



Conception matérielle
**Conception des salles où sont
manipulées des substances
nucléaires non scellées**

REGDOC-2.5.6

Octobre 2020

ÉBAUCHE



Conception des salles où sont manipulées des substances nucléaires non scellées

Document d'application de la réglementation REGDOC-2.5.6

© Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) 20XX

N° de cat. XXXXXXXX

ISBN XXXXX

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

Also available in English under the title: Design of Rooms Where Unsealed Nuclear Substances Are Handled

Disponibilité du document

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

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

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

Télécopieur : 613-995-5086

Courriel : cnsccinfo@ccsn.ca

Site Web : suretenucleaire.gc.ca

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

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

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

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

Historique de publication

[Mois 20xx]

Version x.0

Préface

Le présent document d'application de la réglementation fait partie de la série de documents d'application de la réglementation de la CCSN, qui couvrent également les activités ayant une incidence sur la capacité des structures, des systèmes et des composants à respecter et à maintenir leur dimensionnement, compte tenu des nouvelles informations qui apparaissent au fil du temps et de l'évolution de l'environnement extérieur. La liste complète des séries de documents d'application de la réglementation figure à la fin du présent document et elle peut être consultée à partir du [site Web de la CCSN](#).

Le document d'application de la réglementation REGDOC-2.5.6, *Guide de conception des salles où sont manipulées des substances nucléaires non scellées*, fournit des orientations et une approche recommandée pour satisfaire aux exigences de conception des salles en vertu de l'alinéa 3(1)l) du *Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement*. Il fournit également des conseils sur la réalisation d'analyses de conception du blindage afin de maintenir les doses au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (principe ALARA), conformément à l'alinéa 4a) du *Règlement sur la radioprotection*.

Ce document en est à sa première version et remplace le document GD-52, *Guide de conception des laboratoires de substances nucléaires et des salles de médecine nucléaire* (mai 2010).

L'information contenue dans ce document est conforme aux pratiques nationales et internationales modernes concernant les enjeux et les aspects qui influent sur le contrôle et l'amélioration de la sûreté nucléaire. En particulier, le présent document établit une approche moderne et fondée sur le risque pour ce qui est de concevoir des salles où des substances nucléaires non scellées sont utilisées.

Pour en savoir plus sur la mise en œuvre des documents d'application de la réglementation et sur l'approche graduelle, veuillez consulter 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 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.....	4
1.1	Objet	4
1.2	Portée	4
1.3	Législation pertinente	4
2.	Processus d’autorisation pour l’utilisation de substances nucléaires non scellées.....	4
3.	Généralités – Section A du formulaire d’évaluation de la conception	6
3.1	Classification des pièces et des salles	6
4.	Exigences et orientations en matière de conception pour les sections B à H du formulaire d’évaluation de la conception.....	7
4.1	Finition et accessoires (pièces utilitaires et de stockage).....	7
4.2	Installations d’urgence et généralités sur le contrôle de la contamination.....	8
4.3	Plomberie – Section D du formulaire d’évaluation de la conception	9
4.4	Contrôle d’accès – Section E du formulaire d’évaluation de la conception	10
4.5	Blindage et contrôle des rayonnements – Section F du formulaire d’évaluation de la conception.....	10
4.6	Déchets – Section G du formulaire d’évaluation de la conception.....	11
4.7	Ventilation des pièces et circulation de l’air – Section H du formulaire d’évaluation de la conception.....	11
4.8	Conception des hottes et des cellules chaudes – Section I du formulaire d’évaluation de la conception.....	12
4.9	Emplacement des hottes et des cellules chaudes – Section J du formulaire d’évaluation de la conception	14
4.10	Conduites, bouches d’aération et cheminées – Section K du formulaire d’évaluation de la conception.....	14
5.	Estimation des doses pour les pièces classées de niveau élevé, de niveau de confinement et de médecine nucléaire.....	15
Annexe A : Niveaux de libération pour le rejet de substances nucléaires courantes dans les égouts municipaux et dans l’atmosphère.....		16
Annexe B : Facteurs de conversion des doses (FCD) et limites annuelles d’incorporation (LAI) pour les substances nucléaires communes		19
Annexe C : Estimation des doses		23
Conclusion		45
Glossaire		46

Références..... 47

Renseignements supplémentaires 48

Conception des salles où sont manipulées des substances nucléaires non scellées

Le projet de REGDOC-2.5.6, *Conception des salles où sont manipulées des substances nucléaires non scellées*, contient des références aux projets de document d'application de la réglementation ci-dessous. Les commentaires recueillis au sujet de ces documents, ainsi que ceux reçus dans le cadre de la présente consultation publique, seront pris en compte s'il y a lieu dans la révision du REGDOC-2.5.6.

- REGDOC-1.4.1, *Guide de présentation d'une demande de permis : Installations nucléaires et équipement réglementé de catégorie II*
- REGDOC-2.7.1, *Radioprotection*

1. Introduction

1.1 Objet

Le présent REGDOC-2.5.6, *Conception des salles où sont manipulées des substances nucléaires non scellées*, décrit les exigences et l'orientation relatives à la conception d'une salle de médecine nucléaire ou d'un laboratoire de substances nucléaires où des substances nucléaires non scellées seront manipulées. Ce document présente également une approche à suivre pour présenter une demande de permis de salle de médecine nucléaire ou de laboratoire de substances nucléaires à la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN).

1.2 Portée

Ce document présente les exigences et l'orientation relatives à la conception des salles où des substances nucléaires non scellées seront manipulées. Les exigences et l'orientation comprennent des informations sur la finition et les accessoires, les installations d'urgence et la contamination générale, la plomberie, le contrôle de l'accès, le blindage et le contrôle des doses de rayonnement, les déchets, la ventilation et l'estimation des doses pour les différentes classifications de salles (niveau élémentaire, niveau intermédiaire, niveau élevé, niveau de confinement ou médecine nucléaire).

1.3 Législation pertinente

Les dispositions de la [Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires](#) (LSRN) et des règlements connexes qui s'appliquent au présent document sont les suivantes :

- [LSRN](#), paragraphe 24(4)
- [Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires](#) (RGSRN), article 3
- [RGSRN](#), alinéa 12(1)c)
- [Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement](#), alinéa 3(1)l)
- [Règlement sur la radioprotection](#), (RRP 2000), sous-alinéa 4a)(iii)

2. Processus d'autorisation pour l'utilisation de substances nucléaires non scellées

Dans le cadre du processus d'obtention d'un permis pour l'utilisation de substances nucléaires non scellées, les demandeurs doivent soumettre une demande de permis dûment remplie

conformément à l'article 3 du RGSRN, à l'article 3 du RSNAR et à l'article 4 du RRP 2000. Vous trouverez de plus amples renseignements sur la conception des salles proposée dans une demande de permis dans les documents suivants :

- [REGDOC-1.4.1, Guide de présentation d'une demande de permis : Installations nucléaires et équipement réglementé de catégorie II](#)
- [REGDOC-1.6.1, Guide de présentation d'une demande de permis : Substances nucléaires et appareils à rayonnement, version 2](#)

Au besoin, une estimation de la dose devra également être soumise.

Afin de faciliter le processus de demande, la CCSN recommande aux demandeurs de remplir le formulaire d'évaluation de la conception (FEC) lorsqu'ils demandent un permis pour une nouvelle construction, une rénovation majeure et/ou une modification à des activités autorisées dans une salle où des substances nucléaires non scellées seront manipulées. Le FEC suit le même ordre que la section 4 du présent document. Par exemple, on devrait présenter un FEC pour les activités suivantes :

- Démolition de murs
- Modification du blindage existant
- Modification de la charge de travail
- Modification de la quantité de substances nucléaires manipulées
- Ajout de substances nucléaires
- Augmentation de l'activité des substances nucléaires
- Installation d'une nouvelle hotte ou modifications des systèmes de ventilation
- Rénovations qui modifieront le blindage de la pièce ou la distance entre la source et le récepteur
- Utilisation d'unités mobiles

Le FEC rempli devrait être soumis à la CCSN le plus tôt possible au cours de la phase de conception afin de faciliter le traitement de la demande ou de la modification de permis. Si plusieurs salles de conception et de fonction similaires doivent être construites ou rénovées, un seul FEC a besoin d'être soumis. Lorsque plusieurs salles destinées à la manipulation de sources non scellées doivent être construites ou rénovées, et que la désignation ou l'utilisation de chacune d'entre elles est différente, un FEC distinct devrait être soumis pour chaque salle. Le personnel de la CCSN pourrait demander des renseignements supplémentaires une fois que l'évaluation initiale de la conception ou de la rénovation est terminée.

Après la délivrance d'un permis pour un laboratoire de substances nucléaires ou une salle de médecine nucléaire, si des salles supplémentaires, des rénovations ou des changements à la classification des salles sont demandées, alors toutes les informations pertinentes doivent être soumises, y compris le FEC.

3. Généralités – Section A du formulaire d'évaluation de la conception

La section A du FEC contient des renseignements généraux au sujet du demandeur et des salles à classer pour l'utilisation de substances nucléaires non scellées. La sous-section suivante fournit des renseignements supplémentaires sur la classification des salles.

3.1 Classification des salles

Les zones, pièces ou enceintes où des substances nucléaires sont préparées pour une personne ou lui sont administrées (par injection, inhalation ou ingestion) à des fins de diagnostic ou de traitement, ou pour des études de recherche sur des sujets humains (à l'exclusion des radiographies de diagnostic médical ou de l'utilisation médicale de sources scellées pour des traitements de curiethérapie ou de téléthérapie) sont classées comme des salles de médecine nucléaire.

Pour les besoins du présent document, les salles de médecine nucléaire sont réparties en deux catégories : « médecine nucléaire – radiopharmacie » et « médecine nucléaire – autres ». La catégorie « médecine nucléaire – autres » comprend les salles d'injection, les salles d'imagerie, les chambres thérapeutiques des patients, ou toute autre salle qui est régulièrement occupée par des patients en cours de diagnostic ou de thérapie.

Le tableau 1 présente les différentes classifications de salles où des substances nucléaires non scellées sont manipulées, ainsi que leur description et leurs critères respectifs. À l'exception des salles de niveau élémentaire, toutes les autres catégories de salles nécessitent l'approbation écrite de la Commission ou d'une personne autorisée par celle-ci pour l'utilisation de substances nucléaires non scellées.

À l'exception des salles classées comme salles de médecine nucléaire – autres, toutes les zones, pièces ou enceintes où plus d'une quantité d'exemption d'une substance nucléaire non scellée est manipulée ou utilisée doivent être classées comme laboratoires de niveau élémentaire, intermédiaire, élevé ou de confinement, selon l'activité maximale de toute substance nucléaire devant être manipulée dans la salle en une seule fois (voir le tableau 1). Cela comprend toutes les salles de médecine nucléaire vétérinaire. La radiopharmacie située dans un service de médecine nucléaire serait classée comme salle de médecine nucléaire. Toutefois, pour les besoins de la conception, le titulaire du permis doit suivre l'orientation et les exigences décrites pour la classification des salles de niveau élevé/confinement.

Tableau 1 : Classification des salles où des substances nucléaires non scellées sont manipulées

Classification de la salle	Critères et description
Niveau élémentaire	La quantité de substance nucléaire non scellée utilisée en une seule fois ne doit pas dépasser 5 fois sa limite annuelle d'incorporation (LAI) correspondante.
Niveau intermédiaire	La quantité de substance nucléaire non scellée utilisée en une seule fois ne doit pas dépasser 50 fois sa LAI correspondante.

Classification de la salle	Critères et description
Niveau élevé	La quantité de substance nucléaire non scellée utilisée en une seule fois ne doit pas dépasser 500 fois sa LAI correspondante.
Niveau de confinement	La quantité de substance nucléaire non scellée utilisée en une seule fois dépasse 500 fois sa LAI correspondante.
Médecine nucléaire – laboratoire chaud	Laboratoire chaud * On doit respecter l’orientation et les exigences décrites pour les catégories de niveau élevé et de confinement.
Médecine nucléaire – autres	Salle d’administration de substances radiopharmaceutiques, salle d’imagerie, chambre des patients en thérapie ou toute autre pièce régulièrement occupée par des patients en diagnostic ou en thérapie.

Remarques :

1. La valeur LAI appropriée est celle qui représente le mieux les risques associés à la substance nucléaire. S’il n’est pas possible de déterminer si le risque le plus important est lié à l’inhalation ou à l’ingestion de la substance, on devrait alors utiliser la valeur la plus restrictive. Pour une liste des valeurs LAI, prière de consulter l’annexe B.
2. Le tableau 1 ne s’applique pas aux endroits suivants :
 - pièces ou enceintes servant uniquement au stockage de substances nucléaires non scellées
 - pièces ou enceintes destinées à l’utilisation ou au stockage d’appareils à rayonnement ou de substances nucléaires scellées

4. Exigences et orientation en matière de conception pour les sections B à H du formulaire d’évaluation de la conception

La section 4 du présent REGDOC décrit les exigences et l’orientation relatives à la conception des salles où sont manipulées des substances nucléaires non scellées. L’orientation et les exigences suivantes tiennent compte du risque et sont conformes aux sections B à H du FEC. Le FEC offre également la possibilité de proposer d’autres moyens d’atteindre l’objectif des exigences décrites dans la présente section. Les salles de niveau élémentaire ne nécessitent pas l’approbation écrite de la Commission ou d’une personne autorisée par celle-ci. Par conséquent, un FEC n’est pas nécessaire pour les salles de cette catégorie.

