

Normes de sûreté de l'AIEA

pour la protection des personnes et de l'environnement

Radioprotection professionnelle

Établi sous les auspices des organismes suivants :



Guide général de sûreté

N° GSG-7



NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA ET PUBLICATIONS CONNEXES

NORMES DE SÛRETÉ

En vertu de l'article III de son Statut, l'AIEA a pour attributions d'établir ou d'adopter des normes de sûreté destinées à protéger la santé et à réduire au minimum les dangers auxquels sont exposés les personnes et les biens et de prendre des dispositions pour l'application de ces normes.

Les publications par lesquelles l'AIEA établit des normes paraissent dans la collection **Normes de sûreté de l'AIEA**. Cette collection couvre la sûreté nucléaire, la sûreté radiologique, la sûreté du transport et la sûreté des déchets, et comporte les catégories suivantes : **fondements de sûreté, prescriptions de sûreté et guides de sûreté**.

Des informations sur le programme de normes de sûreté de l'AIEA sont disponibles sur le site web de l'AIEA :

www.iaea.org/fr/ressources/normes-de-surete

Le site donne accès aux textes en anglais des normes publiées et en projet. Les textes des normes publiées en arabe, chinois, espagnol, français et russe, le Glossaire de sûreté de l'AIEA et un rapport d'étape sur les normes de sûreté en préparation sont aussi disponibles. Pour d'autres informations, il convient de contacter l'AIEA à l'adresse suivante : Centre international de Vienne, B.P. 100, 1400 Vienne (Autriche).

Tous les utilisateurs des normes de sûreté sont invités à faire connaître à l'AIEA l'expérience qu'ils ont de cette utilisation (c'est-à-dire comme base de la réglementation nationale, pour des examens de la sûreté, pour des cours) afin que les normes continuent de répondre aux besoins des utilisateurs. Les informations peuvent être données sur le site web de l'AIEA, par courrier (à l'adresse ci-dessus) ou par courriel (Official.Mail@iaea.org).

PUBLICATIONS CONNEXES

L'AIEA prend des dispositions pour l'application des normes et, en vertu des articles III et VIII C de son Statut, elle favorise l'échange d'informations sur les activités nucléaires pacifiques et sert d'intermédiaire entre ses États Membres à cette fin.

Les rapports sur la sûreté dans le cadre des activités nucléaires sont publiés dans la collection **Rapports de sûreté**. Ces rapports donnent des exemples concrets et proposent des méthodes détaillées à l'appui des normes de sûreté.

Les autres publications de l'AIEA concernant la sûreté paraissent dans les collections **Préparation et conduite des interventions d'urgence, Radiological Assessment Reports, INSAG Reports** (Groupe international pour la sûreté nucléaire), **Rapports techniques** et **TECDOC**. L'AIEA édite aussi des rapports sur les accidents radiologiques, des manuels de formation et des manuels pratiques, ainsi que d'autres publications spéciales concernant la sûreté.

Les publications ayant trait à la sécurité paraissent dans la collection **Sécurité nucléaire de l'AIEA**.

La collection **Énergie nucléaire de l'AIEA** est constituée de publications informatives dont le but est d'encourager et de faciliter le développement et l'utilisation pratique de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques, ainsi que la recherche dans ce domaine. Elle comprend des rapports et des guides sur l'état de la technologie et sur ses avancées, ainsi que sur des données d'expérience, des bonnes pratiques et des exemples concrets dans les domaines de l'électronucléaire, du cycle du combustible nucléaire, de la gestion des déchets radioactifs et du déclassement.

RADIOPROTECTION
PROFESSIONNELLE

Le Statut de l'Agence a été approuvé le 23 octobre 1956 par la Conférence sur le Statut de l'AIEA, tenue au Siège de l'Organisation des Nations Unies, à New York ; il est entré en vigueur le 29 juillet 1957. L'Agence a son Siège à Vienne. Son principal objectif est « de hâter et d'accroître la contribution de l'énergie atomique à la paix, la santé et la prospérité dans le monde entier ».

