁸	1,1 x 10 ⁰⁶	5,1 x 10 ⁻⁰⁸	3,9 x 10 ⁰⁵
Mercure 197 (organique) (¹⁹⁷ Hg)	8,5 x 10 ⁻¹¹	2,4 x 10 ⁰⁸	1,7 x 10 ⁻¹⁰	1,2 x 10 ⁰⁸
Mercure 197 (inorganique) (¹⁹⁷ Hg)	2,8 x 10 ⁻¹⁰	7,1 x 10 ⁰⁷	2,3 x 10 ⁻¹⁰	8,7 x 10 ⁰⁷
Mercure 203 (organique) (²⁰³ Hg)	7,5 x 10 ⁻¹⁰	2,7 x 10 ⁰⁷	1,9 x 10 ⁻⁰⁹	1,1 x 10 ⁰⁷
Mercure 203 (inorganique) (²⁰³ Hg)	1,9 x 10 ⁻⁰⁹	1,1 x 10 ⁰⁷	5,4 x 10 ⁻¹⁰	3,7 x 10 ⁰⁷
Molybdène 99 (⁹⁹ Mo)	1,1 x 10 ⁻⁰⁹	1,8 x 10 ⁰⁷	1,2 x 10 ⁻⁰⁹	1,7 x 10 ⁰⁷
Nickel 63 (⁶³ Ni)	5,2 x 10 ⁻¹⁰	3,8 x 10 ⁰⁷	1,5 x 10 ⁻¹⁰	1,3 x 10 ⁰⁸
Niobium 95 (⁹⁵ Nb)	1,3 x 10 ⁻⁰⁹	1,5 x 10 ⁰⁷	5,8 x 10 ⁻¹⁰	3,4 x 10 ⁰⁷
Phosphore 32 (³² P)	2,9 x 10 ⁻⁰⁹	6,9 x 10 ⁰⁶	2,4 x 10 ⁻⁰⁹	8,3 x 10 ⁰⁶
Phosphore 33 (³³ P)	1,3 x 10 ⁻⁰⁹	1,5 x 10 ⁰⁷	2,4 x 10 ⁻¹⁰	8,3 x 10 ⁰⁷
Plutonium 239 (²³⁹ Pu)	3,2 x 10 ⁻⁰⁵	6,3 x 10 ⁰²	2,5 x 10 ⁻⁰⁷	8,0 x 10 ⁰⁴
Plutonium 240 (²⁴⁰ Pu)	3,2 x 10 ⁻⁰⁵	6,3 x 10 ⁰²	2,5 x 10 ⁻⁰⁷	8,0 x 10 ⁰⁴
Polonium 209 (²⁰⁹ Po)	2,3 x 10 ⁻⁰⁶	8,8 x 10 ⁰³	3,0 x 10 ⁻⁰⁷	6,6 x 10 ⁰⁴

Substances nucléaires	FCD (Sv/Bq) Inhalation	LAI (Bq) Inhalation	FCD (Sv/Bq) Ingestion	LAI (Bq) Ingestion
Polonium 210 (^{210}Po)	$2,2 \times 10^{-06}$	$9,1 \times 10^{03}$	$2,4 \times 10^{-07}$	$8,3 \times 10^{04}$
Potassium 42 (^{42}K)	$2,0 \times 10^{-10}$	$1,0 \times 10^{08}$	$4,3 \times 10^{-10}$	$4,7 \times 10^{07}$
Prométhium 147 (^{147}Pm)	$3,5 \times 10^{-09}$	$5,7 \times 10^{06}$	$2,6 \times 10^{-10}$	$7,7 \times 10^{07}$
Protactinium 233 (^{233}Pa)	$3,2 \times 10^{-09}$	$6,3 \times 10^{06}$	$8,7 \times 10^{-10}$	$2,3 \times 10^{07}$
Radium 223 (^{223}Ra)	$5,7 \times 10^{-06}$	$3,5 \times 10^{03}$	$1,0 \times 10^{-07}$	$2,0 \times 10^{05}$
Radium 226 (^{226}Ra)	$2,2 \times 10^{-06}$	$9,1 \times 10^{03}$	$2,8 \times 10^{-07}$	$7,1 \times 10^{04}$
Rhénium 186 (^{186}Re)	$1,2 \times 10^{-09}$	$1,7 \times 10^{07}$	$1,5 \times 10^{-09}$	$1,3 \times 10^{07}$
Rhénium 188 (^{188}Re)	$7,4 \times 10^{-10}$	$2,7 \times 10^{07}$	$1,4 \times 10^{-09}$	$1,4 \times 10^{07}$
Rubidium 86 (^{86}Rb)	$1,3 \times 10^{-09}$	$1,5 \times 10^{07}$	$2,8 \times 10^{-09}$	$7,1 \times 10^{06}$
Ruthénium 103 (^{103}Ru)	$2,2 \times 10^{-09}$	$9,1 \times 10^{06}$	$7,3 \times 10^{-10}$	$2,7 \times 10^{07}$
Scandium 46 (^{46}Sc)	$4,8 \times 10^{-09}$	$4,2 \times 10^{06}$	$1,5 \times 10^{-09}$	$1,3 \times 10^{07}$
Sélénium 75 (^{75}Se)	$1,7 \times 10^{-09}$	$1,2 \times 10^{07}$	$2,6 \times 10^{-09}$	$7,7 \times 10^{06}$
Argent 110m ($^{110\text{m}}\text{Ag}$)	$7,3 \times 10^{-09}$	$2,7 \times 10^{06}$	$2,8 \times 10^{-09}$	$7,1 \times 10^{06}$
Silicone 31 (^{31}Si)	$1,1 \times 10^{-10}$	$1,8 \times 10^{08}$	$1,6 \times 10^{-10}$	$1,3 \times 10^{08}$
Silicone 32 (^{32}Si)	$5,5 \times 10^{-08}$	$3,6 \times 10^{05}$	$5,6 \times 10^{-10}$	$3,5 \times 10^{07}$
Sodium 22 (^{22}Na)	$2,0 \times 10^{-09}$	$1,0 \times 10^{07}$	$3,2 \times 10^{-09}$	$6,3 \times 10^{06}$
Sodium 24 (^{24}Na)	$5,3 \times 10^{-10}$	$3,8 \times 10^{07}$	$4,3 \times 10^{-10}$	$4,7 \times 10^{07}$
Strontium 85 (^{85}Sr)	$6,4 \times 10^{-10}$	$3,1 \times 10^{07}$	$5,6 \times 10^{-10}$	$3,6 \times 10^{07}$
Strontium 89 (^{89}Sr)	$5,6 \times 10^{-09}$	$3,6 \times 10^{06}$	$2,6 \times 10^{-09}$	$7,7 \times 10^{06}$
Strontium 90 (^{90}Sr)	$7,7 \times 10^{-08}$	$2,6 \times 10^{05}$	$2,8 \times 10^{-08}$	$7,1 \times 10^{05}$
Soufre 35 (inorganique) (^{35}S)	$1,1 \times 10^{-09}$	$1,8 \times 10^{07}$	$1,9 \times 10^{-10}$	$1,1 \times 10^{08}$
Soufre 35 (organique v) (^{35}S)	$1,2 \times 10^{-10}$	$1,7 \times 10^{08}$	$7,7 \times 10^{-10}$	$2,6 \times 10^{07}$
Technétium 99m ($^{99\text{m}}\text{Tc}$)	$2,9 \times 10^{-11}$	$6,9 \times 10^{08}$	$2,2 \times 10^{-11}$	$9,1 \times 10^{08}$
Technétium 99 (^{99}Tc)	$3,2 \times 10^{-09}$	$6,3 \times 10^{06}$	$7,8 \times 10^{-10}$	$2,6 \times 10^{07}$
Thallium 201 (^{201}Tl)	$7,6 \times 10^{-11}$	$2,6 \times 10^{08}$	$9,5 \times 10^{-11}$	$2,1 \times 10^{08}$
Thallium 204 (^{204}Tl)	$6,2 \times 10^{-10}$	$3,2 \times 10^{07}$	$1,3 \times 10^{-09}$	$1,5 \times 10^{07}$
Thorium 228 (^{228}Th)	$3,2 \times 10^{-05}$	$6,3 \times 10^{02}$	$6,9 \times 10^{-08}$	$2,9 \times 10^{05}$
Thorium 229 (^{229}Th)	$6,9 \times 10^{-05}$	$2,9 \times 10^{02}$	$4,8 \times 10^{-07}$	$4,2 \times 10^{04}$
Thorium 230 (^{230}Th)	$2,8 \times 10^{-05}$	$7,1 \times 10^{02}$	$2,1 \times 10^{-07}$	$9,5 \times 10^{04}$
Étain 113 (^{113}Sn)	$1,9 \times 10^{-09}$	$1,1 \times 10^{07}$	$7,3 \times 10^{-10}$	$2,7 \times 10^{07}$
Uranium (naturel) ††	$6,3 \times 10^{-06}$	$3,2 \times 10^{03}$	$9,5 \times 10^{-09}$	$2,1 \times 10^{06}$
Uranium (appauvri) ††	$5,9 \times 10^{-06}$	$3,4 \times 10^{03}$	$1,1 \times 10^{-08}$	$1,9 \times 10^{06}$
Uranium 232 (^{232}U) ††	$2,6 \times 10^{-05}$	$7,7 \times 10^{02}$	$3,3 \times 10^{-07}$	$6,1 \times 10^{04}$
Uranium 233 (^{233}U) ††	$6,9 \times 10^{-06}$	$2,9 \times 10^{03}$	$5,0 \times 10^{-08}$	$4,0 \times 10^{05}$
Uranium 235 (^{235}U) ††	$6,1 \times 10^{-06}$	$3,3 \times 10^{03}$	$4,6 \times 10^{-08}$	$4,3 \times 10^{05}$
Uranium 236 (^{236}U) ††	$6,3 \times 10^{-06}$	$3,2 \times 10^{03}$	$4,6 \times 10^{-08}$	$4,3 \times 10^{05}$
Uranium 238 (^{238}U) ††	$5,7 \times 10^{-06}$	$3,5 \times 10^{03}$	$4,4 \times 10^{-08}$	$4,5 \times 10^{05}$
Xénon 133 (gaz) Bq/cm ³ ‡ (^{133}Xe)	$1,2 \times 10^{-10}$	$6,7 \times 10^{05}$	---	---
Xénon 135 (gaz) Bq/cm ³ ‡ (^{135}Xe)	$9,6 \times 10^{-10}$	$8,3 \times 10^{04}$	---	---
Yttrium 87 (^{87}Y)	$5,3 \times 10^{-10}$	$3,8 \times 10^{07}$	$5,5 \times 10^{-10}$	$3,6 \times 10^{07}$