4.1 Finition et accessoires (pièces utilitaires et de stockage)

Exigences

Les titulaires de permis disposant de salles de niveau intermédiaire, élevé, de confinement et de médecine nucléaire (laboratoire chaud) doivent :

- B1 – Utiliser des revêtements de sol, des surfaces de travail, des chaises, des armoires et des étagères dont le fini est lisse, imperméable, lavable et résistant aux produits chimiques dans les zones où des substances nucléaires sont manipulées.

Orientation pour tous les titulaires de permis

Le confinement des déversements et autres accidents est une préoccupation majeure dans toutes les salles où des substances nucléaires non scellées sont manipulées. Par conséquent :

- B2 – Le revêtement de sol devrait être continu, sans joints. Si le revêtement de sol est en plusieurs parties, tous les joints du matériau de revêtement devraient être scellés. Le revêtement de sol devrait également être concave au niveau des murs et des armoires pour éviter que les déversements ne passent en dessous. Le revêtement de sol devrait avoir un enduit qui peut être retiré pour faciliter le nettoyage en cas de contamination.
- B3 – Tous les joints des surfaces de travail, y compris les plans de travail, devraient être scellés ou être conçus de façon continue, sans joint.
- B4 – Les plans de travail devraient comporter un rebord pour empêcher une fuite de liquide au sol. Si le plan de travail est contigu à un mur, il devrait être concave au niveau du mur, ou être pourvu d'un dossier.
- B5 – Les murs devraient avoir un fini lisse et lavable, et tous les joints devraient être scellés. Cela facilitera le nettoyage si une pièce est contaminée par l'éclaboussement d'un flacon ou si un autre événement similaire se produit.
- B6 – Le plafond devrait avoir un fini lisse et lavable, et tous les joints devraient être scellés. Les demandeurs de permis peuvent proposer des solutions de rechange appropriées, p. ex., des plafonds modulaires facilement remplaçables (p. ex., plafond suspendu avec carrelage).

4.2 Installations d'urgence et généralités sur le contrôle de la contamination

Exigences

Les titulaires de permis de salles de niveau élevé, de niveau de confinement et de médecine nucléaire (laboratoire chaud) doivent :

- C1 – Posséder des installations de décontamination du personnel adaptées aux activités et aux isotopes et produits chimiques utilisés.
- C2 – Disposer d'un éclairage de secours.

Orientation pour tous les titulaires de permis

- C3 – Une zone accessible devrait être désignée pour le stockage des matériaux et équipements utilisés pour la décontamination et la surveillance. Ces matériaux et équipements devraient comprendre les trousse d'intervention en cas de déversement, les radiamètres et les contaminamètres adaptés aux isotopes et aux produits chimiques manipulés.
- C4 – Les installations de décontamination devraient comprendre un évier séparé pour le lavage des mains près de l'entrée de la salle.
- C5 – Il devrait y avoir un bassin oculaire et une douche d'urgence dans la salle ou à proximité.
- C6 – Un équipement de surveillance de la contamination individuelle, adapté aux isotopes utilisés, devrait être disponible à tous les points d'entrée et de sortie.

- C7 – Les services de médecine nucléaire devraient disposer de toilettes réservées aux patients subissant des procédures de médecine nucléaire.

Les zones de préparation, de consommation ou de stockage des aliments et des boissons ne doivent pas être situées à l'intérieur d'une salle où sont manipulées des substances nucléaires non scellées. La seule exception est lorsque la consommation d'aliments ou de boissons par le patient fait partie d'une procédure de médecine nucléaire. Dans ce cas, seuls les aliments et les boissons destinés aux patients peuvent être conservés dans la salle, et seuls les patients soumis à de telles procédures peuvent consommer ces aliments ou boissons. Il est strictement interdit au personnel de conserver ou de consommer de la nourriture ou des boissons personnelles dans ces zones.

La salle devrait contenir, près de l'entrée, divers accessoires comme des crochets à manteaux, des bacs de linge radioactif, des casiers de rangement, etc. Cela facilitera l'enlèvement et le stockage adéquats des équipements de protection individuelle potentiellement contaminés, notamment les sarraus de laboratoire, avant que le personnel ne quitte la pièce.

4.3 Plomberie – Section D du formulaire d'évaluation de la conception

L'utilisation des réseaux d'égout municipaux pour l'élimination des substances nucléaires non scellées n'est normalement pas une pratique acceptable. Toutefois, des éviers ou d'autres installations sanitaires pourraient s'avérer nécessaires pour les procédés de laboratoire non radioactifs ou, dans le cas de la médecine nucléaire, pour l'hygiène des patients.

Les titulaires de permis disposant de salles de niveau intermédiaire, élevé, de confinement et de médecine nucléaire (laboratoire chaud) doivent :

- D1 – Lorsque des rejets courants se produisent par les égouts, ou lorsqu'il existe un potentiel de rejets accidentels, prendre des mesures pour s'assurer que ces rejets sont à la fois inférieurs aux limites de dose applicables et au niveau ALARA. Pour de plus amples renseignements sur l'atteinte des objectifs ALARA, voir l'annexe A.

Orientation pour tous les titulaires de permis

Éviers

- D2 – Les éviers devraient être fabriqués d'un matériau facilement décontaminable.
- D3 – Chaque évier devrait avoir un orifice de trop-plein.

Robinets

- D4 – Les robinets devraient pouvoir être actionnés par un moyen qui ne nécessite pas de contact direct de la main.
- D5 – Les robinets pourvus d'une canalisation de vide ou de refroidissement devraient comporter un dispositif antirefoulement.

Drains

- D6 – Les drains devraient être construits d'un matériau résistant à la corrosion et adapté aux produits chimiques utilisés dans le laboratoire.
- D7 – Les drains et les siphons d'évier susceptibles de contenir des quantités transitoires de substances nucléaires doivent être marqués en conséquence et être clairement indiqués sur tout plan fourni au personnel d'entretien ou aux entrepreneurs.

Orientation particulière pour les salles d'hospitalisation en médecine nucléaire thérapeutique (médecine nucléaire – autres)

- D8 – Chaque chambre devrait être pourvue d'une salle de bain.

4.4 Contrôle d'accès – Section E du formulaire d'évaluation de la conception

Exigences

Les titulaires de permis de salles de niveau intermédiaire, de niveau élevé, de confinement et de médecine nucléaire (laboratoire chaud) doivent :

- E1 – Disposer d'un système de contrôle de l'accès (clé, clavier, porte-clés numérique, autre) pour garantir que seuls les travailleurs autorisés peuvent entrer dans la salle à accès restreint.
- E2 – S'assurer que les salles sont pourvues de portes verrouillables qui resteront fermées et verrouillées lorsque les substances nucléaires sont présentes et que la salle est inoccupée.
- E3 – Prévoir une zone de stockage secondaire verrouillable (réfrigérateur, congélateur, armoire) pour les salles qui sont partagées avec des travailleurs non autorisés à utiliser des substances nucléaires.
- E4 – Disposer de zones désignées clairement délimitées où les substances nucléaires non scellées sont manipulées lorsqu'une partie de la salle doit également être utilisée pour d'autres types de travail.

Les titulaires de permis de salles de niveau élevé, de niveau de confinement et de médecine nucléaire (laboratoire chaud) doivent :

- E5 – S'assurer que les fenêtres du rez-de-chaussée sont sécurisées pour empêcher tout accès non autorisé à la pièce.

4.5 Blindage et contrôle du rayonnement – Section F du formulaire d'évaluation de la conception

Exigences

Les titulaires de permis de salles de niveau élevé, de niveau de confinement et de médecine nucléaire (laboratoire chaud) doivent :

- F1 – Inclure les estimations de dose reçues par les travailleurs du secteur nucléaire (TSN) et les non-TSN dans la ou les salles proposées et les zones adjacentes.

Orientation pour tous les titulaires de permis

Si les analyses du blindage indiquent des doses annuelles inférieures à 50 μSv par an pour tous les membres du public et que les doses aux TSN ne dépasseront probablement pas 1 mSv par année, aucune autre optimisation n'est nécessaire. De l'orientation détaillée sur l'estimation des doses figure à l'annexe C.

- F2 – On devrait utiliser un blindage localisé dans les zones où des substances nucléaires doivent être utilisées ou stockées. L'étendue du blindage dépendra des quantités de substances nucléaires qui émettent des rayonnements pénétrants. Il pourrait s'avérer nécessaire de renforcer les surfaces de travail pour qu'elles puissent supporter le poids de tout le matériau de blindage requis.
- F3 – Le cas échéant, le blindage devrait être incorporé dans la structure de la salle.
- F4 – Pour réduire au minimum le déplacement des substances nucléaires, les zones entre lesquelles les substances nucléaires seront déplacées devraient être situées aussi près les unes des autres que possible sur le plan opérationnel.
- F5 – Dans le cas de la médecine nucléaire, une salle d'attente séparée devrait être disponible pour les patients à qui des substances nucléaires sont administrées.

Orientation propre aux chambres d'hospitalisation en médecine nucléaire thérapeutique

- F6 – Le débit de dose à l'extérieur de la salle devrait être inférieur à 2,5 $\mu\text{Sv/h}$.
- F7 – La salle ne devrait pas être adjacente à une autre pièce occupée. De préférence, elle devrait être située au bout du couloir et avoir le moins de murs communs possible.

4.6 Déchets – Section G du formulaire d'évaluation de la conception

Orientation pour tous les titulaires de permis

- G1 – Un espace suffisant devrait être disponible pour les déchets radioactifs générés par les travaux dans la zone où les substances nucléaires non scellées sont manipulées. Cet espace pourrait se trouver dans la salle classée ou dans une zone de stockage séparée réservée aux déchets radioactifs.
- G2 – Les doses potentielles aux personnes occupant les zones adjacentes devraient être traitées explicitement dans le cadre du blindage et de l'évaluation des doses.

4.7 Ventilation des pièces et circulation de l'air – Section H du formulaire d'évaluation de la conception

En général, les systèmes de ventilation dédiés comportent une hotte ou une cellule chaude de conception appropriée et disposent d'un système d'évacuation avec un débit d'air suffisant pour empêcher le refoulement d'air dans le laboratoire. Les cellules chaudes sont des enceintes fortement blindées pour le traitement des matières radioactives. Elles peuvent être utilisées pour contrôler les risques liés à l'exposition au rayonnement et à la contamination.

Les exigences et l'orientation de la présente section ne s'appliquent qu'aux salles dans lesquelles sont utilisées des substances nucléaires volatiles, aérosolisées ou gazeuses.

Exigences

Les titulaires de permis de salles de niveau élevé, de niveau de confinement et de médecine nucléaire (laboratoire chaud) (où sont utilisées des substances nucléaires volatiles, aérosolisées ou gazeuses) doivent :

- H1 – Prévenir les rejets atmosphériques de substances nucléaires dans l’environnement, dans la mesure du possible.
- H2 – Disposer de systèmes dédiés pour capturer et contenir les substances nucléaires volatiles, aérosolisées ou gazeuses et prévenir leur rejet dans la zone de travail générale.
- H3 – Disposer de systèmes d’évacuation qui comportent des filtres, des réservoirs de décroissance pour le stockage des gaz ou d’autres dispositifs adaptés aux activités et aux types de substances nucléaires manipulées, afin d’éliminer ou de réduire au minimum les rejets dans l’environnement.
- H4 – Veiller à ce que les hottes et les cellules chaudes, y compris les ventilateurs d’évacuation, restent en marche en tout temps lorsque des substances nucléaires sont présentes.
- H5 – S’assurer que les hottes et les cellules chaudes sont pourvues d’un dispositif de surveillance continue pour garantir leur bon fonctionnement.
- H6 – S’assurer que les hottes ne sont pas le seul moyen d’évacuation de l’air ambiant. Si cela est inévitable, une dérivation doit être installée pour assurer la ventilation lorsque la guillotine est fermée.
- H7 – S’assurer que les systèmes d’évacuation de substances nucléaires ne sont pas modifiés par inadvertance de manière à interférer avec leur fonction nominale (p. ex., perte du débit d’air requis, connexion aux systèmes de ventilation générale de la pièce).
- H8 – S’assurer que les systèmes d’évacuation de substances nucléaires ne sont pas connectés aux systèmes de ventilation normaux de la salle.
- H9 – Fournir à la CCSN des informations détaillées sur tous les systèmes de filtration utilisés, y compris la surveillance et le remplacement des filtres.

Orientations pour tous les titulaires de permis

- H10 – Les hottes, y compris les ventilateurs d’évacuation, devraient disposer d’une alimentation de secours ou d’urgence automatique pour pouvoir fonctionner en continu.
- H11 – Chaque hotte devrait être pourvue d’une alarme visuelle ou sonore pour indiquer une réduction du débit d’air.
- H12 – Lors de son installation, on devrait tester chaque hotte pour vérifier le débit d’air et confirmer l’absence de contre-courants.
- H13 – La vitesse frontale minimale de la hotte devrait être supérieure à la vitesse des courants d’air dans la pièce afin d’empêcher que toute radioactivité en suspension dans l’air ne s’échappe de la hotte.