COLLECTION
NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA N° GSG-7

RADIOPROTECTION PROFESSIONNELLE

GUIDE GÉNÉRAL DE SÛRETÉ

ÉTABLI SOUS LES AUSPICES DE
L'AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE
ET DU BUREAU INTERNATIONAL DU TRAVAIL

AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE
VIENNE, 2022

DROIT D'AUTEUR

Toutes les publications scientifiques et techniques de l'AIEA sont protégées par les dispositions de la Convention universelle sur le droit d'auteur adoptée en 1952 (Berne) et révisée en 1972 (Paris). Depuis, l'Organisation mondiale de la propriété intellectuelle (Genève) a étendu le droit d'auteur à la propriété intellectuelle sous forme électronique et virtuelle. La reproduction totale ou partielle des textes contenus dans les publications de l'AIEA sous forme imprimée ou électronique est soumise à autorisation préalable et habituellement au versement de redevances. Les propositions de reproduction et de traduction à des fins non commerciales sont les bienvenues et examinées au cas par cas. Les demandes doivent être adressées à la Section d'édition de l'AIEA :

Unité de la promotion et de la vente
Section d'édition
Agence internationale de l'énergie atomique
Centre international de Vienne
B.P. 100
1400 Vienne (Autriche)
Télécopie : +43 1 26007 22529
Téléphone : +43 1 2600 22417
Courriel : sales.publications@iaea.org
<https://www.iaea.org/publications>

© AIEA, 2022

Imprimé par l'AIEA en Autriche
Mai 2022
STI/PUB/1785

**RADIOPROTECTION
PROFESSIONNELLE
AIEA, VIENNE, 2022
STI/PUB/1785
ISBN 978-92-0-216320-1 (imprimé)
ISBN 978-92-0-216420-8 (PDF)
ISSN 1020-5829**

AVANT-PROPOS

De par son Statut, l'Agence a pour attribution « d'établir ou d'adopter [...] des normes de [sûreté] destinées à protéger la santé et à réduire au minimum les dangers auxquels sont exposés les personnes et les biens » – normes qu'elle doit appliquer à ses propres opérations et que les États peuvent appliquer en adoptant les dispositions réglementaires nécessaires en matière de sûreté nucléaire et radiologique. L'AIEA remplit cette mission en consultation avec les organes compétents des Nations Unies et les institutions spécialisées intéressées. Un ensemble complet de normes de grande qualité faisant l'objet d'un réexamen régulier est un élément clé d'un régime mondial de sûreté stable et durable, tout comme l'est l'assistance de l'AIEA pour l'application de ces normes.

L'AIEA a débuté son programme de normes de sûreté en 1958. L'accent ayant été mis sur la qualité, l'adéquation à l'usage final et l'amélioration constante, le recours aux normes de l'AIEA s'est généralisé dans le monde entier. La collection Normes de sûreté comprend désormais une série unifiée de principes fondamentaux de sûreté qui sont l'expression d'un consensus international sur ce qui doit constituer un degré élevé de protection et de sûreté. Avec l'appui solide de la Commission des normes de sûreté, l'AIEA s'efforce de promouvoir l'acceptation et l'application de ses normes dans le monde.

Les normes ne sont efficaces que si elles sont correctement appliquées dans la pratique. Les services de l'AIEA en matière de sûreté englobent la sûreté de la conception, du choix des sites et de l'ingénierie, la sûreté d'exploitation, la sûreté radiologique, la sûreté du transport des matières radioactives et la gestion sûre des déchets radioactifs, ainsi que l'organisation gouvernementale, les questions de réglementation, et la culture de sûreté dans les organisations. Ces services aident les États Membres dans l'application des normes et permettent de partager des données d'expérience et des idées utiles.

Réglementer la sûreté est une responsabilité nationale et de nombreux États ont décidé d'adopter les normes de l'AIEA dans leur réglementation nationale. Pour les parties aux diverses conventions internationales sur la sûreté, les normes de l'AIEA sont un moyen cohérent et fiable d'assurer un respect effectif des obligations découlant de ces conventions. Les normes sont aussi appliquées par les organismes de réglementation et les exploitants partout dans le monde pour accroître la sûreté de la production d'énergie d'origine nucléaire et des applications nucléaires en médecine et dans l'industrie, l'agriculture et la recherche.

La sûreté n'est pas une fin en soi mais est une condition sine qua non de la protection des personnes dans tous les États et de l'environnement, aujourd'hui et à l'avenir. Il faut évaluer et maîtriser les risques associés aux rayonnements ionisants sans limiter indûment le rôle joué par l'énergie nucléaire dans le

développement équitable et durable. Les gouvernements, les organismes de réglementation et les exploitants, où qu'ils soient, doivent veiller à ce que les matières nucléaires et les sources de rayonnements soient utilisées de manière bénéfique, sûre et éthique. Les normes de sûreté de l'AIEA sont conçues pour faciliter cette tâche, et j'encourage tous les États Membres à les utiliser.