Substances nucléaires	FCD (Sv/Bq) Inhalation	LAI (Bq) Inhalation	FCD (Sv/Bq) Ingestion	LAI (Bq) Ingestion
Yttrium 90 (⁹⁰ Y)	1,7 x 10 ⁻⁰⁹	1,2 x 10 ⁰⁷	2,7 x 10 ⁻⁰⁹	7,4 x 10 ⁰⁶
Zinc 65 (⁶⁵ Zn)	2,8 x 10 ⁻⁰⁹	7,1 x 10 ⁰⁶	3,9 x 10 ⁻⁰⁹	5,1 x 10 ⁰⁶

* Les valeurs du CO₂ sont tirées des données de la CIPR, publiées entre 1955 et 1970. Les nouvelles données (1990-2000) et la révision du modèle (2004) recommandent des coefficients plus élevés de la dose. Coefficient révisé¹⁴ de la dose de CO₂ de Leggett, R.W., Radiation Protection Dosimetry Vol. 208, pp. 203-213 (2004).

** Eau tritiée (HTO); FCD de la CIPR 1,8E-11; la valeur utilisée ici provient de Santé Canada 83-EHD-87 (1983) et RSP-182B (2004).

† Tritium lié à la matière organique (OBT)

‡ L'équivalent de concentration de 20 mSv par année (en supposant 250 jours ouvrables et 8 heures de travail par jour).

†† Type S (lent), composés insolubles

Annexe B

Calcul pour l'estimation des doses

L'exemple suivant montre une méthode (voir la rubrique 3.2.1.1, *Estimation des doses pour la médecine nucléaire diagnostique conventionnelle—Méthode en cinq étapes*) d'estimation du rayonnement, tirée du domaine de la médecine nucléaire. La même approche peut être utilisée pour évaluer le blindage en se basant sur les doses cibles.

B.1 Exemple de calcul pour l'estimation des doses pour les salles de médecine nucléaire

En utilisant la méthode décrite à la rubrique 3.2.1.1, l'approche ci-dessous peut être utilisée afin d'évaluer les doses reçues par les personnes (autres que le patient) dans la salle de médecine nucléaire et autour de celle-ci.

Étape 1) Aménagement de l'installation

Le Figure B1 montre l'aménagement d'un service hypothétique de médecine nucléaire. Les dimensions et les détails du blindage de base sont présentés. Les principaux emplacements où les substances nucléaires et les patients de médecine nucléaire se trouveront pendant des périodes prolongées pendant la journée de travail sont identifiés à l'aide des lettres A à D₂.

Étape 2) Estimation de la charge de travail

Pour une installation particulière de médecine nucléaire, plusieurs substances nucléaires différentes émettant un rayonnement gamma utilisées couramment peuvent être identifiées (⁵¹Cr, ⁶⁷Ga, ^{99m}Tc, ¹¹¹In, ¹²³I, ¹³¹I et ²⁰¹Tl). Il est peu vraisemblable que toutes les substances nucléaires seront utilisées ou qu'elles auront une contribution importante à la dose annuelle à un emplacement particulier. Il faut plutôt s'attendre à ce qu'une ou deux substances nucléaires et procédures aient de l'importance.

Exemple :

Supposons que le service de médecine nucléaire illustré à la Figure 1 se spécialise dans trois types de procédures de diagnostic sur des patients externes : épreuve cardiaque, scintigraphie osseuse de diagnostic et analyse d'imprégnation de la glande thyroïde. La charge de travail d'une journée typique et les détails des substances nucléaires et des activités utilisées sont présentés au Tableau B1. Le nombre annuel de procédures exécutées est évalué à partir de la charge de travail quotidienne en supposant une semaine de travail de cinq jours (aucun examen n'est fait en fin de semaine), 50 semaines par année.