4.8 Conception des hottes et des cellules chaudes – Section I du formulaire d’évaluation de la conception

Exigences

Les titulaires de permis de salles de niveau élevé, de niveau de confinement et de médecine nucléaire (laboratoire chaud) doivent :

- I1 – Employer des hottes ou des cellules chaudes faites d'un matériau lisse, imperméable, lavable et résistant aux produits chimiques.
- I2 – Employer des hottes ou des cellules chaudes conçues pour contenir les déversements de manière à ce que ceux-ci ne puissent pas se propager facilement au-delà de leurs surfaces intérieures.
- I3 – Employer des cellules chaudes conçues pour la manipulation de substances nucléaires sous forme liquide ou gazeuse, pourvues de dispositifs de contrôle des contaminants radioactifs en suspension dans l'air.
- I4 – Choisir les hottes et les cellules chaudes en fonction de leur adéquation avec le travail prévu.
- I5 – S'assurer que les cellules chaudes sont pourvues d'un blindage adéquat pour le travail prévu.
- I6 – S'assurer qu'une pression négative est maintenue à l'intérieur des cellules chaudes par rapport à la pièce dans laquelle elles sont situées.
- I7 – Prévoir une alimentation de secours pour les ventilateurs d'évacuation des cellules chaudes.

Orientations pour tous les titulaires de permis

- I8 – Les coins à l'intérieur des hottes devraient être concaves pour faciliter la décontamination et le nettoyage.
- I9 – Les hottes devraient être étiquetées de manière à identifier clairement les raccords au ventilateur ou au système de ventilation.
- I10 – Les cellules chaudes possèdent un moyen de transférer la radioactivité à l'intérieur et à l'extérieur en toute sécurité. Par exemple, les solutions radioactives peuvent être pompées à l'arrière de la cellule chaude par des canalisations de transfert provenant d'un accélérateur qui produit des radio-isotopes. Une fois que la matière radioactive a été traitée, elle est placée dans un récipient blindé pour être transférée à l'extérieur de la cellule chaude, généralement par un tiroir situé sur le côté de la cellule chaude.
- I11 – Les cellules chaudes sont pourvues de manipulateurs permettant de manipuler à distance les objets à l'intérieur des cellules chaudes. Cela permet d'éviter les doses aux extrémités et de réduire les risques de déversement.
- I12 – Le couvercle d'un récipient blindé devrait être fixé au corps du récipient lorsqu'il est encore à l'intérieur de la cellule chaude. Le blindage devrait être placé entre toute radioactivité non traitée et les mains de la personne qui retire le récipient blindé de la cellule chaude.
- I13 – Les cellules chaudes sont pourvues d'une fenêtre permettant l'observation visuelle des procédés à l'intérieur de la cellule chaude. La fenêtre devrait avoir un niveau de blindage équivalent à celui des parois de la cellule chaude. Dans les cellules chaudes modernes, les fenêtres sont généralement construites en verre au plomb.
- I14 – Des moniteurs de rayonnement devraient être installés à l'intérieur des cellules chaudes. Ceci est particulièrement important pour protéger le personnel qui pourrait devoir ouvrir la cellule chaude pour installer, modifier ou réparer les équipements à l'intérieur.
- I15 – Les cellules chaudes devraient être équipées d'un dispositif de surveillance de la circulation d'air. Souvent, un capteur de pression est installé à l'intérieur de la cellule chaude avec un affichage visible de l'extérieur. Si la circulation d'air ne fonctionne pas et des matières radioactives volatiles sont présentes dans la ou les cellules chaudes, le personnel devrait quitter l'installation.
- I16 – On devrait utiliser des hottes à flux laminaire pour les procédures qui nécessitent un environnement stérile.

4.9 Emplacement des hottes et des cellules chaudes – Section J du formulaire d'évaluation de la conception

Orientations pour tous les titulaires de permis

- J1 – Les hottes et les cellules chaudes devraient être situées à l'écart des courants d'air ou des turbulences, comme les zones à forte circulation, les portes, les fenêtres qui s'ouvrent et les dispositifs d'alimentation en air (bouches d'aération, fenêtres, etc.).
- J2 – En raison de la volatilité possible de leur contenu, les hottes et les cellules chaudes ne devraient pas être adjacentes à l'unique moyen d'accès à une sortie.
- J3 – Les bouches d'approvisionnement en air devraient être installées ou dirigées à l'écart des hottes pour éviter toute interférence.

4.10 Conduites, bouches d'aération et cheminées – Section K du formulaire d'évaluation de la conception

Exigences

Les titulaires de permis de salles de niveau élevé, de niveau de confinement et de médecine nucléaire (laboratoire chaud) doivent :

- K1 – S'assurer que toutes les conduites sont faites de matériaux résistants à la corrosion et adaptés aux substances nucléaires utilisées dans la hotte ou la cellule chaude.
- K2 – S'assurer que tous les raccords et joints sont suffisamment étanches pour empêcher les substances nucléaires de s'infiltrer dans les espaces d'air adjacents.
- K3 – Identifier clairement les conduites d'évacuation des substances nucléaires, tant sur les conduites elles-mêmes que sur tous les plans fournis au personnel d'entretien ou aux entrepreneurs.
- K4 – Placer les cheminées d'évacuation ou les bouches d'aération sur le toit aussi loin que possible et sous le vent de toute prise d'air pour empêcher la recirculation des substances nucléaires rejetées.
- K5 – Démontrer, par modélisation de la dispersion atmosphérique ou d'autres calculs, que les doses au public résultant à la fois des rejets courants et des scénarios les plus défavorables prévisibles respecteront le principe ALARA et ne dépasseront pas les limites de dose applicables.
- K6 – Placer les ventilateurs d'évacuation des hottes à proximité d'un point de rejet.

Orientations pour tous les titulaires de permis

- K7 – Si des sections horizontales doivent être utilisées, des informations détaillées devraient être soumises à la CCSN pour montrer comment la collecte des condensats ou des liquides provenant du point de rejet sera limitée. Les conduites horizontales devraient présenter une pente d'au moins 2,5 cm sur 3 mètres (1 pouce sur 10 pieds) vers le bas dans le sens de l'écoulement de l'air vers un drain ou un puisard approprié.
- K8 – On ne devrait pas utiliser de couvercles de protection contre la pluie sur les cheminées, car ils limitent la dispersion verticale.
- K9 – On devrait s'assurer que la vitesse à la sortie de la cheminée est au moins 1,5 fois la vitesse moyenne du vent pour éviter d'emprisonner tout rejet radioactif du côté sous le vent de la cheminée. [3]

- K10 – On devrait s’assurer que la hauteur de la cheminée est d’au moins 3,0 m au-dessus du point le plus élevé de toute ligne de toit adjacente. Elle devrait être supérieure à la hauteur de la tête afin qu’il n’y ait aucun risque qu’une personne ne se penche par-dessus la cheminée.
- K11 – Les prises d’air devraient être situées aussi loin que possible de toute cheminée ou hotte d’évacuation afin d’éviter la recirculation de tout rejet d’air.
- K12 – Les ventilateurs d’évacuation des hottes devraient être situés à l’extérieur du bâtiment.
- K13 – À l’endroit où la cheminée est située sur le toit, on devrait placarder un panneau d’avertissement comportant les coordonnées de la personne à contacter.

5. Estimation des doses pour les salles classées de niveau élevé, de niveau de confinement et de médecine nucléaire

Dans le cas des salles de niveau élevé et de niveau de confinement, on doit également tenir compte des doses au stade de la planification. Dans ce cas, un blindage localisé est généralement utilisé pour garantir que les débits de dose dans les zones environnantes sont acceptables.

Les principales sources de rayonnement et les matériaux de blindage doivent être pris en compte, et les débits de dose résultants (obtenus par mesures ou par calcul) doivent être fournis à la CCSN.

L’occupation par des personnes dans des zones adjacentes ou proches doit être prise en compte et les doses annuelles résultantes doivent être déterminées. L’utilisation prévue de contrôles des pratiques procédurales et de travail devrait également être prise en compte et incluse dans la demande.

Le principe ALARA est pris en compte également lors de la conception de toutes les zones, pièces ou enceintes où des substances nucléaires sont manipulées. Aux stades de la planification et de la conception, il devrait être primordial de tenir compte de l’impact que les décisions de conception auront sur les doses potentielles aux personnes (à l’exclusion du patient). En médecine nucléaire, cela est particulièrement important étant donné que la source, une fois administrée à une personne, ne se trouvera pas dans un endroit fixe.

L’évaluation des demandes concernant toute salle de médecine nucléaire comprendra un examen des estimations des doses aux personnes (à l’exclusion du patient) dans la zone, y compris les personnes dans les salles adjacentes. L’annexe C fournit de l’orientation sur la manière de déterminer et de démontrer, avant de construire la salle et d’y effectuer toute activité autorisée, que les estimations des doses de rayonnement respectent le principe ALARA.

Le REGDOC-2.7.1, *Radioprotection* [4], fournit de l’orientation sur la façon de maintenir les doses au niveau ALARA.

Pour ces classifications de salles, des estimations de doses sont nécessaires. À cet égard, on pourrait suivre l’approche décrite à l’annexe C, Estimation des doses.

Annexe A : Niveaux de libération pour le rejet de substances nucléaires communes dans les égouts municipaux et dans l’atmosphère

Le [Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement](#) stipule que le niveau de libération conditionnelle fait référence à une concentration d’activité qui n’entraîne pas une dose efficace supérieure à 1 mSv dans une année à la suite d’un événement peu probable ou supérieure à 10 µSv dans une année [5].

Les niveaux de libération suivants représentent des valeurs précises exprimées en termes de taux de rejet (air et liquide dans les égouts) de radionucléides dans l’environnement ou de concentrations d’activité dans les matières solides en deçà desquelles aucune autre justification n’est nécessaire pour démontrer le respect du principe ALARA. Les titulaires de permis pourraient utiliser ces informations afin de déterminer si les rejets potentiels par leurs salles sont suffisamment faibles pour respecter le principe ALARA sans autre justification ou atténuation.

Le document TECDOC-1000, *Clearance of Materials Resulting from the Use of Radionuclides in Medicine, Industry and Research* (AIEA 1998) [6], fournit des niveaux de libération génériques pour divers radionucléides. Il fournit également des limites pour d’autres radionucléides, déterminées par des méthodes et des paramètres de modélisation des doses. Les tableaux A.1 et A.2 comprennent les niveaux de libération génériques décrits dans le document TECDOC-1000.

Tableau A1 : Niveaux de libération conditionnelle pour les liquides rejetés dans les égouts municipaux, d’après le document TECDOC-1000 de l’AIEA

Radionucléide	Limite de rejet (MBq/a)	Radionucléide	Limite de rejet (MBq/a)	Radionucléide	Limite de rejet (MBq/a)
¹⁸ F	0,1	¹³⁹ Ce	1	⁵⁹ Fe	1
³³ P*	10	¹⁴¹ Ce	10	²⁰⁴ Tl	100
⁴⁶ Sc	0,1	¹⁴³ Ce	1	²¹⁰ Bi+	10
⁵¹ Cr	100	¹⁴⁷ Nd	1	²⁰⁸ Po	10
⁵⁶ Mn	0,1	¹⁴² Pm	1	²⁰⁹ Po	10
⁶⁰ Co	0,1	¹⁵³ Sm	10	²¹⁰ Po	10
⁶³ Ni	10 000	¹⁵² Eu	1	²²³ Ra+	1
⁶⁴ Cu	1	¹⁵⁴ Eu	1	²²⁴ Ra+	0,1
⁶⁸ Ge+	0,1	¹⁵³ Gd	10	²²⁸ Ra+	0,1
⁸² Br	0,1	¹⁰³ Pd	10	²²⁷ Ac+	1
⁸³ Rb	1	¹¹⁰ Agm	0,1	²³⁰ Th	100
⁸² Sr+	0,1	¹⁰⁹ Cd	10	²²⁸ Th	100
⁹⁰ Sr+	1	⁵⁴ Mn	1	²²⁸ Th+	0,1
⁸⁸ Y	0,1	⁶⁵ Zn	1	²²⁹ Th	1
¹²⁴ Sb	0,1	¹⁷⁰ Tm	100	²³² U+	0,1
¹²⁵ Sb	1	¹⁶⁹ Yb	1	²³⁷ Np	10
¹²⁴ I	10	¹⁷⁷ Lu	10	²³⁸ Pu	1

Radionucléide	Limite de rejet (MBq/a)	Radionucléide	Limite de rejet (MBq/a)	Radionucléide	Limite de rejet (MBq/a)
¹²⁵ I	100	¹⁷⁷ Lum	0,1	²³⁹ Pu	1
¹³¹ I	10	¹⁸⁶ Re	10	²⁴⁰ Pu	1
¹²⁵ Cs (pour ¹²⁴ Cs)	100 000	¹⁹² Ir	1	²⁴¹ Am	10
¹³⁴ Cs	0,1	¹⁹⁴ Hg	10	²⁴³ Am+	1
¹³⁷ Cs	1	²¹⁰ Pb	1	²⁴⁴ Cm+	0,1
¹³³ Ba	1	⁸⁶ Rb	10		
¹⁴⁰ La	0,1	⁵⁵ Fe	10 000		

Tableau A2 : Niveaux de libération conditionnelle pour les rejets dans l’atmosphère

Radionucléide	Limite de rejet (MBq/a)	Concentration (Bq/m ³)
¹¹ C	100 000	33 000
¹⁸ F	10 000	3 300
³⁷ Ar	1E+11	3,3E+10
⁴⁵ Ca	1 000	330
⁶⁰ Co	1	0,33
⁶⁵ Zn	10	3,3
⁸³ Rb	1 000	330
⁸² Sr+	100	33
⁹⁰ Sr	1	0,33
⁸⁸ Y	10	3,3
¹⁰⁹ Cd	100	33
¹²⁵ Sb	100	33
¹²⁴ I	100	33
¹³¹ I	100	175 ¹
¹³⁹ Ce	100	33
¹⁵² Eu	1	0,33
¹⁵⁴ EU	1	0,33
¹⁷⁰ Tm	1 000	330
¹⁶⁹ Yb	100	33
¹⁷⁷ Lu	1 000	330
¹⁸⁶ Re	1 000	330
²²⁸ Ra+	0,1	0,03

Radionucléide	Limite de rejet (MBq/a)	Concentration (Bq/m ³)
²²⁸ Th+	0,1	0,03
²³³ U	1	0,33
²³⁵ U	1	0,33
²³⁴ U	1	0,33
²³⁸ U	1	0,33
²³⁸ Pu	0,01	0,003
²⁴⁴ Cm+	0,1	0,03
²⁴¹ Am	0,1	0,03

Remarque : Les nucléides mères et leurs produits de filiation indiqués sont en équilibre séculaire.