PRÉFACE

Des expositions professionnelles aux rayonnements ionisants peuvent se produire dans de nombreux secteurs d'activité, centres médicaux, établissements d'enseignement et de recherche, et installations du cycle du combustible nucléaire. Une protection adéquate des travailleurs vis-à-vis des rayonnements ionisants est essentielle à l'utilisation sûre et justifiée des rayonnements, des matières radioactives et de l'énergie nucléaire.

En 2006, l'AIEA a publié les Principes fondamentaux de sûreté (n° SF-1 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA), établis sous les auspices de l'Agence pour l'énergie nucléaire (OCDE/AEN), de l'AIEA, de la Communauté européenne de l'énergie atomique (Euratom), de l'Organisation des Nations Unies pour l'alimentation et l'agriculture (FAO), de l'Organisation internationale du Travail (OIT), de l'Organisation maritime internationale, de l'Organisation mondiale de la Santé (OMS), de l'Organisation panaméricaine de la santé (OPS) et du Programme des Nations Unies pour l'environnement (PNUE). Cette publication définit l'objectif de sûreté et les principes de la protection et de la sûreté.

En 2014, l'AIEA a publié « Radioprotection et sûreté des sources de rayonnements : Normes fondamentales internationales de sûreté » (no GSR Part 3 de la Collection Normes de sûreté de l'AIEA, établi sous les auspices de l'AIEA, de la Commission européenne, de la FAO, de l'OCDE/AEN, de l'OMS, de l'OIT, de l'OPS et du PNUE). Cette publication établit les prescriptions qui visent à atteindre l'objectif fondamental de sûreté et à appliquer les principes de sûreté qui sont définis dans les Principes fondamentaux de sûreté.

L'élaboration de prescriptions de sûreté et d'orientations sur la radioprotection professionnelle est un élément essentiel de l'appui que l'AIEA fournit à ses États Membres en matière de radioprotection et de sûreté. L'objectif des activités de l'AIEA dans le domaine de la radioprotection professionnelle est de promouvoir une approche harmonisée à l'échelle internationale sur cette question grâce à l'élaboration et à l'application de normes destinées à optimiser la protection et la sûreté, à réduire les expositions et à mettre en œuvre les techniques actuelles de radioprotection sur le lieu de travail.

Le présent guide de sûreté, établi conjointement par l'AIEA et le Bureau international du Travail, donne des orientations sur le respect de la publication GSR Part 3 en matière d'exposition professionnelle. Il contient des orientations générales sur les conditions d'exposition pour lesquelles des programmes de radioprotection doivent être établis, y compris les programmes de contrôle radiologique qui permettent d'évaluer les doses de rayonnements reçues par les travailleurs à la suite d'une exposition due à des sources externes de rayonnements et à l'incorporation de radionucléides. Il donne également des orientations précises sur l'évaluation des doses reçues dans le cadre de l'exposition aux sources externes de rayonnements et de l'incorporation de radionucléides.

LES NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA

GÉNÉRALITÉS

La radioactivité est un phénomène naturel et des sources naturelles de rayonnements sont présentes dans l'environnement. Les rayonnements et les substances radioactives ont de nombreuses applications utiles, allant de la production d'électricité aux applications médicales, industrielles et agricoles. Les risques radiologiques pour les travailleurs, le public et l'environnement pouvant découler de ces applications doivent être évalués et, le cas échéant, contrôlés.

Des activités telles que les utilisations médicales des rayonnements, l'exploitation des installations nucléaires, la production, le transport et l'utilisation de matières radioactives, et la gestion de déchets radioactifs doivent donc être soumises à des normes de sûreté.

Réglementer la sûreté est une responsabilité nationale. Cependant, les risques radiologiques peuvent dépasser les frontières nationales, et la coopération internationale sert à promouvoir et à renforcer la sûreté au niveau mondial par l'échange de données d'expérience et l'amélioration des capacités de contrôle des risques afin de prévenir les accidents, d'intervenir dans les cas d'urgence et d'atténuer toute conséquence dommageable.

Les États ont une obligation de diligence et un devoir de précaution, et doivent en outre remplir leurs obligations et leurs engagements nationaux et internationaux.

Les normes de sûreté internationales aident les États à s'acquitter de leurs obligations en vertu de principes généraux du droit international, tels que ceux ayant trait à la protection de l'environnement. Elles servent aussi à promouvoir et à garantir la confiance dans la sûreté, ainsi qu'à faciliter le commerce international.

Le régime mondial de sûreté nucléaire fait l'objet d'améliorations continues. Les normes de sûreté de l'AIEA, qui soutiennent la mise en œuvre des instruments internationaux contraignants et les infrastructures nationales de sûreté, sont une pierre angulaire de ce régime mondial. Elles constituent un outil que les parties contractantes peuvent utiliser pour évaluer leur performance dans le cadre de ces conventions internationales.