Figure B1 : Aménagement hypothétique d'un service de médecine nucléaire

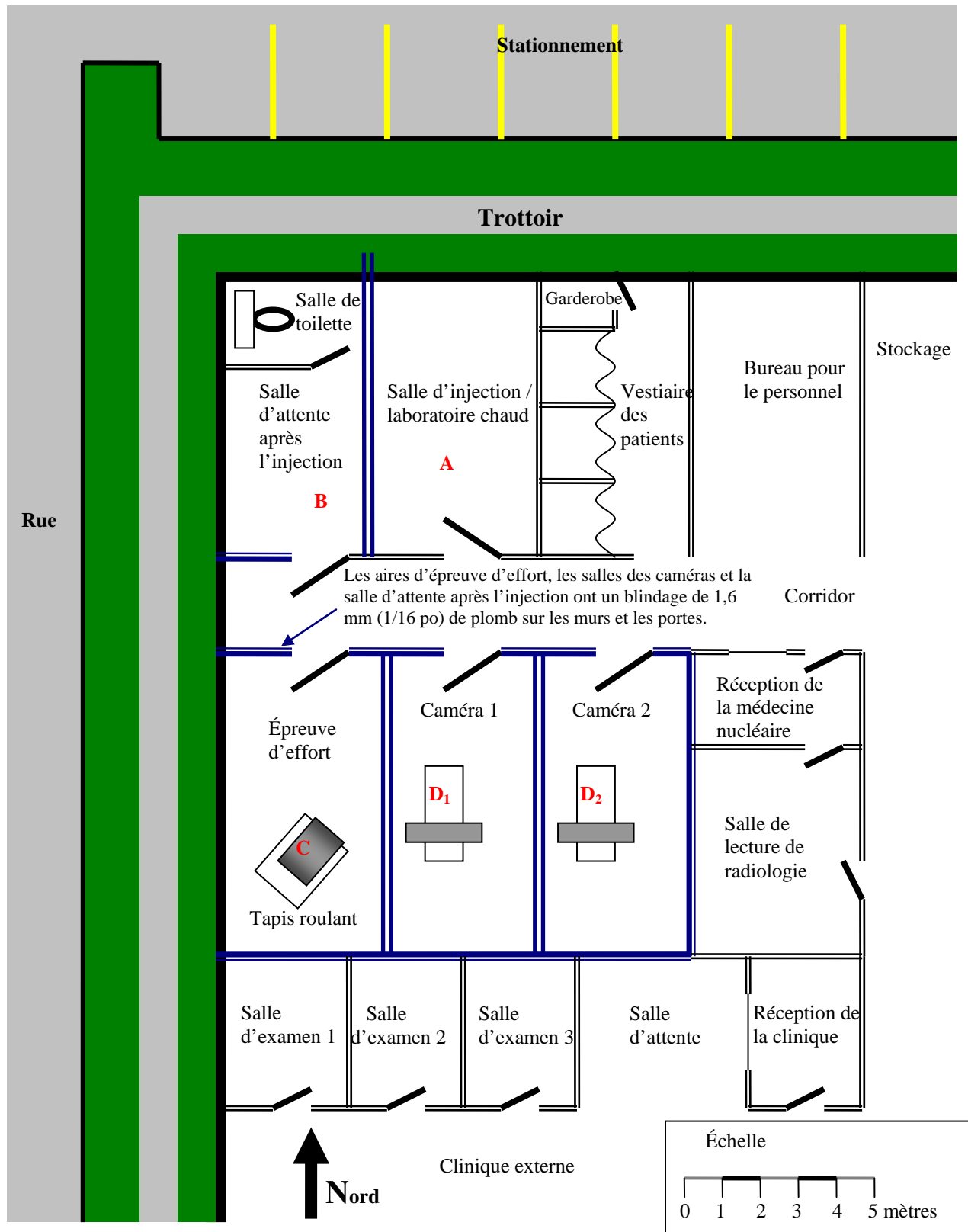


Tableau B1 : Principales procédures et activités réalisées, et substances nucléaires utilisées

Acte médical	Substances nucléaires	Nombre de procédures /année	Durée moyenne de la procédure	Activité moyenne par traitement	(Nombre de procédures) x (Durée) x (Activité)
Épreuve cardiaque	^{99m} Tc	1200	1 ½ h *	370 MBq (repos)* 1100 MBq (effort)*	259 000 MBq-h* 1 210 000 MBq-h*
Scintigraphie osseuse	^{99m} Tc	500	¾ h	800 MBq	300 000 MBq-h
Assimilation par la glande thyroïde	¹³¹ I	100	½ h	0,37 MBq	18,5 MBq-h

* Suppose 35 minutes pour l'épreuve au repos et 55 minutes pour l'épreuve d'effort (total de 90 minutes ou 1 ½ h)

À partir de colonne finale, on peut supposer que, pour cet exemple, les doses de rayonnement reçues par le personnel ou par le grand public à la suite de l'assimilation par la glande thyroïde est négligeable par rapport à l'analyse cardiaque ou à la scintigraphie osseuse et on peut l'omettre de l'estimation des doses. Mais les détails sur tous les types d'actes médicaux, le nombre total de patients et les activités moyennes devraient être fournis à la CCSN et il faut justifier les détails utilisés dans l'évaluation.

Étape 3) Analyse de l'occupation

Pour commencer, il faut déterminer qui est exposé dans le cadre des activités du service de médecine nucléaire. Pour respecter le *Règlement sur la radioprotection*, ces personnes peuvent être considérées comme des travailleurs du secteur nucléaire ou des personnes autres que les travailleurs du secteur nucléaire.

D'après la LSRN, un travailleur du secteur nucléaire (TSN) est une 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, soit 1 mSv. Par exemple, les technologues de médecine nucléaire sont habituellement considérés comme des travailleurs du secteur nucléaire.

Les personnes ne travaillant pas aux installations nucléaires peuvent être les membres du personnel ou les membres du grand public; à ce titre, ces personnes sont assujetties à une limite annuelle de dose efficace de 1 mSv.

L'évaluation des doses reçues par les personnes en provenance de différentes sources n'est pas une solution pratique; c'est pourquoi l'évaluation doit être simplifiée. Cela peut être fait en évaluant la proximité, la fréquence et la durée de l'exposition des personnes de chaque groupe pour établir les personnes les plus exposées. Seuls les « pires cas »

d'exposition de chaque groupe doivent être évalués parce qu'on peut conclure avec un degré de sécurité suffisant que toutes les autres personnes de chaque groupe reçoivent une dose moins élevée.

L'étape finale de l'analyse de l'occupation permet de déterminer ce qui suit :

1. L'endroit où les substances nucléaires et les patients de médecine nucléaire se trouvent (voir la Figure B1, emplacements A, B, C, D₁ et D₂) et pour combien de temps.
2. L'endroit où se trouvent les personnes les plus exposées (autres que les patients qui subissent un traitement de médecine nucléaire) et pour combien de temps.

Pour chaque emplacement à l'intérieur ou aux alentours de l'installation où l'on pourrait prévoir une contribution significative de la dose totale reçue par une personne, la dose reçue par chaque personne représentative devrait être déterminée, en supposant un facteur d'occupation approprié. La présence de travailleurs du secteur nucléaire, de personnel autre que les travailleurs du secteur nucléaire, ou les deux, de cet emplacement devrait être précisée. Si une personne occupe plusieurs emplacements, la dose en provenance de tous les emplacements doit être additionnée (ce scénario doit être considéré lors de l'affectation des facteurs d'occupation).

Si les facteurs d'occupation ne sont pas connus, la NCRP 151 fournit des directives sur les facteurs d'occupation. La NCRP 151 traite également des questions de ventilation, de prise électrique et de conception des appareils pour les installations radioprotégées. [4]

Exemple :

Aux fins de cet exemple, on suppose ce qui suit :

1. Il y a une réceptionniste à plein temps au service de médecine nucléaire; elle passe la plus grande partie de son temps au bureau de la réception. La même chose s'applique à la clinique externe adjacente.
2. Le personnel secondaire, comme le personnel de nettoyage et d'entretien, est présent mais peu fréquemment; ce personnel a un accès restreint aux secteurs où des substances nucléaires sont utilisées et il n'a qu'une exposition directe minimale aux patients injectés ou aux produits radiopharmaceutiques.
3. Les membres du grand public qui accompagnent la médecine nucléaire le font tout au plus à quelques reprises chaque année.
4. Les médecins de la clinique externe adjacente passent à peu près la moitié de leur temps dans les salles d'examen situées à proximité immédiate des salles où se trouvent les caméras et les salles d'épreuve d'effort.
5. La clinique n'a qu'un seul étage et elle est construite sur une dalle au sol; par conséquent, personne ne se trouve sous la clinique et l'occupation au-dessus de la clinique est très minimale (comme lors des réparations de la couverture).

Aux fins de cet exemple, on prend pour acquis que les personnes (autres que les patients) occuperont les endroits suivants : le corridor, le bureau, les salles où se trouvent les caméras, les salles d'examen de la clinique voisine et la réception. Ces emplacements

clés couvrent les secteurs d'occupation par les techniciens (travailleurs du secteur nucléaire) et le personnel autre que les travailleurs du secteur nucléaire, y compris le médecin de la clinique voisine. Il faudra également peut-être tenir compte d'autres emplacements; les emplacements utilisés dans cet exemple ne le sont qu'à titre indicatif. L'exemple complet de ce guide n'est présenté que pour la réception/réceptionniste. La même approche serait utilisée pour d'autres emplacements ou d'autres représentants.

Les principaux paramètres requis pour évaluer les doses annuelles totales sont présentés au Tableau B2.

Étape 4) Calcul du débit de dose

L'approche ci-dessous prend pour acquis que la source/patient peut être considérée comme une source ponctuelle. Pour la plupart des distances, la source ponctuelle est une représentation suffisamment précise. En outre, si la distance est supérieure à 1 mètre, on suppose que la géométrie de la source ponctuelle est conservatrice par rapport à d'autres géométries viables, comme une source volumétrique. Le choix de la géométrie de la source est laissé à la discrétion du demandeur, mais la méthode d'estimation doit être clairement indiquée.