Les installations de traitement des radionucléides devraient procéder à des évaluations de doses supplémentaires, en tenant compte de la hauteur des cheminées et de la proximité des zones occupées adjacentes.

Une modélisation des doses, propre au site, pourrait être nécessaire lorsqu'il ne peut être démontré que les rejets atmosphériques potentiels sont inférieurs aux valeurs spécifiées dans la présente annexe. Des mécanismes de filtration supplémentaires ou d'autres mesures peuvent être nécessaires dans le système de ventilation des substances nucléaires pour atténuer les doses potentielles.

Il est à noter que les rejets de matières solides dans les décharges municipales sont réglementés selon les exemptions et les valeurs de libération inconditionnelle indiquées aux annexes 1 et 2 du [Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement](#).

Annexe B : Facteurs de conversion des doses (FCD) et limites annuelles d'incorporation (LAI) pour les substances nucléaires communes

Valeurs des FCD et des LAI pour des substances nucléaires communes

[Source : FCD d'après ICRP-68 [7] et NRPB-W22 [8]; LAI calculées d'après les FCD

(LAI = 20 mSv/FCD)]

Remarque : Les LAI affichées correspondent à une taille de particule (diamètre aérodynamique médian en activité, AMAD) de 5 µm.

La solubilité choisie dans le document CIPR-68 est celle qui donne la LAI la plus basse pour chaque radionucléide normalisé et voie d'incorporation (inhalation ou ingestion).

Tableau B1 : Facteur de conversion des doses (FCD) et limites annuelles d'incorporation (LAI) pour les substances nucléaires communes

Substance nucléaire	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
Brome 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

Substance nucléaire	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 (TLCO) † (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
Polonium 210 (²¹⁰ Po)	2,2 x 10 ⁻⁰⁶	9,1 x 10 ⁰³	2,4 x 10 ⁻⁰⁷	8,3 x 10 ⁰⁴

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

* OTH = oxyde de tritium hydrogéné, aussi appelé « eau tritiée ».

† TLCO = tritium lié aux composés organiques.

- ‡ Concentration équivalant à 20 mSv par année (en supposant 250 de travail et 8 heures de travail par jour).
- †† Composés insolubles de type S (lent).

Annexe C : Estimation des doses

Cette annexe présente une méthode d'estimation des doses de rayonnement dans un service de médecine nucléaire. La même approche peut être utilisée pour estimer les doses de rayonnement pour d'autres classifications de salles (niveau élevé et niveau de confinement) où des substances nucléaires non scellées sont manipulées.

Le tableau suivant présente les caractéristiques des principales catégories de procédures de médecine nucléaire : médecine nucléaire diagnostique classique, tomographie par émission de positrons (TEP) et médecine nucléaire thérapeutique. Pour ce qui est de l'estimation des doses annuelles, la principale différence entre ces catégories réside dans les isotopes et les activités utilisées et/ou le lieu et la durée du traitement.

Tableau C1 : Caractéristiques des principales catégories de procédures de médecine nucléaire

	Diagnostic classique	TEP	Thérapie
Isotope le plus couramment utilisé	^{99m}Tc	^{18}F	^{131}I
Demi-vie de l'isotope	6 heures	110 minutes	8 jours
Énergie gamma principale	141 keV	511 keV	364 keV
Γ_i ($\mu\text{Sv h}^{-1} \text{MBq}^{-1} \text{m}^{-2}$)	$1,853 \text{ E}^{-2}$	$1,398 \text{ E}^{-1}$	$5,471 \text{ E}^{-2}$
Type d'activités utilisées	$\leq 1 \text{ GBq}$	$\leq 1 \text{ GBq}$	$\leq 10 \text{ GBq}$
Type d'administration	Injection	Injection	Ingestion
Durée de la procédure	Quelques heures	Quelques heures	Quelques jours
Patient hospitalisé/en consultation externe	Patient externe	Patient externe	Patient externe ou patient hospitalisé
Commentaires	La catégorie la plus courante de procédures de médecine nucléaire.	Les rayons gamma de haute énergie nécessitent un blindage plus important que les isotopes de médecine nucléaire diagnostique classique. Il faut également isoler le patient entre le moment de l'injection et celui de la tomographie.	En raison du risque de contamination, les patients peuvent devoir rester dans une chambre désignée de l'hôpital après l'administration du radio-isotope.

Cadre général d'estimation des doses

Les doses provenant des procédures de médecine nucléaire peuvent être estimées de plusieurs façons. Toutes les méthodes sont des extensions des principes de base de la radioprotection, à savoir le temps, la distance et le blindage. Pour chaque méthode, il faut procéder à l'examen initial des aspects suivants :

- Les isotopes et les activités qui seront utilisés pour les procédures de médecine nucléaire
- Les lieux où ces isotopes et ces activités seront utilisés
- le nombre annuel de procédures à effectuer
- L'occupation des salles du service de médecine nucléaire et de toutes les zones adjacentes par le personnel, les patients et le public
- L'aménagement de l'installation
- Les matériaux de construction utilisés dans la construction de l'installation

Pour obtenir une estimation exacte des doses, il faut caractériser correctement l'exploitation et la conception de l'installation.

Méthode en cinq étapes pour l'estimation des doses de rayonnement

On peut diviser en cinq grandes étapes l'approche globale de l'estimation des doses de rayonnement :

Étape (1) Aménagement de l'installation

Obtenir les dessins d'architecture ou faire un dessin précis, à l'échelle et aux dimensions de l'installation et des zones environnantes. Les dessins doivent indiquer les endroits où des quantités importantes de substances nucléaires seront présentes. Ils doivent également indiquer les emplacements occupés où des personnes pourraient être exposées à des rayonnements à la suite d'une activité autorisée. S'ils sont disponibles, les dessins d'architecture à l'échelle conviennent parfaitement à cet effet.

Indiquer les endroits où les substances nucléaires seront utilisées. Cela comprend les salles où les substances nucléaires seront administrées au patient et les principaux lieux utilisés après l'administration.

La figure C1 montre un aménagement hypothétique d'un service de médecine nucléaire, avec les dimensions et les détails de base du blindage. Les lettres A à E₂ indiquent les endroits présentant le plus grand potentiel d'exposition. La même méthode utilisée pour estimer la dose de rayonnement dans ces zones peut être employée pour d'autres zones, notamment les salles d'attente désignées, les aires de réception, les vestiaires ou les toilettes.

Étape (2) Estimation de la charge de travail

La charge de travail doit être déterminée pour chaque lieu principal. La charge de travail fait référence au nombre de procédures par an, ainsi qu'à l'activité type (en MBq) par procédure.

Dans toute installation de médecine nucléaire, plusieurs isotopes émetteurs gamma différents peuvent être utilisés régulièrement et être présents à plusieurs endroits de l'installation (p. ex., ⁵¹Cr, ⁶⁷Ga, ⁷⁵Se, ^{99m}Tc, ¹¹¹In, ¹²³I, ¹³¹I et ²⁰¹Tl). La plupart de ces isotopes sont poly-énergétiques (c.-à-d. qu'ils ont plusieurs énergies d'émission gamma) et leur rayonnement est atténué à des degrés divers par les différents matériaux de blindage.

Dans un premier temps, toutes les procédures possibles sont envisagées. Si l'on peut démontrer que certaines procédures n'ont aucune incidence sur les doses totales engagées, les doses provenant de ces procédures peuvent ne pas nécessiter d'estimations détaillées.

Pour ce faire, il s'agit de multiplier l'activité type pour une procédure par le nombre de procédures annuelles de ce type et par la durée d'exposition par procédure.

Exemple :

À titre d'exemple, supposons que le service de médecine nucléaire illustré à la figure C1 effectue principalement trois types d'intervention diagnostique en consultation externe : analyse cardiaque, scintigraphie osseuse diagnostique et analyse de l'absorption thyroïdienne. La charge de travail quotidienne type et les détails des isotopes et des activités utilisées sont présentés dans le tableau 2. Le nombre annuel de procédures effectuées est estimé à partir de la charge de travail quotidienne, en supposant une semaine de travail de cinq jours (aucune procédure n'est effectuée la fin de semaine) et 50 semaines par année.

Figure C1 : Aménagement d'un service de médecine nucléaire hypothétique

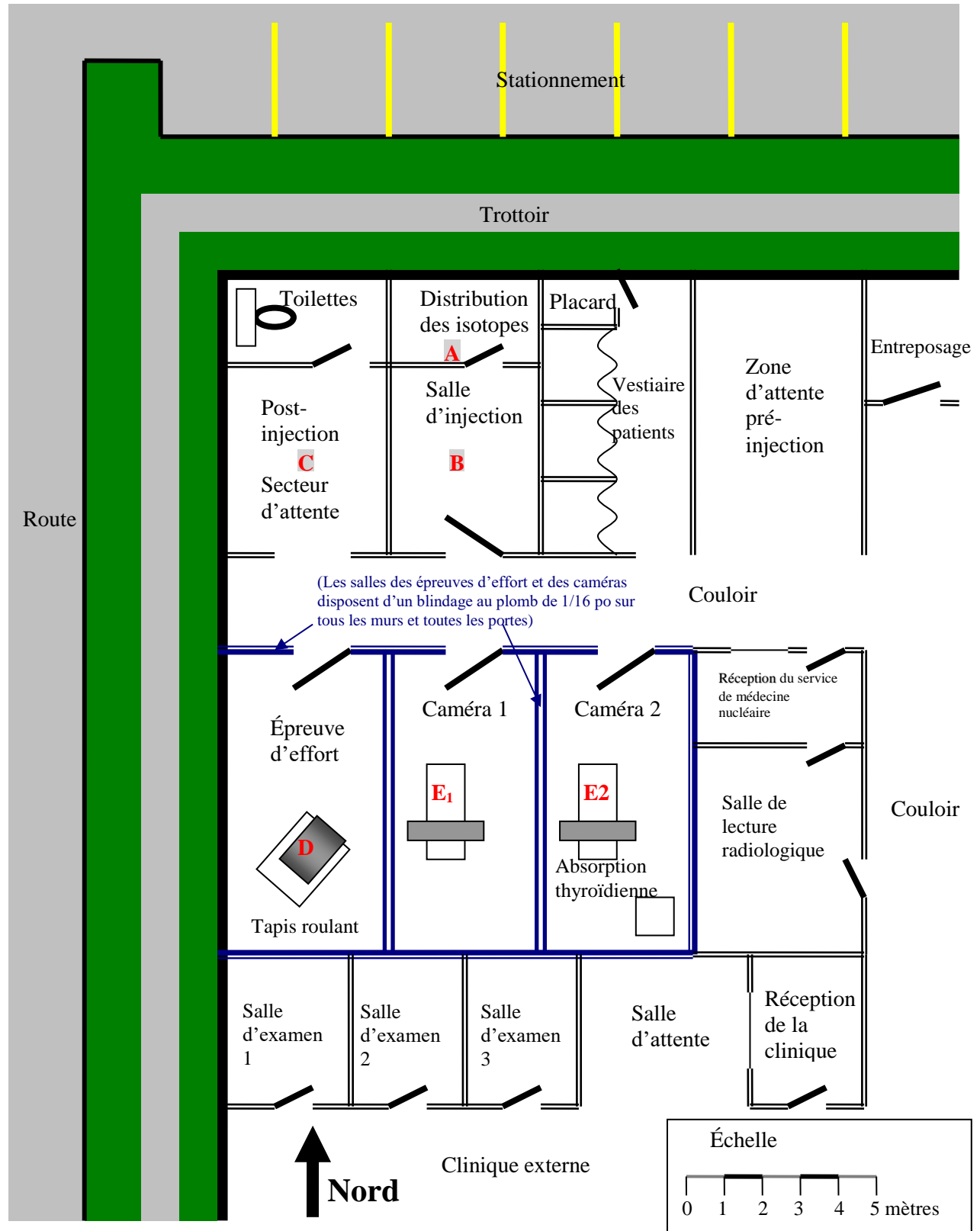


Tableau C2 : Principales procédures effectuées, isotopes utilisés et activités

Procédure	Substance nucléaire	Nombre de patients (N)		Durée moyenne de la procédure	Activité moyenne par traitement	(N ^{bre de proc.}) x (durée) x (activité)
		Par jour	Par année			
Analyse cardiaque	^{99m} Tc	7	1 750	1 ½ h *	370 MBq (repos)* 1 100 MBq (effort)*	259 000 MBq-h* 1 210 000 MBq-h*
Scintigraphie osseuse	^{99m} Tc	5	1 250	¾ h	800 MBq	300 000 MBq-h
Absorption thyroïdienne	¹³¹ I	1	250	½ h	0,37 MBq	18,5 MBq-h

* On suppose que l'épreuve au repos dure 35 minutes et l'épreuve à l'effort dure 55 minutes (total de 90 minutes, ou 1 ½ heure).