LES NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA

Le rôle des normes de sûreté de l'AIEA découle du Statut, qui donne pour attributions à l'AIEA d'établir ou d'adopter, en consultation et, le cas échéant,

en collaboration avec les organes compétents des Nations Unies et avec les institutions spécialisées intéressées, des normes de sûreté destinées à protéger la santé et à réduire au minimum les dangers auxquels sont exposés les personnes et les biens, et de prendre des dispositions pour l'application de ces normes.

Afin d'assurer la protection des personnes et de l'environnement contre les effets dommageables des rayonnements ionisants, les normes de sûreté de l'AIEA établissent des principes de sûreté fondamentaux, des prescriptions et des mesures pour contrôler l'exposition des personnes et le rejet de matières radioactives dans l'environnement, pour restreindre la probabilité d'événements qui pourraient entraîner la perte du contrôle du cœur d'un réacteur nucléaire, d'une réaction nucléaire en chaîne, d'une source radioactive ou de tout autre source de rayonnements, et pour atténuer les conséquences de tels événements s'ils se produisent. Les normes s'appliquent aux installations et aux activités qui donnent lieu à des risques radiologiques, y compris les installations nucléaires, à l'utilisation des rayonnements et des sources radioactives, au transport des matières radioactives et à la gestion des déchets radioactifs.

Les mesures de sûreté et les mesures de sécurité¹ ont en commun l'objectif de protéger les vies et la santé humaines ainsi que l'environnement. Ces mesures doivent être conçues et mises en œuvre de manière intégrée de sorte que les mesures de sécurité ne portent pas préjudice à la sûreté et que les mesures de sûreté ne portent pas préjudice à la sécurité.

Les normes de sûreté de l'AIEA sont l'expression d'un consensus international sur ce qui constitue un degré élevé de sûreté pour la protection des personnes et de l'environnement contre les effets dommageables des rayonnements ionisants. Elles sont publiées dans la collection Normes de sûreté de l'AIEA, qui est constituée de trois catégories (voir la figure 1).

Fondements de sûreté

Les fondements de sûreté présentent les objectifs et les principes de protection et de sûreté qui constituent la base des prescriptions de sûreté.

Prescriptions de sûreté

Un ensemble intégré et cohérent de prescriptions de sûreté établit les prescriptions qui doivent être respectées pour assurer la protection des personnes et de l'environnement, actuellement et à l'avenir. Les prescriptions sont régies par les objectifs et principes présentés dans les fondements de sûreté. S'il n'y est pas satisfait, des mesures doivent être prises pour atteindre ou rétablir le niveau de sûreté requis. La présentation et le style des prescriptions facilitent

¹ Voir aussi les publications parues dans la collection Sécurité nucléaire de l'AIEA.

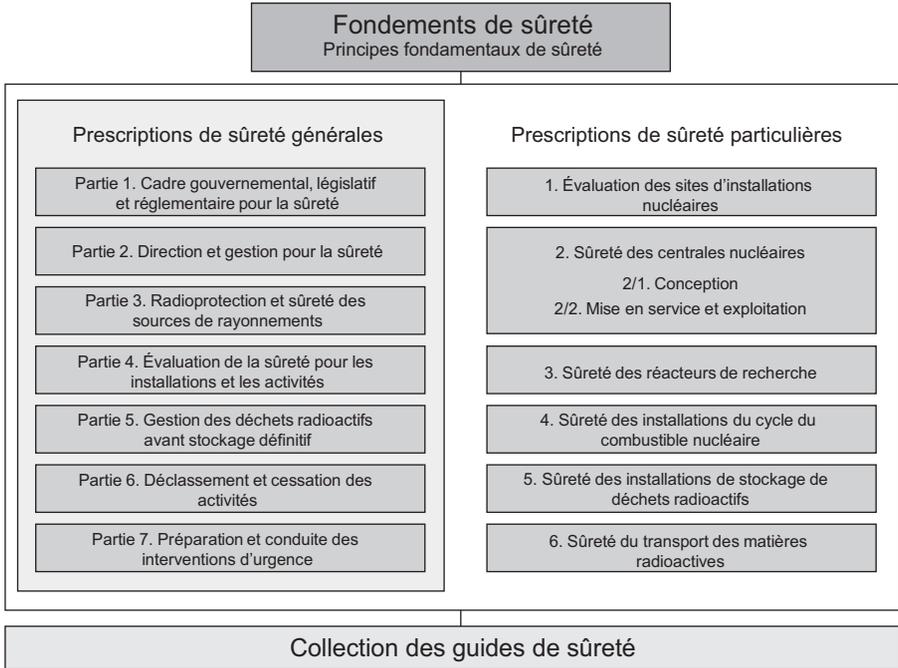


FIG. 1. Structure à long terme de la collection Normes de sûreté de l'AIEA.