Tableau B2 : Sommaire de l'occupation

Personne autre que les travailleurs du secteur nucléaire	Travailleurs du secteur nucléaire	Emplacement(s) important(s) occupés	Emplacement(s) des sources qui font une contribution importante à la dose	Facteur d'occupation à chaque emplacement occupé	Motifs sous-jacents/Commentaire
Oui	Oui	Corridor	A, B, C, D ₁ , D ₂	1/16	
Non	Oui	Bureau	A, B, C, D ₁ , D ₂	1/4	
Non	Oui	Salles de caméra 1 ou 2	D ₁ ou D ₂	1	Même si les procédures seront réparties entre les salles de caméra 1 et 2 lors de l'évaluation de la dose pour un technologue, on peut supposer que tous les actes sont faits dans une seule pièce puisque cette hypothèse n'aura pas d'incidence sur la dose totale reçue par le technologue.
Oui	Non	Réception de la médecine nucléaire	A, B, D ₁ , D ₂	1	Il n'est pas nécessaire de tenir compte de C puisque le rayonnement émis par les patients injectés dans ces pièces doit passer à travers plusieurs murs blindés avant de parvenir à la réception.
Oui	Non	Salle d'examen 2	C, D ₁ , D ₂	1/2	Un facteur d'occupation de 1/2 est utilisé parce qu'on a posé comme hypothèse que chaque médecin passe environ la moitié de son temps dans les salles d'examen. Un médecin peut être présent dans n'importe laquelle des salles d'examen 1, 2 ou 3. La salle centrale, la salle 2, est raisonnablement représentative d'un emplacement moyen. Les emplacements de source A et B sont éloignés des salles d'examen et ils ont un double blindage en raison du chemisage de plomb qui se trouve dans les salles d'épreuve d'effort et dans les salles de caméra; par conséquent, il n'y aura qu'une contribution négligeable à la dose par rapport aux emplacements de source C, D ₁ , et D ₂ .

Le formulaire général ci-dessous peut être utilisé pour calculer le débit de dose pour une source ponctuelle :

$$\text{Équation \{1\}} \quad R_{ij} = \frac{\Gamma_i A_i 10^{-(t_m / TVL_{mi})}}{d_{ij}^2}$$

Où :

R_{ij}	Est le débit de dose produit par les substances nucléaires i à l'emplacement j	($\mu\text{Sv h}^{-1}$)
Γ_i	Est la constante de rayonnement gamma particulière pour les substances nucléaires i	($\mu\text{Sv h}^{-1} \text{MBq}^{-1} \text{m}^2$)
A_i	Est l'activité des substances nucléaires i	(MBq)
d_{ij}	Est la distance entre les substances nucléaires i et l'emplacement j	(m)
t_m	Est l'épaisseur du blindage m de tout blindage situé entre les substances nucléaires i et l'emplacement j	(mm)
TVL_{mi}	Est la « couche d'atténuation au dixième » du matériel m pour les substances nucléaires i (c'est-à-dire l'épaisseur du matériel m qui serait requis pour réduire le débit de dose de rayonnement des photons par les substances nucléaires i à 1/10 de la valeur initiale)	(mm)

Les constantes particulières de rayonnement gamma sont habituellement définies en se référant au débit de dose produite (comme $\mu\text{Sv h}^{-1}$) à un mètre de la source, par unité d'activité de la source (comme le MBq^{-1}). Lors du calcul du débit de dose, il faut s'assurer de l'uniformité des unités entre R_{ij} , Γ_i et A_i . Les valeurs du taux d'exposition et du débit de kerma de l'air sont également couramment utilisés et disponibles dans la documentation. Ces valeurs doivent être converties en valeurs du débit de dose.

L'épaisseur des couches d'atténuation au dixième pour les substances nucléaires courantes émettant un rayonnement gamma et les différents matériaux de blindage sont disponibles à partir de différentes sources [5]. Les salles de médecine nucléaire diagnostic sont typiquement blindées à l'aide de feuilles de plomb disponibles sur le marché; les épaisseurs normales variant entre 0,8 mm (1/32 po) et 3,2 mm (1/8 po). Pour les sources polyénergétiques, la « première » épaisseur d'atténuation à faisceau large peut être beaucoup plus petite que les couches d'atténuation ultérieures en raison de l'absorption sélective des photons à faible énergie par des interactions photoélectriques. Cet effet est appelé « durcissement du rayonnement » ou « durcissement du faisceau ». C'est pourquoi il faut apporter une attention spéciale lors de l'évaluation des

transmissions à travers des barrières ayant plus d'une couche d'atténuation au dixième pour les substances nucléaires comme ^{67}Ga , ^{111}In , ^{123}I , ^{131}I , ou ^{201}Tl .

Exemple :

Le Tableau B3 résume les paramètres requis pour faire des estimations du débit de dose pour la réceptionniste. Les distances d_{ij} ont été mesurées directement à partir de la Figure B1. Les épaisseurs sont basées sur l'hypothèse voulant que tous les murs intérieurs des salles d'épreuve d'effort, les salles de caméra 1 et 2 et de la salle d'attente après l'injection, soient chemisés de plomb sur 1,6 mm (1/16 po) d'épaisseur. On prend pour acquis que tous les autres murs intérieurs seront construits de panneaux de plâtre ordinaire et qu'ils fourniront une atténuation minimale.

La dernière colonne du Tableau B3 présente les listes des débits de dose calculés à la réception pour la scintigraphie osseuse et les épreuves d'effort cardiaque. Un exemple de calcul pour un emplacement de source représentative (D_2) et la procédure (imagerie après l'épreuve d'effort) est présenté ci-dessous :

Substance nucléaire (<i>i</i>)	^{99m}Tc
Γ_{Tc99m} ³	$1,97 \times 10^{-5} \text{ mSv h}^{-1} \text{ MBq}^{-1} \text{ m}^2$
$TVL_{Pb,Tc99m}$ ⁴	1,0 mm
Activité totale A_i utilisée pour l'acte médical (au stade de l'épreuve d'effort, le patient a déjà reçu l'injection au repos de 370 MBq et l'injection pour l'épreuve d'effort de 1100 MBq); on n'a pas tenu compte de la petite quantité de désintégration qui se produit entre chaque injection)	1470 MBq
L'épaisseur t_m du blindage de plomb dans le mur entre la caméra 2 et la réception de médecine nucléaire	1,6 mm (1/16 po)
Distance d_{ij} entre le patient couché sur le lit de la caméra 2 et la réception de médecine nucléaire (en provenance de la Figure B1)	5 mètres

³ NCRPM 124 [5] ; les valeurs du kerma de l'air ont été converties en dose en utilisant les valeurs NIST [6] pour les coefficients d'absorption d'énergie massique.

⁴ NCRPM 124 [5] ; les CDA à faisceau large ont été fournies et converties en couches d'atténuation au dixième.

Tableau B3 : Calcul du débit de dose

La substance nucléaire (*i*) est ^{99m}Tc partout
 $\Gamma_i = \Gamma_{Tc99m} = 1,97 \times 10^{-5} \text{ mSv h}^{-1} \text{ MBq}^{-1} \text{ m}^2$
 $TVL_{mi} = TVL_{Pb,Tc99m} = 1,0 \text{ mm}$

Emplacement de la source <i>i</i>	Distance d_{ij} (m)	Épaisseur du plomb t_m (mm)	Activité A_i (MBq) qui peut être présente temporairement à chaque emplacement de la source en raison de chaque acte médical			Débit de dose R_{ij} (mSv h ⁻¹) à l'emplacement occupé <i>j</i> pendant que l'activité à la source A_i est présente à chaque emplacement de la source		
			Cardiaque (repos)	Cardiaque (effort)	Scintigraphie osseuse	Cardiaque (repos)	Cardiaque (effort)	Scintigraphie osseuse
A	10	0	370	1470	800	$7,3 \times 10^{-5}$	$2,9 \times 10^{-4}$	$1,6 \times 10^{-4}$
B	13	1,6	370	1470	800	$1,1 \times 10^{-6}$	$4,3 \times 10^{-6}$	$2,3 \times 10^{-6}$
C						Tel que noté au Tableau B2, il n'est pas nécessaire de tenir compte de C parce que le rayonnement émis par les patients injectés dans ces pièces doit passer à travers des murs à blindage multiple avant de parvenir à la réception.		
D ₁	9	3,2	370	1470	800	$5,7 \times 10^{-8}$	$2,3 \times 10^{-7}$	$1,2 \times 10^{-7}$
D ₂	5	1,6	370	1470	800	$7,3 \times 10^{-6}$	$2,9 \times 10^{-5}$	$1,6 \times 10^{-5}$

Équation {1}:

$$R_{ij} = \frac{\Gamma_i A_i 10^{-(t_m / TVL_{mi})}}{d_{ij}^2}$$

$$R_{Tc99m, \text{réception}} = \frac{\Gamma_{Tc99m} A_{Tc99m} 10^{-(t_{Pb} / TVL_{Pb,Tc99m})}}{d_{\text{caméra2, réception}}^2}$$

$$R_{Tc99m, \text{réception}} = \frac{(1,97 \times 10^{-5} \text{ mSv h}^{-1} \text{ MBq}^{-1} \text{ m}^2) \times (1470 \text{ MBq}) \times 10^{-(1,6 \text{ mm} / 1,0 \text{ mm})}}{(5 \text{ m})^2}$$

$$R_{Tc99m, \text{réception}} = 2,9 \times 10^{-5} \text{ mSv h}^{-1}$$

À des fins de simplicité, aucune correction n'a été apportée en raison de la désintégration (radiologique ou biologique) du ^{99m}Tc dans ce calcul.