Il ressort clairement de ce tableau que les doses de rayonnement encourues par le personnel ou le public à la suite des procédures d'absorption thyroïdienne sont probablement négligeables par rapport aux analyses cardiaques ou aux scintigraphies osseuses et peuvent être omises de l'estimation des doses.

Étape (3) Estimation de la charge de travail

Il s'agit de déterminer l'utilisation, le type d'occupation et le facteur d'occupation des zones situées à l'intérieur ou à proximité immédiate du service de médecine nucléaire, qui seront occupées pendant que les substances nucléaires sont utilisées. C'est dans ces zones que le personnel et le public (autres que le patient) sont susceptibles de recevoir une dose de rayonnement en raison des activités de médecine nucléaire. Pour chaque zone, déterminer ce qui suit :

- À quoi sert la zone (p. ex., réception, salle d'attente, salles d'injection de produits radiopharmaceutiques, salle de caméra gamma, toilettes)
- Qui est normalement présent dans la zone (p. ex., les TSN, les non-TSN qui effectuent un travail ou les membres du public, notamment les personnes qui accompagnent les patients ou le personnel hospitalier qui effectue un travail sans rapport avec l'activité autorisée)
- Le facteur d'occupation (T) pour chaque emplacement et chaque groupe exposé (p. ex., la fraction de temps qu'une personne passe dans une zone où il y a un champ de rayonnement)

On devrait déterminer le facteur d'occupation (T) pour chaque emplacement et chaque groupe exposé (c.-à-d. la fraction du temps total pendant lequel un champ de rayonnement peut être présent à un endroit précis, et pendant lequel une personne peut être présente à cet endroit). Pour évaluer T, il est important de savoir si une personne peut ou non se trouver à cet endroit, *lorsqu'un champ de rayonnement est présent dans cette zone*. Par exemple, un technologue se trouvera à de nombreux endroits différents au cours d'une journée de travail normale, mais sera toujours à proximité du patient lorsqu'il injectera des produits radiopharmaceutiques ou lorsqu'il le placera sur le lit du tomographe ou du scintigraphe. À l'inverse, le personnel de nettoyage ne peut se trouver dans le service de médecine nucléaire qu'après les heures normales de travail et, par conséquent, peut être exposé à un rayonnement faible, voire nul, même si les préposés au nettoyage passent passablement de temps dans le service.

Pour de plus amples renseignements, veuillez consulter le Rapport 151 du National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRP) Report No. 151 : *Structural Shielding Design and Evaluation for Megavoltage X- and Gamma-Ray Radiotherapy Facilities* [9].

La détermination de l'occupation est probablement l'aspect le plus difficile de l'évaluation des doses. Il faut d'abord déterminer qui (autre que le patient) est exposé au rayonnement en raison même du fonctionnement du service de médecine nucléaire. Pour ce qui est des opérations de médecine nucléaire, ces personnes sont normalement divisées en trois catégories : les TSN, les non-TSN et les membres du public (qui comprend le personnel effectuant un travail sans rapport avec l'activité autorisée).

Généralement, lors du calcul des estimations de dose, les technologues en médecine nucléaire, les radiologues et tout autre personnel technique travaillant dans le service seront considérés comme des TSN.

Les non-TSN sont des membres du personnel qui effectuent un travail lié à l'activité autorisée, et qui reçoivent des doses annuelles inférieures à 1 mSv.

Les membres du public sont généralement répartis en trois groupes très larges :

- Les personnes accompagnant les patients qui subissent des tomographies ou des scintigraphies de médecine nucléaire
- Les personnes susceptibles d'être présentes dans les salles ou les couloirs adjacents, y compris les piétons à l'extérieur du bâtiment, les patients dans les zones adjacentes du bâtiment (p. ex., la consultation externe) et les personnes se trouvant dans les zones situées au-dessus et en dessous du service de médecine nucléaire
- Le personnel non-TSN qui effectue des activités ou des tâches sans lien avec l'activité autorisée (p. ex., les porteurs, les infirmières, les messagers)

Il va de soi qu'il est peu pratique d'évaluer les doses reçues par chaque personne à partir de toutes les sources possibles. La deuxième étape consiste donc à simplifier le problème. À cette fin, on peut évaluer la proximité, la fréquence et la durée d'exposition des personnes de chaque groupe afin de déterminer les personnes les plus exposées. Il s'agit ensuite d'évaluer ces « scénarios d'exposition les plus défavorables » au sein de chaque groupe, car on peut supposer sans risque que toutes les autres personnes de chaque groupe reçoivent des doses moindres.

La dernière étape de l'analyse de l'occupation consiste à déterminer où et pendant combien de temps les personnes sont exposées, c'est-à-dire :

- Où se trouvent les substances nucléaires et pendant combien de temps?
- Où se trouvent les personnes les plus exposées et pendant combien de temps?

Il ressort implicitement de cette partie de l'évaluation que seuls les lieux qui contribueront de manière significative aux doses encourues doivent être pris en compte. Prenons le cas d'un technologue en médecine nucléaire qui travaille avec un patient sur le tapis roulant dans la salle d'épreuve d'effort (voir la figure C1). Pendant qu'il est là, le technologue recevra une certaine dose de rayonnement provenant de patients ayant reçu une injection et qui peuvent être présents dans les salles de caméra 1 et 2 ou dans la zone d'attente post-injection. Toutefois, vu les distances plus grandes entre le technologue et ces sources d'exposition et la présence d'un blindage intermédiaire, ces doses seront négligeables par rapport à la dose attribuable au patient sur le tapis roulant. Ainsi, lorsque le technologue se trouve dans la salle d'épreuve d'effort, seule la dose reçue par le patient sur le tapis roulant doit être évaluée.

Exemple :

Pour les besoins de l'exemple, formulons les hypothèses suivantes :

- Tout le travail est réparti également entre trois technologues en médecine nucléaire. Par rapport aux technologues, les radiologues sont présents dans le service de façon périodique seulement, pendant des périodes relativement courtes et avec une exposition directe minimale aux produits radiopharmaceutiques ou aux patients ayant reçu une injection.
- Le service de médecine nucléaire compte un ou plusieurs réceptionnistes à temps plein qui passent pratiquement tout leur temps dans le bureau de réception. Il en va de même pour la clinique externe adjacente.
- Les autres membres du personnel auxiliaire, notamment les porteurs, le personnel de nettoyage et d'entretien, ne sont présents que rarement, avec un accès restreint aux zones dans lesquelles des radio-isotopes sont utilisés, et avec une exposition directe minimale aux produits radiopharmaceutiques ou aux patients ayant reçu une injection.
- Les membres de la famille qui accompagnent les patients qui subissent des procédures de médecine nucléaire ne sont présents que quelques heures par an.
- Les médecins travaillant dans la clinique externe adjacente passent environ la moitié de leur temps dans les salles d'examen immédiatement adjacentes aux salles de caméra et à la salle d'épreuve d'effort.
- Le bâtiment n'a qu'un seul étage et est construit sur le sol, de sorte qu'il n'y a pas d'occupant en dessous et que l'occupation est très minime au-dessus (p. ex., lors de la réparation du toit).

Sur la base de ces hypothèses et de l'aménagement de l'installation présenté à la figure C1, il est raisonnable de s'attendre à ce qui suit :

- Les technologues en médecine nucléaire sont les personnes les plus exposées parmi les TSN, et comme le travail est réparti à parts égales entre eux, les doses qu'ils reçoivent devraient être très similaires.
- Les réceptionnistes du département de médecine nucléaire et les médecins effectuant des travaux liés à l'activité autorisée dans les salles adjacentes sont susceptibles de recevoir les expositions professionnelles les plus élevées des non-TSN, en raison de leurs longues durées d'exposition et de leur proximité relative avec les salles de caméra et d'épreuve d'effort.
- Les membres du public (autres que les patients eux-mêmes) devraient recevoir des doses bien inférieures à celles reçues par les réceptionnistes et/ou les médecins, mais le personnel effectuant des tâches non liées à l'activité autorisée et dont les bureaux sont à proximité immédiate (à côté ou au-dessus/en dessous du service de médecine nucléaire) recevra les doses les plus élevées parmi les personnes de cette catégorie.

Par conséquent, les doses doivent être estimées pour seulement trois personnes représentatives : un technologue en médecine nucléaire, un réceptionniste en médecine nucléaire et un médecin effectuant un travail sans lien avec l'activité autorisée dans la clinique externe adjacente.

Les principaux paramètres nécessaires pour estimer la dose annuelle totale pour chacun de ces travailleurs sont présentés dans le tableau C3 à la page suivante.

Tableau C3 : Résumé de l'occupation

Personnes exposées	TSN	Endroit(s) important(s) occupé(s)	Emplacement(s) de la source ayant une contribution importante à la dose	Facteur d'occupation (T)	Justification/commentaires
Technologue en médecine nucléaire	Oui	Distribution	A	1/3	<p>Un facteur d'occupation de $\frac{1}{3}$ est appliqué à chaque endroit, car le nombre total de procédures effectuées est réparti à parts égales entre trois technologues.</p> <p>Bien que les procédures soient réparties entre les salles de caméra 1 et 2, lors de l'évaluation de la dose reçue par un technologue, on peut supposer que toutes les procédures sont effectuées dans une seule salle, car cela ne modifie pas la dose totale reçue par le technologue.</p>
		Injection	B		
		Épreuve d'effort	D		
		Caméra 1 ou caméra 2	E ₁ ou E ₂		
Réceptionniste	Non	Réception de la clinique de médecine nucléaire	A, B et C	1	<p>Un facteur d'occupation de 1 est utilisé, car on suppose que le ou la réceptionniste reste dans la zone de réception pendant toute la journée de travail.</p> <p>Les contributions des sources A, B et C sont évaluées, car il n'y a pas de blindage entre ces sources et la zone de réception.</p> <p>La contribution de E₂ est évaluée parce qu'elle est immédiatement adjacente à la zone de réception.</p> <p>Les salles D et E₁ peuvent probablement être omises, car les rayonnements que les patients ayant reçu une injection émettent dans ces salles doivent traverser plusieurs murs blindés pour atteindre la zone de réception. Cependant, il est prudent d'évaluer la salle E₁ pour confirmer que la contribution à la dose à partir de ce point jusqu'à la zone de réception sera négligeable.</p>
			E ₂		
			E ₁ (voir les commentaires)		
Médecin dans la clinique adjacente	Non	Salle d'examen 2	D, E ₁ ou E ₂	1/2	<p>Un facteur d'occupation de $\frac{1}{2}$ est utilisé, car l'exemple indique que chaque médecin passe environ la moitié de son temps dans les salles d'examen.</p> <p>Un médecin peut être présent dans l'une des salles d'examen 1, 2 ou 3. La salle centrale (salle d'examen 2) est raisonnablement représentative en raison de son emplacement médian.</p> <p>Les sources A, B et C sont éloignées des salles d'examen et sont doublement protégées par le revêtement en plomb de la salle d'épreuve d'effort et des salles de caméra. Elles ne contribuent donc que de manière négligeable à la dose par rapport aux sources D, E₁ et E₂.</p>

Étape (4) Calculs des débits de dose

On devrait calculer les débits de dose de rayonnement pour chaque zone potentiellement occupée. Il existe deux méthodes de base pour estimer les débits de dose de rayonnement auxquels le personnel et le public (à l'exception du patient) seront exposés à la suite de procédures types en médecine nucléaire.

La première méthode consiste à mesurer directement les débits de dose dans les zones environnantes, en utilisant un radiamètre suffisamment sensible et correctement étalonné. Le type, le modèle, la plage d'énergie et la réponse énergétique du débitmètre utilisé devraient être fournis. Comme les débits de dose dans les salles et les zones environnantes sont généralement très faibles, les radiamètres utilisés devraient être pourvus d'une fonction de mise à l'échelle pour permettre de longs temps de comptage (p. ex., 10 minutes ou plus) afin de réduire l'incertitude de la mesure. Le rayonnement de fond doit être soustrait du débit de dose cible mesuré. La mesure du débit de dose de fond devrait être effectuée avec le même temps de comptage (long) dans une zone ou une pièce physiquement isolée et à distance de toute substance nucléaire. Cette méthode est généralement utile pour évaluer le rayonnement dans un service existant ou lors d'une analyse comparative en vue de la conception d'une nouvelle salle ou d'un nouveau service dont la disposition et la conception sont similaires à celles d'un site existant. Elle est particulièrement utile lorsque le demandeur doit analyser l'impact des changements proposés, p. ex., une augmentation de la charge de travail ou des modifications à l'aménagement de l'installation.

On peut effectuer ces mesures en dehors des heures normales de la clinique en plaçant des flacons sources contenant des quantités moyennes typiques des substances nucléaires appropriées à des endroits représentatifs (p. ex., au centre du lit de tomographie/scintigraphie pour représenter un patient subissant cette procédure). Une autre solution consiste à prendre des mesures d'échantillon à chaque endroit au cours d'une journée de travail type. Dans l'un ou l'autre cas, il faut veiller à ce que les activités et les isotopes utilisés lors des mesures soient réellement représentatifs des conditions normales de fonctionnement, lorsqu'on établit une moyenne sur une période suffisamment représentative (p. ex., sur une base quotidienne, hebdomadaire ou annuelle). Il est important également de souligner que, dans de nombreux cas, des débits de dose très faibles (à peine au-dessus du niveau de fond) doivent être mesurés afin de déterminer les doses annuelles. Dans de tels cas, des débitmètres à comptage scalaire doivent être employés afin d'obtenir des données statistiquement significatives. Plus le débit de dose est faible, plus le temps d'intégration devrait être long. Il faut viser des temps d'intégration de 5 minutes pour les très faibles débits de dose, et veiller à toujours soustraire les valeurs de fond, qui devraient être saisies avec le même temps d'intégration.

La deuxième approche est une méthode mathématique qui dépend des propriétés physiques connues des substances nucléaires utilisées, des distances auxquelles se situe chaque zone occupée ainsi que des propriétés de blindage et de l'épaisseur des matériaux de blindage. Elle est donc généralement utile lors de la conception d'une nouvelle salle ou d'un nouveau département.

Voici une formule générale pour calculer les débits de dose.

Équation {1} :

$$R = \frac{\Gamma \times A \times 10^{-\left(\frac{t}{CAD1}\right)}}{d^2}$$

si t est plus épais que $CAD1$, alors :

$$R = \frac{\Gamma \times A \times 0,1 \times 10^{-\left(\frac{t-CAD1}{CAD2}\right)}}{d^2}$$

où :

<i>R</i>	est le débit de dose produit par la substance nucléaire à son emplacement	(μSv h ⁻¹)
<i>Γ</i>	est la constante de rayonnement gamma spécifique pour la substance nucléaire	(μSv h ⁻¹ MBq ⁻¹ m ²)
<i>A</i>	est l'activité de la substance nucléaire	(MBq)
<i>d</i>	est la distance entre la substance nucléaire et l'emplacement	(m)
<i>t</i>	est l'épaisseur du matériau de blindage dans toute barrière entre la substance nucléaire et l'emplacement	(mm)
CAD (1 et 2)	est la première et la deuxième couche d'atténuation au dixième (CAD) du matériau pour une substance nucléaire donnée (c.-à-d. l'épaisseur du matériau qui est nécessaire pour réduire le débit de dose du rayonnement photonique produit par la substance nucléaire au 1/10 de sa valeur initiale pour la première valeur, et de 1/10 supplémentaire pour la deuxième valeur)	(mm)

Les constantes spécifiques de rayonnement gamma sont définies en termes de débit de dose (par exemple, μSv h⁻¹) à un mètre de la source (m²), par unité d'activité de la source (p. ex., MBq⁻¹), mais les unités exactes utilisées peuvent varier selon différentes références. Lors des calculs des débits de dose, il faut veiller à la cohérence des unités entre *R*, *Γ* et *A*. Pour assurer cette cohérence, la CCSN a publié le [Livret d'information sur les radionucléides](#) (LIR) [10], qui fournit des constantes de débit de dose, des couches de demi-atténuation et des couches d'atténuation au dixième, ainsi que d'autres renseignements utiles pour divers nucléides couramment utilisés. Il est à noter que le LIR de la CCSN fournit la première et la deuxième valeur des couches de demi-atténuation et des couches d'atténuation au dixième. L'utilisation des deux couches donnera des résultats plus précis que l'utilisation de la première couche uniquement, en particulier pour les nucléides poly-énergétiques. Le LIR fournit également une formule utilisable en Excel pour calculer les débits de dose en utilisant les premières et deuxièmes couches d'atténuation à la moitié et au dixième. Par souci de simplicité, les exemples ci-dessous montrent le calcul en utilisant uniquement la première couche d'atténuation au dixième.

Exemple :

Le tableau C5 de la page suivante résume les paramètres nécessaires pour estimer les débits de dose pour cet exemple. Les distances *d* ont été mesurées directement à partir de la figure C1 pour la zone de réception de médecine nucléaire et la salle d'examen 2. Afin de calculer les doses reçues par les technologues en médecine nucléaire, leur proximité avec le patient lors des procédures de diagnostic a été estimée sur la base des dimensions internes de la salle et des procédures de travail typiques. Les épaisseurs de plomb sont basées sur l'hypothèse que tous les murs intérieurs de la salle d'épreuve d'effort, de la salle de caméra 1 et de la salle de caméra 2 sont revêtus de plomb de 1/16 po (1,6 mm).

Tous les autres murs intérieurs sont supposés être construits en cloison sèche ordinaire (plaque de plâtre) et fournissent une atténuation minimale.

La deuxième colonne du tableau C5 présente les débits de dose calculés à chaque endroit pour chacun des groupes exposés pris en compte, pour les procédures de scintigraphie osseuse et d'épreuve d'effort cardiaque. Un exemple de calcul pour un emplacement source représentatif (E₂), un groupe d'exposition (réceptionniste) et une procédure (épreuve d'effort cardiaque, composante effort) est donné ci-dessous :

Tableau C4 : Valeurs pour l'exemple de calcul de la dose de ^{99m}Tc

Isotope	^{99m} Tc
Γ	$1,853 \times 10^{-5} \text{ mSv h}^{-1} \text{ MBq}^{-1} \text{ m}^2$
CAD1/CAD2	1,1 mm/1,0 mm
Activité totale A utilisée pour la procédure (à l'étape de l'épreuve d'effort, le patient a déjà reçu l'injection au repos de 370 MBq et l'injection à l'épreuve de 1 100 MBq)	1 470 MBq
Épaisseur t du blindage de plomb dans le mur entre la salle de caméra 2 et la réception de la clinique de médecine nucléaire	1,6 mm (1/16 po)
Distance d entre le patient sur le lit dans la salle de caméra 2 et la réception de la clinique de médecine nucléaire (d'après la figure H1)	5 mètres

En utilisant l'équation {1} :

$$R = \frac{\Gamma \times A \times 0,1 \times 10^{-\left(\frac{t-CAD1}{CAD2}\right)}}{d^2}$$

$$R = \frac{1,853 \times 10^{-5} \text{ mSv h}^{-1} \times 1\,470 \text{ MBq} \times 0,1 \times 10^{-\left(\frac{1,66 \text{ mm} - 1,1 \text{ mm}}{1 \text{ mm}}\right)}}{5 \text{ m}^2}$$

$$R = 3,44 \times 10^{-5}$$

Par souci de simplicité, il n'y a pas eu de correction pour la décroissance du ^{99m}Tc dans ce calcul. Bien que la désintégration entraîne une certaine réduction du débit de dose calculé, la réduction sera relativement faible. Par exemple, si la procédure dure 1,5 heure, l'injection initiale au repos aura diminué pour atteindre la valeur suivante, qui est encore de 84 % de sa valeur initiale, à la fin de la procédure :

$$R = 370 \text{ MBq} \times 2^{-\left(\frac{1,5 \text{ h}}{6,02 \text{ h}}\right)}$$

$$R = 311 \text{ MBq}$$

Pour ce qui est de maintenir les doses de rayonnement au niveau ALARA, il est peu probable que des corrections de cette ampleur fassent la différence entre une conception acceptable ou inacceptable. Toutefois, les demandeurs peuvent choisir de tenir compte explicitement de la décroissance dans leur analyse de conception.

Tableau C5 : Calculs des débits de dose

 L'isotope est le ^{99m}Tc dans tous les cas.

$$\Gamma = \Gamma_{\text{Tc}99m} = 1,853 \times 10^{-5} \text{ mSv h}^{-1} \text{ MBq}^{-1} \text{ m}^2$$

$$\text{CAD1} = 1,1 \text{ mm} \quad \text{CAD2} = 1 \text{ mm}$$

Personnes exposées	TSN	Emplacement occupé	Emplacement de la source	Distance d (m)	Épaisseur du plomb t (mm)	Activité A (MBq) qui peut être temporairement présente à chaque emplacement de source pour chaque procédure			Débit de dose R (mSv h ⁻¹) à l'endroit occupé pendant que l'activité A de la source est présente à chaque emplacement de source		
						Procédure cardiaque (repos)	Procédure cardiaque (effort)	Scintigraphie osseuse	Procédure cardiaque (repos)	Procédure cardiaque (effort)	Scintigraphie osseuse
Technologue en médecine nucléaire	Oui	Administration	A	0,75	0	370	1 100	800	$1,2 \times 10^{-2}$	$3,6 \times 10^{-2}$	$2,6 \times 10^{-2}$
		Injection	B	0,75	0	370	1 470	800	$1,2 \times 10^{-2}$	$4,8 \times 10^{-2}$	$2,6 \times 10^{-2}$
		Épreuve d'effort	D	3	0	s.o.	1 470	s.o.	s.o.	$3,0 \times 10^{-3}$	s.o.
		Caméra 1 ou caméra 2	E ₁ ou E ₂	3	0	370	1 470	800	$7,6 \times 10^{-4}$	$3,0 \times 10^{-3}$	$1,6 \times 10^{-3}$
Réceptionniste	Non	Réception de la clinique de médecine nucléaire	A	13	0	370	1 100	800	$4,1 \times 10^{-5}$	$1,2 \times 10^{-4}$	$8,8 \times 10^{-5}$
			B	10	0	370	1 100	800	$6,9 \times 10^{-5}$	$2,0 \times 10^{-4}$	$1,5 \times 10^{-4}$
			C	13	0	370	1 470	800	$4,1 \times 10^{-5}$	$1,6 \times 10^{-4}$	$8,8 \times 10^{-5}$
			E ₂	5	1,6	370	1 470	800	$8,7 \times 10^{-6}$	$3,4 \times 10^{-5}$	$1,9 \times 10^{-5}$
			E ₁	9	4,8	370	1 470	800	$1,7 \times 10^{-6}$	$6,7 \times 10^{-9}$	$3,7 \times 10^{-9}$
	Non		D	5	1,6	s.o.	1 470	s.o.	s.o.	$3,4 \times 10^{-5}$	s.o.

Personnes exposées	TSN	Emplacement occupé	Emplacement de la source	Distance d (m)	Épaisseur du plomb t (mm)	Activité A (MBq) qui peut être temporairement présente à chaque emplacement de source pour chaque procédure			Débit de dose R (mSv h ⁻¹) à l'endroit occupé pendant que l'activité A de la source est présente à chaque emplacement de source		
						Procédure cardiaque (repos)	Procédure cardiaque (effort)	Scintigraphie osseuse	Procédure cardiaque (repos)	Procédure cardiaque (effort)	Scintigraphie osseuse
Médecin dans la clinique adjacente		Salle d'examen 2	E ₁	5	1,6	370	1 470	800	8,7 x 10 ⁻⁶	3,4 x 10 ⁻⁵	1,9 x 10 ⁻⁵
			E ₂	7	1,6	370	1 470	800	4,4 x 10 ⁻⁶	1,8 x 10 ⁻⁵	9,6 x 10 ⁻⁶⁵

Étape (5) Calculs des débits de dose annuels

Les patients se trouvent habituellement dans plusieurs endroits différents tout au long d'une procédure de médecine nucléaire, et peuvent contribuer à la dose reçue par une personne se trouvant en un seul endroit (p. ex., la dose provenant des patients dans la salle d'injection, les salles de scintigraphie et les zones d'attente post-injection peuvent contribuer à la dose reçue par le ou la réceptionniste à la réception). Les personnes exposées peuvent également se trouver en plusieurs endroits différents au cours d'une même journée, et une partie de ces doses peut contribuer de beaucoup à la dose totale de rayonnement qu'elles reçoivent.

Lorsqu'on a calculé ou mesuré le débit de dose dans chaque endroit occupé – dose due à une combinaison de procédures, d'emplacements de source et de facteurs d'occupation –, on peut estimer la dose annuelle résultante reçue par les personnes dans cette zone en multipliant le débit de dose par la durée totale de l'exposition par année.