Étape 5) Calcul de la dose annuelle

L'estimation de la dose annuelle totale, peu importe les méthodes utilisées, emplacement de la source, emplacement occupé et personne exposée, est donnée en multipliant ce qui suit : le nombre total de procédures faits par année (N , voir le Tableau B1); le facteur d'occupation pour la personne exposée et l'emplacement occupé (T , voir le Tableau B2); le débit de dose (R_{ij} , voir le Tableau B3); et la durée (S_i) où la source ou le patient injecté se trouve à l'emplacement de la source désignée (en heures). La dose annuelle (D_{ij}) est alors :

$$\text{Équation \{2\}} \quad D_{ij} = N \times T \times R_{ij} \times S_i$$

Exemple :

Le Tableau B4 résume les paramètres requis pour faire une estimation des doses pour l'exemple. La durée estimative totale des actes médicaux est présentée au Tableau B1. Ces valeurs sont réparties en durées approximatives que la source/patient consacre à chaque emplacement clé (S_i) du Tableau B4.

Par exemple, on évalue que l'épreuve d'effort cardiaque nécessite 1½ heure. Ce temps est divisé comme suit :

2 minutes pour l'injection pour l'épreuve au repos	0,033 h
20 minutes dans la salle d'attente après l'injection	0,33 h
15 minutes de scanning dans la salle de caméra	0,25 h
2 minutes pour l'injection pour l'épreuve d'effort	0,033 h
20 minutes dans la salle d'attente	0,33 h
15 minutes dans la salle de tapis roulant	0,25 h
15 minutes de scanning dans l'une des salles de caméra	0,25 h
Total :	1,48 h

Tableau B4 : Calcul de la dose annuelle

Personne exposée	Emplacement occupé <i>j</i>	Emplacement de la source <i>i</i>	Nombre d'actes médicaux <i>N</i>			<i>T</i>	Durée <i>S_i</i> (h) où la source/patient se trouve à l'emplacement par procédure			Débit de dose <i>R_{ij}</i> (mSv h ⁻¹) à l'emplacement occupé, <i>j</i> pendant que la source/patient se trouve à l'emplacement de chaque source			Dose annuelle <i>D_{ij}</i> (mSv) à l'emplacement occupé <i>j</i>		
			Card. (re-pos)	Card. (effort)	Scintigraphie os-seuse		Card. (re-pos)	Card. (effort)	Scintigraphie os-seuse	Card. (re-pos)	Card. (effort)	Scintigraphie os-seuse	Card. (re-pos)	Card. (effort)	Scintigraphie os-seuse
Réceptionniste	Réception de la médecine nucléaire	A	1200	1200	500	1	0,033	0,033	0,033	$7,3 \times 10^{-5}$	$2,9 \times 10^{-4}$	$1,6 \times 10^{-4}$	$2,9 \times 10^{-3}$	$1,1 \times 10^{-2}$	$2,6 \times 10^{-3}$
		B	1200	1200	500	1	0,33	0,33	0,33	$1,1 \times 10^{-6}$	$4,3 \times 10^{-6}$	$2,3 \times 10^{-6}$	$4,4 \times 10^{-4}$	$1,7 \times 10^{-3}$	$3,8 \times 10^{-4}$
		D ₁	600	600	250	1	0,25	0,25	0,25	$5,7 \times 10^{-8}$	$2,3 \times 10^{-7}$	$1,2 \times 10^{-7}$	$8,6 \times 10^{-6}$	$3,5 \times 10^{-5}$	$7,5 \times 10^{-6}$
		D ₂	600	600	250	1	0,25	0,25	0,25	$7,3 \times 10^{-6}$	$2,9 \times 10^{-5}$	$1,6 \times 10^{-5}$	$1,1 \times 10^{-3}$	$4,4 \times 10^{-3}$	$1,0 \times 10^{-3}$
<i>Dose annuelle totale reçue par la réceptionniste :</i>												26,0 μSv			

La dernière colonne du Tableau B4 présente la liste des doses annuelles calculées pour l'endroit de réception (pour la réceptionniste), tant pour la scintigraphie osseuse que les épreuves cardiaques (à noter que pour la réception, l'exposition en provenance de la salle du tapis roulant (C) peut être laissée de côté tel qu'indiqué aux Tableaux B2 et B3). Un exemple de calcul pour un emplacement représentatif de la source (D_2) et une partie de l'épreuve (imagerie après l'épreuve d'effort) est présenté ci-dessous :

N	600 épreuves par année (600 a^{-1})
T	1
R_{ij}	$2,9 \times 10^{-5} \text{ mSv h}^{-1}$
S_i	0,25 h

En utilisant l'équation {2}, on obtient ce qui suit :

$$\begin{aligned}
 D_{ij} &= N \times T \times R_{ij} \times S_i \\
 D_{\text{caméra 2, réception}} &= 600 \text{ a}^{-1} \times 1 \times 2,9 \times 10^{-5} \text{ mSv h}^{-1} \times 0,25 \text{ h} \\
 &= 4,3 \times 10^{-3} \text{ mSv a}^{-1} \\
 &= 4,3 \text{ } \mu\text{Sv/a}
 \end{aligned}$$

B.2 Conclusion

La dose annuelle reçue par la réceptionniste et l'endroit de réception, en supposant une occupation à 100 %, est inférieure à $50 \text{ } \mu\text{Sv}$.

Pour mettre un terme à l'évaluation de la dose, les doses annuelles seraient estimées pour d'autres employés et la population, autre que le patient, qui ont accès aux salles de médecine nucléaire de l'installation ou aux milieux environnants. La CCSN peut considérer qu'une évaluation ALARA n'est pas nécessaire lorsque les doses professionnelles individuelles ne risquent pas de dépasser 1 mSv par année, lorsque la dose reçue par le public en général ne risque pas de dépasser $50 \text{ } \mu\text{Sv}$ par année et lorsque la dose annuelle collective (reçue par les travailleurs et par le public) ne risque pas de dépasser 1 Sv/personne (tel qu'il est recommandé dans le document de la CCSN G-129, rév. 1 : *Conservation des doses de rayonnement et les expositions ALARA*, tel qu'il est modifié à l'occasion).

Annexe C

Formulaire d'évaluation de la conception

Les pages suivantes peuvent être remplies et présentées dans le cadre de la demande de permis. Conservez-en une copie dans vos dossier.

Le formulaire d'évaluation de la conception (FEC) offre des conseils et des recommandations quant aux meilleures pratiques de laboratoire [7,8,9,10]. Des concepts différents offrant un niveau équivalent de sûreté seront envisagés. Dans le cas de concepts différents, veuillez inclure une justification des variances dans une pièce jointe distincte.



Formulaire d'évaluation de la conception des laboratoires de substances nucléaires et des salles de médecine nucléaire

Les pages qui suivent peuvent être retirées du guide et envoyées par la poste dans le cadre de la demande de permis.