Pour une combinaison donnée de procédures, d'emplacement de source, d'emplacement occupé et de personne exposée, la durée totale d'exposition par année est donnée par le produit suivant : le nombre total de procédures faites par année (N , voir le tableau C2), le facteur d'occupation pour la personne exposée et l'emplacement occupé (T , voir le tableau C2), le débit de dose (R , voir le tableau C5) et la durée (S) pendant laquelle la source ou le patient ayant reçu une injection se trouve à l'emplacement de la source désignée (en heures). La dose annuelle (D) est donc :

Équation {2} :

$$D = N \times T \times R \times S$$

Exemple :

Le tableau C6 résume les paramètres requis pour estimer les débits de dose pour l'exemple. La durée estimative totale des actes médicaux est présentée dans le tableau C2. Ces valeurs sont réparties en durées approximatives pendant lesquelles la source ou le patient se trouve à chaque emplacement principal (S) du tableau C6.

Par exemple, on évalue que l'épreuve d'effort cardiaque nécessite 1,5 heure.

Ce temps est divisé comme suit :

2 minutes pour l'injection en vue de l'épreuve	0,033 h
20 minutes dans la salle d'attente après l'injection	0,33 h
15 minutes de scintigraphie dans l'une des salles de caméra	0,25 h
2 minutes pour l'injection pour l'épreuve d'essai	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 scintigraphie dans l'une des salles de caméra	0,25 h
Total :	1,48 h

La dernière colonne du tableau C6 présente les doses annuelles calculées à chaque emplacement, pour chaque groupe de personnes exposées pris en compte, pour les procédures de scintigraphie osseuse et d'épreuve d'effort cardiaque. Un exemple de calcul pour un emplacement source représentatif (E_2), un groupe d'exposition (réceptionniste) et une procédure (épreuve d'effort cardiaque, composante effort) est donné ci-dessous :

N	1 750 procédures par année ($1\ 750\ a^{-1}$)
T	1
R	$3,8 \times 10^{-5}\ mSv\ h^{-1}$
S	0,25 h

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

$$D = N \times T \times R \times S$$

$$D_{\text{caméra 2, réception}} = 1\ 750\ a^{-1} \times 1 \times 3,8 \times 10^{-5}\ mSv\ h^{-1} \times 0,25\ h$$

$$= 1,66 \times 10^{-2}\ mSv$$

Les calculs explicites de la dose qu'un ou une réceptionniste en médecine nucléaire recevrait en raison de l'utilisation d'appareils à rayonnement dans la salle de caméra 1 ont été omis, car il est clairement démontré dans le tableau C5 que le débit de dose reçu à la réception de la clinique de médecine nucléaire, due aux patients se trouvant dans la salle de caméra 1, sera manifestement faible ($< 1\ nSv\ h^{-1}$). Lors du calcul de la dose annuelle reçue par un ou une réceptionniste en médecine nucléaire et par un médecin de la clinique externe adjacente, la charge de travail totale due aux scanners, y compris l'épreuve d'effort cardiaque et la scintigraphie osseuse, est supposée être répartie de manière égale entre les salles de caméra 1 et 2. Les doses totales indiquées sont la somme de chacune des doses provenant des procédures individuelles pour chacune des personnes exposées.

Quelques aspects intéressants concernant les doses calculées devraient être mentionnés. En premier lieu, il convient de noter que 60 % de la dose reçue par les technologues en médecine nucléaire est estimé être reçue au cours des périodes relativement courtes qu'ils passent soit à manipuler directement le ^{99m}Tc , soit à proximité immédiate du patient lors de l'injection. Cela suggère que, lorsque l'on examine les procédures opérationnelles dans le but de maintenir les doses au niveau ALARA, les améliorations de ces procédures sont susceptibles d'avoir le plus grand bénéfice.

De même, le ou la réceptionniste de cette clinique hypothétique reçoit potentiellement la plus grande dose par les patients ayant reçu une injection et qui attendent une scintigraphie, bien qu'il y ait une zone d'attente désignée pour les patients « chauds » bien éloignée de la réception. Si une réduction de la dose

est jugée nécessaire, on pourrait envisager d'ajouter un blindage sur le mur est de la zone d'attente où se trouvent les patients ayant reçu une injection.

Enfin, il convient de noter que malgré les longues périodes que les médecins de la clinique externe adjacente passent dans les salles d'examen situées très près des salles de scintigraphie, leurs doses sont négligeables en raison du blindage incorporé dans les murs de ces salles.

Tableau C6 : Calculs des doses annuelles

Personnes exposées	Emplacement occupé	Emplacement de la source	Nombre de procédures N			T	Temps S (h) pendant lequel la source ou le patient est présent à chaque emplacement par procédure			Débit de dose R (mSv h ⁻¹) à l'emplacement occupé pendant que la source/patient est présent à chaque emplacement de source			Dose annuelle D (mSv) à l'emplacement occupé		
			Épr. card. (repos)	Épr. card. (effort)	Scint. osseuse		Épr. card. (repos)	Épr. card. (effort)	Scint. osseuse	Épr. card. (repos)	Épr. card. (effort)	Scint. osseuse	Épr. card. (repos)	Épr. card. (effort)	Scint. osseuse
Technologue en médecine nucléaire	Distribution	A	1 750	1 750	1 250	1/3	,008	,008	,008	1,2 x 10 ⁻²	3,6 x 10 ⁻²	2,6 x 10 ⁻²	,0569	,1691	,0878
	Injection	B	1 750	1 750	1 250	1/3	,033	,033	,033	1,2 x 10 ⁻²	4,8 x 10 ⁻²	2,6 x 10 ⁻²	,2346	,8474	,3624
	Épreuve d'effort	D	s.o.	1 750	s.o.	1/3	s.o.	,25	s.o.	s.o.	3,0 x 10 ⁻³	s.o.	s.o.	,4414	s.o.
	Caméra 1 ou caméra 2	E ₁ ou E ₂	1 750	1 750	1 250	1/3	,25	,25	,33	7,6 x 10 ⁻⁴	3,0 x 10 ⁻³	1,6 x 10 ⁻³	,1111	,4414	,2265
<i>Dose annuelle totale reçue par chaque technologue en médecine nucléaire</i>												2,9786 mSv			
Réceptionniste	Réception de la clinique de médecine nucléaire	A	1 750	1 750	1 250	1	,008	,008	,008	4,1 x 10 ⁻⁵	1,2 x 10 ⁻⁴	8,8 x 10 ⁻⁵	,0006	,0017	,0009
		B	1 750	1 750	1 250	1	,033	,033	,033	6,9 x 10 ⁻⁵	2,0 x 10 ⁻⁴	1,5 x 10 ⁻⁴	,0040	,0107	,0061
		C	1 750	1 750	1 250	1	,33	,33	,33	4,1 x 10 ⁻⁵	1,6 x 10 ⁻⁴	8,8 x 10 ⁻⁵	,0234	,0931	,0362
		E ₂	875	875	675	1	,25	,25	,33	8,7 x 10 ⁻⁶	3,4 x 10 ⁻⁵	1,9 x 10 ⁻⁵	,0019	,0075	,0042
<i>Dose annuelle totale reçue par chaque réceptionniste</i>												0,1902 mSv			
Médecin dans la clinique adjacente	Salle d'examen 2	D	s.o.	1 750	s.o.	1/2	s.o.	,25	s.o.	s.o.	3,8 x 10 ⁻⁵	s.o.	s.o.	,0075	s.o.
		E ₁	875	875	625	1/2	,25	,25	,33	8,7 x 10 ⁻⁶	3,4 x 10 ⁻⁵	1,9 x 10 ⁻⁵	,0009	,0038	,0019
		E ₂	875	875	625	1/2	,25	,25	,33	4,4 x 10 ⁻⁶	1,8 x 10 ⁻⁵	9,6 x 10 ⁻⁶	,0005	,0019	,0010
<i>Dose annuelle totale reçue par chaque médecin travaillant dans la clinique externe adjacente</i>												0,0176 mSv			

Calculs du blindage en tomographie par émission de positrons (TEP)

L'approche de base pour calculer le blindage en TEP ou pour tout autre isotope émettant des rayons gamma de haute énergie comme le ^{131}I , est similaire à celle utilisée en médecine nucléaire diagnostique classique, comme le montre l'exemple précédent. La seule différence importante est l'épaisseur du blindage nécessaire en raison des énergies plus élevées. Dans ce cas, l'utilisation du plomb peut s'avérer peu pratique en raison de son poids et de considérations structurales. Le béton, sous forme de dalles coulées ou en bloc solide, est généralement une solution plus viable aux problèmes de blindage en TEP.

Pour illustrer ce point, prenons l'exemple précédent dans lequel un blindage au plomb de 1/16 po (1,6 mm) a été utilisé pour tapisser les salles de caméra. Pour le $^{99\text{m}}\text{Tc}$, qui émet des rayons gamma de 141 keV, cela équivaut à 1,6 mm/1,1 mm = 1,45 couche d'atténuation au dixième, ce qui réduit les débits de dose de rayonnement et les doses correspondantes dans les zones environnantes à 3,5 % de leur valeur sans blindage.

En revanche, les isotopes utilisés en TEP se désintègrent tous par émission de positrons et émettent donc deux rayons gamma d'annihilation de 511 keV par désintégration. À cette énergie, la première CAD pour le plomb et le béton est d'environ 17 mm et 24 cm, respectivement. Comme les isotopes utilisés en TEP émettent tous des rayons gamma à la même énergie, il est à noter que les CAD ne changent pas d'un isotope à l'autre. Pour obtenir le même degré d'atténuation pour les isotopes utilisés en TEP, il faudrait donc $1,45 \times 17 \text{ mm} = 24,6 \text{ mm}$ de plomb ou $1,45 \times 24 \text{ cm} = 34,8 \text{ cm}$ de béton.

Dans de tels cas, l'utilisation du plomb devient peu pratique en raison de son poids et de considérations structurales. Par exemple, un mur de 8 pi sur 12 pi en plomb de 30 mm d'épaisseur pèserait 3 000 kg et nécessiterait un mur de soutien structural capable de supporter cette charge. Ainsi, le béton – soit sous forme de dalles coulées, soit sous forme de bloc de béton massif – est une solution beaucoup plus viable aux problèmes de blindage en TEP. Les exigences élevées en matière de blindage en TEP rendent difficile la modernisation d'une pièce existante pour y installer un tomographe TEP.

La revue *Medical Physics* (33, 1; janvier 2006) fournit des données techniques et des conseils utiles concernant les exigences de blindage et les estimations de dose spécifiquement liées à l'exploitation d'un appareil de TEP [11].

Calculs du blindage pour la thérapie au ^{131}I sur des patients hospitalisés

Il y a très peu de différence entre les calculs du blindage en médecine nucléaire diagnostique classique et les traitements thérapeutiques de médecine nucléaire sur des patients hospitalisés, comme le traitement du cancer de la thyroïde à l'iode 131 (^{131}I). L'emplacement du patient est essentiellement fixe à l'intérieur de ce qui est généralement une salle de traitement dans l'une des ailes de l'établissement hospitalier. Le groupe professionnel qui est le plus exposé et dont on doit tenir compte en priorité est le personnel infirmier qui s'occupe des patients pendant leur séjour à l'hôpital. Les doses administrées au public dans les chambres adjacentes doivent également être prises en compte.

Comme condition de l'autorisation, la conception doit être telle que le débit de dose dans les zones occupées autour de la chambre du patient traité ne dépasse pas $2,5 \mu\text{Sv/h}$ ou que les autres patients ne reçoivent pas une dose supérieure à $500 \mu\text{Sv}$ par séjour à l'hôpital.

Pour ces catégories de salles, il est nécessaire d'estimer les doses. On peut utiliser la même approche que ce qui est décrit à l'étape (4) *Calculs des débits de dose*.

Calcul des débits de dose et des doses à l'extérieur des cellules chaudes

Les titulaires de permis prenant part à la production de radio-isotopes et/ou à la transformation chimique de ces isotopes en produits radiopharmaceutiques doivent être équipés pour pouvoir traiter des quantités de radio-isotopes beaucoup plus importantes que celles que peuvent traiter les services de médecine nucléaire ou les laboratoires de recherche. En règle générale, ils disposent d'une ou plusieurs cellules chaudes fortement blindées dans lesquelles les activités de traitement sont effectuées à l'aide de télémanipulateurs qui permettent au personnel d'effectuer en toute sécurité les opérations requises de manipulation des radio-isotopes. Les cellules chaudes sont normalement scellées lorsqu'elles sont utilisées, pour éviter que des matières radioactives volatiles, gazeuses ou en fines particules contaminent le laboratoire. En outre, elles sont normalement dotées d'un système dédié de ventilation et d'évacuation des substances nucléaires, pourvu de filtres pour minimiser les rejets dans l'environnement extérieur. Les cellules chaudes sont équipées de manipulateurs pour traiter les objets à l'intérieur de la cellule chaude. Cela permet d'éviter les doses aux extrémités et de réduire les risques de déversement.

Une cellule chaude typique peut avoir environ 2 m de hauteur, 1,5 m de largeur et 1 m de profondeur, et être blindée avec 75 mm de plomb enrobé d'acier. Cela permet d'obtenir ~5 CAD de blindage contre le rayonnement dû aux isotopes utilisés en TEP. Pour de plus amples renseignements sur les CAD pour les isotopes couramment utilisés, voir le *Livret d'information sur les radionucléides* de la CCSN [10].

La figure suivante présente deux cellules chaudes types avec des manipulateurs.

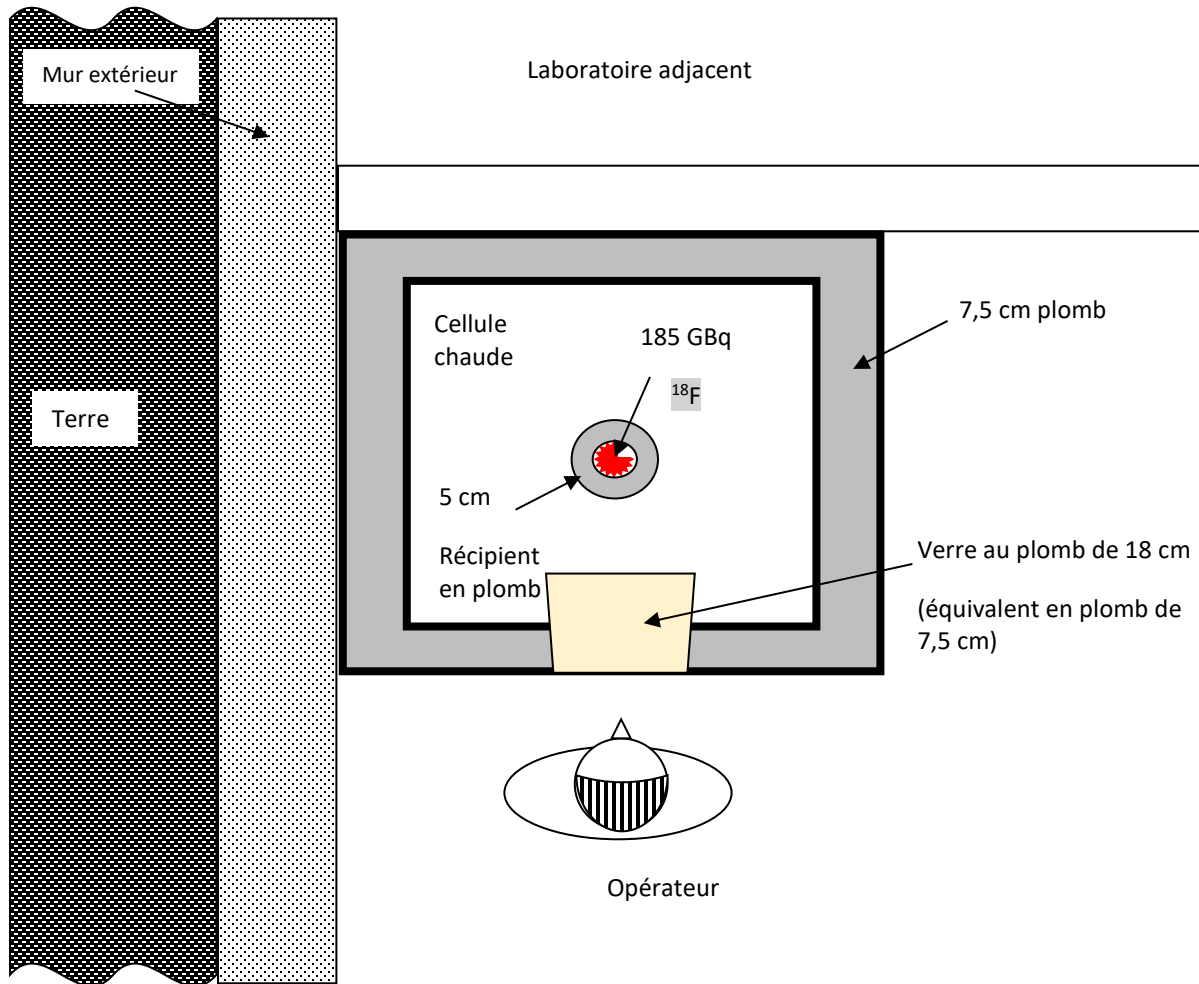


Les deux cellules chaudes sont pourvues d'un blindage de plomb de 7,5 cm sur les murs, le sol et le plafond. Les fenêtres en verre au plomb ont une épaisseur de 18 cm, avec une épaisseur équivalente en plomb de 7,5 cm (photographie fournie gracieusement par l'ICUO).

La méthode de calcul des doses en cinq étapes décrite précédemment peut facilement être étendue pour estimer les doses engagées par le personnel effectuant des travaux à l'aide des cellules chaudes :

Étape (1) Préparer un croquis raisonnablement précis et dimensionné de l'installation et des zones environnantes.

Le diagramme suivant est utilisé pour les besoins de cet exemple.



Étape (2) Déterminer les principaux endroits où les matières radioactives seront utilisées et la charge de travail pour chacun de ces emplacements.

- ^{18}F , 185 GBq (5 Ci) produits par cycle
- Le ^{18}F est présent dans la cellule chaude pendant une heure.
- On fait l'hypothèse d'un cycle de production de ^{18}F par jour x 250 jours de fonctionnement par année.

Étape (3) Déterminer la raison, le type et le facteur d'occupation des zones situées à l'intérieur ou à proximité immédiate des substances nucléaires.

- Zone à accès restreint (uniquement pour les TSN)
- Opérateur des manipulateurs pendant 1/3 heure par cycle
- L'occupation du laboratoire adjacent est intermittente, T = 1/2

Étape (4) Estimer les débits de dose de rayonnement dans chaque zone potentiellement occupée.

Équation {1}

$$R = \frac{\Gamma \times A \times 10^{-\left(\frac{t-CAD1}{CAD2}\right)}}{d^2}$$

Si t est plus épais que la $CAD1$, utiliser alors l'équation suivante :

$$R = \frac{\Gamma \times A \times 0,1 \times 10^{-\left(\frac{t-CAD1}{CAD2}\right)}}{d^2}$$

où :

R est le débit de dose ($\mu\text{Sv h}^{-1}$) produit par le ^{18}F à chaque emplacement

Γ 0,1398 $\mu\text{Sv h}^{-1} \text{MBq}^{-1} \text{m}^2$

A 185 000 MBq

d On suppose que l'opérateur est à 1 m de la source.

t Équivalent en Pb de 75 mm pour les murs, les fenêtres et le plancher de la cellule chaude
(plus, 50 mm de Pb dans les murs et le bas du récipient en Pb contenant le ^{18}F , mais le dessus est ouvert et est visible depuis la position de l'opérateur)

$CAD1$ 17 mm

$CAD2$ 14 mm

Par conséquent, le débit de dose est le suivant, à l'extérieur de la cellule chaude et à 1 mètre du ^{18}F :

$$R = (0,1398 \mu\text{Sv h}^{-1} \text{MBq}^{-1} \text{m}^2) \times (185\,000 \text{MBq}) \times 0,1 \times 10^{-\left(\frac{125-17}{14}\right)}$$

$$R = 0,00005 \mu\text{Sv h}^{-1}, \text{ qui est dans les faits équivalent à ZÉRO}$$

La ligne de vision directe entre l'opérateur et le produit devrait également être prise en compte en excluant le blindage du récipient en plomb :

$$R = (0,1398 \mu\text{Sv h}^{-1} \text{ MBq}^{-1} \text{ m}^2) \times (185\,000 \text{ MBq}) \times 1,0 \times 10^{-(75-17/14)}$$

$$R = 0,186 \text{ ou pour plus de simplicité, } \approx 0,2 \mu\text{Sv h}^{-1}$$

Étape (5) Extrapoler les débits de dose calculés en doses annuelles.

Dans le pire des cas, l'exposition suppose l'absence du récipient en plomb. Ignorer la décroissance pendant la durée de l'exposition :

- Dose à l'opérateur = 250 jours/an \times 1/3 h/jour \times 0,2 $\mu\text{Sv h}^{-1}$ ou $\approx 17 \mu\text{Sv y}^{-1}$
- Dose au personnel du laboratoire = (250 jours/an \times 0,5 h/jour \times 0,2 $\mu\text{Sv h}^{-1}$) / (3 m)² $\approx 3 \mu\text{Sv a}^{-1}$

Par conséquent, pour les paramètres présumés dans l'exemple, le blindage de la cellule chaude est plus qu'adéquat. C'est en fait le cas dans les opérations typiques de traitement automatisé en TEP. La majorité de la dose au personnel provient généralement de la manipulation des échantillons de contrôle de qualité (CQ) une fois qu'ils ont été distribués et extraits de la cellule chaude. L'approche utilisée pour calculer la dose aux fins de CQ est en fait la même que celle qui est utilisée pour les opérations de distribution et d'injection en médecine nucléaire dans l'exemple de calcul de dose précédent.

Conclusion

La dose annuelle reçue par le ou la réceptionniste et dans la zone de réception/d'accueil, en supposant une occupation à 100 %, est inférieure à 50 μSv .

Pour compléter l'évaluation des doses, les doses annuelles sont estimées pour les autres membres du personnel et les membres du public, autres que le patient, qui se trouvent dans les salles de médecine nucléaire de l'installation et aux alentours. La CCSN pourrait considérer qu'une évaluation du niveau ALARA n'est pas nécessaire lorsque les doses professionnelles individuelles ne dépasseront probablement pas 1 mSv par an, lorsque la dose individuelle aux membres du public ne dépassera probablement pas 50 μSv par an, et lorsque la dose collective annuelle (professionnelle et publique) ne dépassera probablement pas 1 personne-Sv (comme il est recommandé dans le REGDOC-2.7.1, *Radioprotection*, tel qu'il est modifié de temps à autre) [4].

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 peut inclure des références à des informations sur les meilleures pratiques et normes, telles que 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). Projet de REGDOC-1.4.1, [Guide de présentation d'une demande de permis : Installations nucléaires et équipement réglementé de catégorie II](#), Ottawa, Canada, 2017.
2. CCSN. REGDOC-1.6.1, [Guide de présentation d'une demande de permis : Substances nucléaires et appareils à rayonnement](#), Version 2. Ottawa, Canada. À déterminer.
3. Association canadienne de normalisation (Groupe CSA). N288-1-F14, [Guide de calcul des limites opérationnelles dérivées de matières radioactives dans les effluents gazeux et liquides durant l'exploitation normale des installations nucléaires](#). 2014.
4. CCSN. REGDOC-2.7.1, [Radioprotection](#), Ottawa, Canada, 2004.
5. Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA). RS-G-1.7, [Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance](#), Vienne, 2004.
6. AIEA. TECDOC 1000, [Clearance of Materials Resulting From the Use of Radionuclides in Medicine, Industry and Research](#). Vienne, 1998.
7. Commission internationale de protection radiologique. ICRP 68 : [Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers](#).
8. National Radiological Protection Board. NRPB-W22, [Industrial Uranium Compounds : Exposure Limits, Assessment of Intake and Toxicity After Inhalation](#). 2002.
9. National Council on Radiation Protection and Measurements, NCRP Report Non. 151 : [Structural blindage design and evaluation for megavoltage x- and gamma-ray radiotherapy installations](#), Maryland, United States, 2005
10. CCSN. [Livret d'information sur les radionucléides](#), Ottawa, Canada, 2017
11. Madsen, Mark, et al. [AAPM Task Group 108 : TEP/CT Blindage Requirements](#). *Medical Physics* 33, 1 (janvier 2006) : 4-15.

Renseignements supplémentaires

Les documents suivants fournissent des renseignements supplémentaires qui peuvent être pertinents et utiles pour comprendre les exigences et les orientations fournies dans le présent document d'application de la réglementation :

- American Society of Heating, Refrigerating and Air-Conditioning Engineers (ASHRAE). *Method of Testing Performance of Laboratory Fume Hoods*. ANSI/ASHRAE 110-1995.
- ASTM International. *C 1533-02 Standard Guide for General Design Considerations for Hot Cell Equipment*. ASTM International, 2007.
- ASTM International. *ASTM C 1554-03 Standard Guide for Materials Handling Equipment for Hot Cells*.
- ASTM International. *ASTM C 1572-04 Standard Guide for Dry Lead Glass and Oil-Filled Lead Glass Radiation Blindage Window Components for Remotely Operated Installations*.
- ASTM International. *ASTM C 1615-05 Standard Guide for Mechanical Drive Systems for Remote Operation in Hot Cell Installations*.
- ASTM International. *ASTM C 1217-00 Standard Guide for Design of Equipment for Processing Nuclear and Radioactive Materials*. ASTM, 2006.
- Diberardinis, J., Baum, J., First, M., Gatwood, G., Seth A. *Guidelines for Laboratory Design : Health and Safety Considerations*. John Wiley and Sons Inc. 2001.
- Comité européen de normalisation. *BS EN 12469 :2000 Biotechnology-Performance Criteria for Microbiological Safety Cabinets*. 2000.
- Furr, A. Keith. *CRC Handbook of Laboratory Safety*, 5th Edition. CRC Press, 2000.
- Santé Canada, *Lignes directrices en matière de biosécurité en laboratoire*, 3^e édition, 2004.
- AIEA. *TRS-468, Cyclotron Produced Radionuclides : Physical Characteristics and Production Methods*, Vienne, 2009.

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

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

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 Délibérations de la Commission
- 3.5 Processus et pratiques de la CCSN
- 3.6 Glossaire de termes de la CCSN

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