A	Renseignements généraux
A1	Nom de l'organisation : <input type="text"/>
A2	Numéro de permis (le cas échéant) : <input type="text"/>
A3	Personne-ressource : <input type="text"/>
A4	Numéro de téléphone de la personne-ressource : <input type="text"/>
A5	Courriel de la personne-ressource : <input type="text"/>
A6	Classification des pièces touchées par ce formulaire : <input type="text"/>
A7	Nom de l'immeuble : <input type="text"/>
A8	Numéro de pièces touchées par ce formulaire : <input type="text"/>
A9	Révisé par (signature du responsable) : <input type="text"/>
A10	Approuvé par (signature du responsable) : <input type="text"/>

(Nota : Un formulaire distinct devrait être préparé pour chaque pièce, sauf si leur conception, leurs fonctions et leurs classifications sont identiques ou si elles se ressemblent).

A11	Description du travail qui doit être accompli dans la pièce: (Annexer d'autres pages au besoin)
	<input type="text"/>
	<input type="text"/>
	<input type="text"/>
	<input type="text"/>
	<input type="text"/>
	<input type="text"/>
	<input type="text"/>

Il faut faire le nécessaire pour respecter les directives présentées sur ce formulaire parce qu'elles sont toutes d'excellentes pratiques de laboratoire. Les solutions de rechange qui offrent un degré de sécurité équivalent seront analysées.

Les laboratoires ayant un niveau supérieur et de confinement et les salles de médecine nucléaire ont des dispositions additionnelles et certains points (comme l'estimation de la dose) ne sont rattachés qu'à ces classifications. Des renseignements additionnels peuvent être demandés par la CCSN après l'évaluation initiale.

Finition et accessoires (pour les aires d'utilisation et de stockage)		Oui	Non	Justification de la variance incluse en pièce jointe
B1	Le plancher aura une surface imperméable, résistant aux produits chimiques et lavable. Il ne faut pas utiliser de tapis.			
B2	Tous les joints du plancher seront scellés ou le plancher sera mono pièce.			
B3	Le plancher doit avoir un enduit qui peut être retiré pour faciliter le nettoyage en cas de contamination.			
B4	Le plancher sera concave au niveau des murs et des armoires pour empêcher les déversements de s'infiltrer sous le plancher.			
B5	Les surfaces de travail auront une surface lisse, imperméable, lavable et un fini qui résiste aux produits chimiques.			
B6	Tous joints des surfaces de travail seront scellés ou les dessus auront une surface mono pièce sans joint.			
B7	Le dessus du comptoir comprendra une bordure pour empêcher les débordements sur le plancher. Si le comptoir est contigu à un mur, il sera concave ou il aura une surface anti éclaboussement au niveau du mur.			
B8	Toutes les armoires et toutes les tablettes où des substances nucléaires pourraient être entreposées auront une surface lisse, imperméable, lavable et un fini qui résiste aux produits chimiques.			
B9	Les murs auront un fini lisse et lavable; les joints seront scellés, lorsque c'est nécessaire, pour faciliter le nettoyage en cas d'éclaboussement en provenance d'un flacon ou d'un autre événement.			
B10	Le plafond aura un fini lisse et lavable; les joints seront scellés, lorsque c'est nécessaire, pour faciliter le nettoyage en cas d'éclaboussement en provenance d'un flacon ou d'un autre événement.			
B11	Au besoin, les surfaces de travail seront renforcées pour soutenir le poids (peut-être considérable) du matériel de blindage qui peut être placé sur la surface de travail.			
B12	Un évier distinct de lavage des mains et un évier de lavage/élimination seront fournis.			
B13	Les éviers de lavage des mains seront près de l'entrée de la pièce, pour encourager le lavage des mains à la sortie de la pièce.			
B14	Les éviers seront faits d'un matériau qui peut être facilement décontaminé.			
B15	Chaque évier aura un orifice de trop-plein.			
B16	Les robinets seront contrôlés par un mécanisme qui ne nécessite pas de contact direct avec les mains.			
B17	Un poste de lavage d'urgence des yeux sera fourni dans la pièce ou à proximité de celle-ci.			
B18	Une douche de secours sera fournie à proximité immédiate de la pièce en cas de contamination importante du personnel.			
B19	Un éclairage de secours sera fourni dans la pièce.			
B20	Des endroits pour remiser les vêtements externes et les articles personnels seront fournis à l'extérieur de la pièce.			
B21	Des crochets seront fournis dans la pièce ou à proximité de celle-ci pour encourager le personnel à enlever les vêtements de laboratoire qui pourraient être contaminés avant de sortir de la pièce.			

C Plomberie		Oui	Non	Justification de la variance incluse en pièce jointe
C1	Les drains qui peuvent transporter du matériel radioactif en provenance de la pièce se déverseront directement dans l'égout principal du bâtiment ou dans le système de gestion des déchets liquides actifs contrôlés de l'installation.			
C2	Les drains en provenance de la pièce seront identifiés sur les plans fournis au personnel d'entretien.			
C3	Les drains seront faits d'un matériau qui résiste aux produits chimiques.			
C4	Un dispositif anti refoulement sera installé pour empêcher toute eau contaminée de revenir dans le réseau d'aqueduc public.			
C5	Les canalisations de vidange qui peuvent transporter des produits radioactifs porteront, à intervalles de 3 mètres, un symbole d'avertissement de rayonnement pour indiquer la possibilité de contamination.			
C6	Les siphons d'évier seront accessibles pour vérification de contamination.			
C7	Les robinets comportant une canalisation de vide ou de refroidissement comprendront un dispositif anti refoulement.			

D Sécurité		Oui	Non	Justification de la variance incluse en pièce jointe
D1	Un système de contrôle de l'accès (clé, bloc numérique, clé fob, etc.) sera en place pour s'assurer que seuls les utilisateurs autorisés peuvent entrer dans la pièce réglementée.			
D2	La pièce aura des portes verrouillables qui resteront fermées et verrouillées chaque fois que des substances nucléaires et à rayonnement se trouvent dans la pièce et que la pièce est inoccupée.			
D3	Les fenêtres du rez-de-chaussée seront verrouillées pour empêcher tout accès non autorisé à la pièce.			
D4	Si la salle doit être partagée avec des travailleurs qui ne sont pas autorisés à utiliser des substances nucléaires, une aire de stockage verrouillable secondaire (réfrigérateur, congélateur, armoire) sera fournie dans la pièce.			

E Ventilation		Oui	Non	Justification de la variance incluse en pièce jointe
Nota : Cette section doit être remplie seulement si des substances nucléaires volatiles doivent être utilisées ou stockées ou si des aérosols ou des gaz sont susceptibles d'être produits. Si des enceintes de sécurité biologique, des boîtes de gants ou si des cellules blindées sont jugées nécessaires pour exécuter le travail, des informations détaillées doivent être fournies au sujet de ces systèmes.				
E1	La pression dans la pièce doit être négative par rapport aux environs (sauf si la pièce est utilisée comme pièce propre ou stérile). La circulation de l'air proviendra toujours du secteur à faible rayonnement. Pour les pièces propres ou stériles, un vestibule pourra être nécessaire.			
E2	Les laboratoires généraux auront au moins 6 changements d'air par heure.			
E3	Les hottes seront choisies en se basant sur leur convenance en fonction du travail prévu.			
E4	L'air ventilé par les hottes sera extrait sans recirculation.			
E5	Les hottes seront situés loin des secteurs ayant des courants d'air ou de la turbulence (aires à grande circulation, portes, fenêtres ouvrables, diffuseurs d'approvisionnement en air).			
E6	Les hottes ne seront pas situées à côté d'un accès unique à une sortie, en raison de la volatilité possible des produits extraits par les hottes.			
E7	Pour éviter les interférences, les bouches d'approvisionnement en air seront installées loin des hottes ou orientées du côté contraire.			
E8	Si une hotte constitue le moyen unique d'extraction de l'air de la pièce, une conduite de dérivation sera installée pour assurer la ventilation lorsque le châssis est fermé.			
E9	Les hottes seront faites d'un matériau lisse, imperméable, lavable et résistant aux produits chimiques.			
E10	Les hottes seront conçues pour contenir les petits déversements.			
E11	L'intérieur des hottes aura des coins concaves pour faciliter la décontamination et le nettoyage.			
E12	Les surfaces de travail des hottes seront renforcées pour supporter le poids des matériaux de blindage exigé.			
E13	Les hottes seront identifiées pour montrer à quel ventilateur ou à quel système de ventilation elles sont reliées.			
E14	La vitesse frontale des hottes sera d'au moins 0,5 m/s.			
E15	Chaque hotte aura un dispositif de contrôle continu pour assurer un fonctionnement approprié de la hotte. Une alarme, visuelle ou auditive, indiquera les réductions de débit d'air.			
E16	Avant d'utiliser la hotte, il faut la vérifier pour s'assurer du débit et de l'absence de contre-courants.			
E17	La hotte restera en marche en tout temps lorsque des substances nucléaires se trouvent sur place.			
E18	Des dispositions seront en place pour s'assurer que la hotte reste fonctionnelle si un système de coupure automatique de routine après les heures est en place.			
E19	Les ventilateurs d'extractions des hottes seront raccordés à un système d'alimentation d'urgence pour qu'elles restent en fonction en cas de panne de courant.			

E	Ventilation	Oui	Non	Justification de la variance incluse en pièce jointe
E20	Les hottes ne contiendront pas de filtre. (Si une filtration est nécessaire parce que des substances nucléaires seront émises régulièrement par la hotte ou parce qu'il y a des dangers de nature biologique, des informations détaillées sur la filtration, y compris l'examen du filtre et les échanges de filtres seront fournies.)			
E21	Les sorties d'évacuation des hottes ne seront pas raccordés à d'autres dispositifs d'échappement. (Si oui, des informations détaillées seront fournies sur les dispositions prises pour s'assurer que le gaz d'échappement dans un secteur ne passe pas à un autre secteur.)			
E22	Les conduits d'évacuation des hottes seront fabriqués à l'aide de matériaux résistants à la corrosion appropriés aux substances qui seront aspirées par la hotte. Tous les joints seront lisses et scellés.			
E23	Les conduits d'évacuation des hottes seront clairement identifiés sur les plans fournis au personnel d'entretien.			
E24	Les conduits d'évacuation des hottes seront marquées à intervalles de 3 mètres à l'aide d'avertissements de rayonnement.			
E25	Les conduits d'évacuation des hottes contiendront seulement des sections verticales. (Si des sections horizontales doivent être employées, des renseignements détaillés seront présentés pour montrer comment le condensat ou les liquides en provenance du point d'expulsion seront limités; les canalisations horizontales auront une pente d'au moins 2,5 centimètres par 3 mètres (un pouce par 10 pieds) vers le bas, dans la direction du débit d'air, et menant à un drain approprié ou à un puisard).			
E26	Les ventilateurs d'évacuation des hottes seront placés près du point d'évacuation.			
E27	Les ventilateurs d'évacuation des hottes seront situées à l'extérieur du bâtiment.			
E28	Les sorties d'évacuation des hottes seront situées sur le toit, aussi loin que possible de point d'approvisionnement en air pour empêcher la recirculation des émanations extraites (la distance recommandée est d'au moins 15,24 m par rapport à l'admission).			
E29	Si la bouche d'entrée d'air est à moins de 15,24 m du conduit vertical, on évitera d'installer des couvercles de protection contre la pluie sur les colonnes verticales.			
E30	La capacité de résistance au vent de la colonne verticale sera d'au moins 1,4 fois la vitesse moyenne du vent.			
E31	La hauteur de la colonne verticale dépassera d'au moins 3,05 m le point adjacent le plus élevé de la couverture ou de la bouche d'entrée d'air. Le point d'évacuation sera dirigé directement à la verticale.			
E32	Les colonnes seront placées en aval des entrées d'air (en se basant sur la direction habituelle du vent).			

F Blindage/contrôle de la dose		Oui	Non	Justification de la variance incluse en pièce jointe
F1	Les évaluations de la dose pour les travailleurs du secteur nucléaire et pour les autres seront annexées comme élément de cette demande (voir la rubrique 3.2 de ce guide pour avoir des détails).			
F2	Quand c'est approprié, un blindage localisé sera employé là où les substances nucléaires doivent être utilisées ou stockées selon les quantités de substances nucléaires qui émettent un rayonnement pénétrant.			
F3	Quand c'est approprié, le blindage sera incorporé dans la charpente de la pièce.			
F4	Une salle d'attente à part sera disponible pour des patients qui ont reçu des substances nucléaires.			

G Divers		Oui	Non	Justification de la variance incluse en pièce jointe
G1	Il n'y aura pas d'aire de préparation d'utilisation et ou de stockage de nourriture ou boissons dans la pièce, sauf si c'est nécessaire pour la médecine nucléaire. Seuls les patients qui font l'objet d'études peuvent consommer la nourriture ou les boissons dans les salles de médecine nucléaire.			
G2	Les espaces de bureau et d'étude ne seront pas situés près des zones de travail avec des matières radioactives.			
G3	Le déplacement des substances nucléaires sera réduit au minimum en les plaçant à proximité des secteurs entre lesquels les substances nucléaires doivent être déplacées.			
G4	Si la pièce ou la zone de stockage doivent être utilisées pour faire un travail n'impliquant pas de substances nucléaires, les secteurs doivent être définis pour le travail impliquant ou non des substances nucléaires.			
G5	Les salles auront suffisamment d'espace de comptoir et de plancher pour permettre aux gens de travailler sans risque. (Généralement, il faut prévoir au moins 3 mètres carrés de surface libre au sol pour chaque employé.)			
G6	Un secteur accessible sera indiqué pour entreposer le matériel et l'équipement utilisé pour la décontamination et la supervision (trousses pour les déversements, appareils de mesure, le cas échéant, les compteurs de contamination lorsque c'est nécessaire).			
G7	Les services de médecine nucléaire auront des salles de toilette dédiées aux patients de médecine nucléaire.			
G8	Un espace adéquat sera disponible pour les déchets radioactifs produits par le travail dans les laboratoires faisant appel à des substances nucléaires ou aux pièces de médecine nucléaire. Cet espace peut se situer dans le laboratoire/pièce ou dans un secteur distinct.			

Glossaire

ALARA

Principe selon lequel on doit maintenir les doses de rayonnement au « niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre », compte tenu de facteurs sociaux et économiques.

Couche d'atténuation au dixième/couche de demi-atténuation

Couche d'atténuation au dixième; épaisseur du matériel qui atténue de 90 % le rayonnement gamma incident (c'est-à-dire qui réduit le rayonnement gamma incident jusqu'à 10 %). De même, la couche de demi-atténuation est l'épaisseur du matériau qui réduit de moitié le rayonnement gamma incident (et réduit le rayonnement gamma incident à 50 %).

Facteur d'occupation

Fraction du temps total pendant lequel un champ de rayonnement est présent à un endroit particulier où se trouve une personne. Par exemple, si une personne passe quatre heures chaque jour à proximité d'une salle de caméra qui est occupée entièrement, pendant chaque heure d'une journée de travail de huit heures, le facteur d'occupation est alors de 0,5.

FCD

Facteur de conversion de la dose; dose efficace engagée en Sv, par activité unitaire mesurée en Bq, livrée par un radionucléide d'une forme donnée. Le FCD est rattaché à la LAI puisque la LAI peut être mesurée en divisant le FCD par 0,02 Sv (20 mSv).

FEC

Formulaire d'évaluation de la conception; présenté comme Annexe C de ce document.

HTO (de l'anglais *Hydrogenated Tritium Oxide*)

Eau tritiée

HVL (de l'anglais *Half-Value Layer*)

Couche de demi-atténuation (voir définition de « couche d'atténuation au dixième »).

Kerma de l'air

La valeur du kerma de l'air, en gray, où le kerma (K) est défini comme suit :

$$K = \frac{dE_{tr}}{dm}$$

et où dE_{tr} est la somme des énergies cinétiques initiales de toutes les particules ionisantes chargées libérées par des particules ionisantes neutres, dans un volume d'air de masse dm .

Laboratoire de substances nucléaires

Dans le cadre de l'élaboration du présent document, tout laboratoire où des substances nucléaires non scellées sont utilisées (également appelé « laboratoire de radioisotope »).

Limite annuelle d'incorporation (LAI)

Activité, mesurée en Becquerels, d'un radionucléide qui donnera une dose efficace de 20 mSv pendant une période de 50 ans après l'introduction du radionucléide dans le corps d'une personne de 18 ans ou plus ou pendant la période qui commence au moment où le radionucléide est pris et qui prend fin à 70 ans après son entrée dans le corps d'une personne de moins de 18 ans.

OBT (de l'anglais *Organically Bound Tritium*)

Tritium lié à la matière organique.

Salle de médecine nucléaire

Dans le cadre du présent guide, l'expression « salle de médecine nucléaire » renvoi strictement à une salle servant à la préparation de substances nucléaires ou à leur administration, à des fins médicales, à des personnes par injection, inhalation ou ingestion dans le but de poser un diagnostic ou de traiter des maladies et à des fins de recherche sur les êtres humains (cela exclut l'utilisation de rayons X pour le diagnostic médical ou l'utilisation à des fins médicales de substances nucléaires scellées pour les traitements de curiethérapie ou de téléthérapie).

TEP

Tomographie par émission de positrons; méthode d'imagerie qui décèle le rayonnement gamma qui est émis lorsque les positrons provenant d'une source (comme le fluor 18) entrent en collision avec les électrons contenus dans les tissus.

Travailleur du secteur nucléaire (TSN)

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.

TVL (de l'anglais *Tenth Value Layer*)

L'épaisseur du matériaux qui atténue 90 % des rayons gamma incidents (c'est-à-dire qui réduit les rayons gamma incidents à 10 %).

Références

Les adresses Web (URL) fournies étaient fonctionnelles lors de la publication. Veuillez noter qu'elles peuvent changer.

1. Madsen, Mark, et al. *AAPM Task Group 108: TEP/CT Shielding Requirements*. Medical Physics 33, 1 (janvier 2006): 4-15.
2. Commission Internationale de Protection Radiologique. CIPR 68: *Dose coefficients for intakes of radionuclides by workers*.
3. National Radiological Protection Board. NRPB-W22, *Industrial Uranium Compounds : Exposure Limits, Assessment of Intake and Toxicity after Inhalation*. 2002.
4. National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRPM). Rapport NCRPM n° 151 : *Structural Shielding Design and Evaluation for Megavoltage X- and Gamma-Ray Radiotherapy Facilities*.
5. NCRPM. NCRPM Rapport n° 124 : *Sources and Magnitude of Occupational and Public Exposures from Nuclear Medicine Procedures*. NCRPM, 1996.
6. Hubbell, J.H. and Seltzer, S.M. *Tables of X-Ray Mass Attenuation Coefficients and Mass Energy-Absorption Coefficients* (version 1.4). National Institute of Standards and Technology, Gaithersburg, MD 2004. <http://physics.nist.gov/xaamdi>
7. American Society of Heating, Refrigerating and Air-Conditioning Engineers (ASHRAE). *ASHRAE Handbook*. ASHRAE, 2003.
8. Stanford University. *Stanford Laboratory Standard and Design Guide: Section 1 General Requirements for Stanford University Laboratories*. http://www.stanford.edu/dept/EHS/prod/mainrencon/Labdesign/Section_1-0_General_Requirements.pdf
9. Association canadienne de normalisation. CSA Z316.5-04—*Fume Hoods and Associated Exhaust Systems*. CSA, 2004.
10. U.S. Department of Labor. Occupational Safety and Health Administration (OSHA) Technical Manual, Section III, Chapter 3 http://www.osha.gov/dts/osta/otm/otm_iii/otm_iii_3.html

Renseignements Additionnels

Les documents suivants contiennent des renseignements additionnels qui pourraient présenter de l'intérêt pour les personnes participant à la conception, à la construction ou à la rénovation des laboratoires de substances nucléaires et des salles de médecine nucléaires.

Les adresses Web (URL) fournies étaient fonctionnelles lors de la publication. Veuillez noter qu'elles peuvent changer.

1. AIEA, Document 1 de la Collection sécurité de l'AIEA, *Safe Handling of Radioisotopes: Code of Practice*, 1973.
2. American Society of Heating, Refrigerating and Air-Conditioning Engineers (ASHRAE). *Method of Testing Performance of Laboratory Fume Hoods*. ANSI/ASHRAE 110-1995.
3. ASTM International. C 1533-02 *Standard Guide for General Design Considerations for Hot Cell Equipment*. ASTM International, 2007.
4. ASTM International. ASTM C 1554-03 *Standard Guide for Materials Handling Equipment for Hot Cells*.
5. ASTM International. ASTM C 1572-04 *Standard Guide for Dry Lead Glass and Oil-Filled Lead Glass Radiation Shielding Window Components for Remotely Operated Facilities*.
6. ASTM International. ASTM C 1615-05 *Standard Guide for Mechanical Drive Systems for Remote Operation in Hot Cell Facilities*.
7. ASTM International. ASTM C 1217-00 *Standard Guide for Design of Equipment for Processing Nuclear and Radioactive Materials*. ASTM, 2006.
8. Commission canadienne de sûreté nucléaire. R-52 rév. 1 *Guide de conception pour les laboratoires de radio-isotopes élémentaires et intermédiaires*. Ottawa, 1991. (Nota : remplacé par le présent document).
9. Diberardinis, J., Baum, J., First, M., Gatwood, G., Seth A. *Guidelines for Laboratory Design; Health and Safety Considerations*. John Wiley and Sons Inc. 2001.
10. Comité européen de normalisation. BS EN 12469:2000 *Biotechnologie-Critères de rendement pour les enceintes de sécurité microbiologique*. 2000.
11. Furr, A. Keith. *CRC Handbook of Laboratory Safety*, 5th Edition. CRC Press, 2000. http://books.google.ca/books?id=Oo3xAmmMIEwC&dq=CRC+Handbook+of+laboratory+safety&printsec=frontcover&source=bn&hl=en&ei=G4jHSfzrOpT0Mtyf9JoK&sa=X&oi=book_result&resnum=4&ct=result#PPP16,M1
12. Santé Canada, *Lignes directrices en matière de biosécurité en laboratoire*, 3^e édition, 2004. <http://www.phac-aspc.gc.ca/ols-bsl/lbg-ldmbl/index.html>
13. Organisation internationale de normalisation (ISO). ISO 10648-1:1997 *Enceintes de confinement– Partie 1 : Principes de conception*. ISO, 1997.

14. Organisation internationale de normalisation. ISO 10648 2:1994 *Enceintes de confinement—Partie 2 : Classification selon leur étanchéité et méthodes de vérification connexes*. ISO, 1994.
15. Organisation internationale de normalisation. ISO 17873:2004 *Installations nucléaires—Critères pour la conception et l'exploitation des systèmes de ventilation des installations nucléaires autres que les réacteurs nucléaires*. ISO, 2004.
16. Organisation internationale de normalisation. ISO 17874-1:2004 *Dispositifs de manutention à distance des matières radioactives—Partie 1 : Exigences générales*. ISO, 2004.
17. Organisation internationale de normalisation. ISO 17874-2:2004 *Dispositifs de manutention à distance des matières radioactives—Partie 2 : Manipulateurs mécaniques maîtres et asservis*. ISO, 2004.
18. Organisation internationale de normalisation. ISO 17874-4:2006 *Dispositifs de manutention à distance des matières radioactives—Partie 4 : Manipulateurs électriques*. ISO, 2006.
19. Organisation internationale de normalisation. ISO 17874-5:2004 *Dispositifs de manutention à distance des matières radioactives—Partie 5 : Pincés de manutention à distance*. ISO, 2004.
20. National Institute of Health. *NIH Guidelines for Research Involving Recombinant DNA Molecules*. U.S. Department of Health, Education and Welfare, avril 2002.
21. Occupational Health and Safety Administration. *National Research Council Recommendations Concerning Chemical Hygiene in Laboratories (Non-Mandatory)*. 1910.1450 Annexe A.
22. Princeton University. *Laboratory Safety Manual*.
<http://web.princeton.edu/sites/ehs/labsafetymanual>
23. RWDI Consulting Engineers and Scientists. TECHNOTES, Issue No 16, *Air Intake Placement for Laboratories—A General Overview*.
24. U.S. Department of Health and Human Services, *Biosafety in Microbiological and Biomedical Laboratories*, 5^e édition, 2007.
25. U.S National Science Foundation. NSF/ANSI 49-2004A *Class II (laminar flow) Biohazard Cabinetry*. NSF 2004.
26. Organisation mondiale de la santé. *Manuel de biosécurité des laboratoires*, 3^e édition. OMS, 2004.