leur utilisation pour l'établissement, de manière harmonisée, d'un cadre réglementaire national. Ces prescriptions, notamment les prescriptions globales numérotées, sont rédigées au présent de l'indicatif. De nombreuses prescriptions ne s'adressent pas à une partie en particulier, ce qui signifie que la responsabilité de leur application revient à toutes les parties concernées.

Guides de sûreté

Les guides de sûreté contiennent des recommandations et des orientations sur la façon de se conformer aux prescriptions de sûreté, traduisant un consensus international selon lequel il est nécessaire de prendre les mesures recommandées (ou des mesures équivalentes). Ces guides présentent les bonnes pratiques internationales et reflètent de plus en plus les meilleures d'entre elles pour aider les utilisateurs à atteindre des niveaux de sûreté élevés. Les recommandations qu'ils contiennent sont énoncées au conditionnel.

APPLICATION DES NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA

Les principaux utilisateurs des normes de sûreté dans les États Membres de l'AIEA sont les organismes de réglementation et d'autres autorités nationales pertinentes. Les normes de sûreté de l'AIEA sont aussi utilisées par les organismes de parrainage et par de nombreux organismes qui conçoivent, construisent et exploitent des installations nucléaires, ainsi que par les utilisateurs de rayonnements et de sources radioactives.

Les normes de sûreté de l'AIEA sont applicables, selon que de besoin, pendant la durée de vie de toutes les installations et activités, existantes et nouvelles, utilisées à des fins pacifiques ainsi qu'aux mesures de protection visant à réduire les risques radiologiques existants. Les États peuvent les utiliser comme référence pour la réglementation nationale concernant les installations et les activités.

En vertu de son Statut, l'AIEA est tenue d'appliquer les normes de sûreté à ses propres opérations et les États doivent les appliquer aux opérations pour lesquelles l'AIEA fournit une assistance.

Les normes de sûreté sont aussi utilisées par l'AIEA comme référence pour ses services d'examen de la sûreté, ainsi que pour le développement des compétences, y compris l'élaboration de programmes de formation théorique et de cours pratiques.

Les conventions internationales contiennent des prescriptions semblables à celles des normes de sûreté qui sont juridiquement contraignantes pour les parties contractantes. Les normes de sûreté de l'AIEA, complétées par les conventions internationales, les normes industrielles et les prescriptions nationales détaillées, constituent une base cohérente pour la protection des personnes et de l'environnement. Il y a aussi des aspects particuliers de la sûreté qui doivent être évalués à l'échelle nationale. Par exemple, de nombreuses normes de sûreté de l'AIEA, en particulier celles portant sur les aspects de la sûreté relatifs à la planification ou à la conception, sont surtout applicables aux installations et activités nouvelles. Les prescriptions établies dans les normes de sûreté de l'AIEA peuvent n'être pas pleinement satisfaites par certaines installations existantes construites selon des normes antérieures. Il revient à chaque État de déterminer le mode d'application des normes de sûreté de l'AIEA dans le cas de telles installations.

Les considérations scientifiques qui sous-tendent les normes de sûreté de l'AIEA constituent une base objective pour les décisions concernant la sûreté ; cependant, les décideurs doivent également juger en connaissance de cause et déterminer la meilleure manière d'équilibrer les avantages d'une mesure ou d'une activité par rapport aux risques radiologiques et autres qui y sont associés ainsi qu'à tout autre impact négatif qui en découle.

Un système de gestion a été mis en place pour la planification, l'élaboration, le réexamen, la révision et l'établissement des normes de sûreté de l'AIEA. Il structure le mandat de l'AIEA, la vision de l'application future des normes, politiques et stratégies de sûreté, et les fonctions et responsabilités correspondantes.

INTERACTION AVEC D'AUTRES ORGANISATIONS INTERNATIONALES

Les conclusions du Comité scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants (UNSCEAR) et les recommandations d'organismes internationaux spécialisés, notamment de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR), sont prises en compte lors de l'élaboration des normes de sûreté de l'AIEA. Certaines normes de sûreté sont élaborées en collaboration avec d'autres organismes des Nations Unies ou d'autres organisations spécialisées, dont l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire, l'Organisation des Nations Unies pour l'alimentation et l'agriculture, l'Organisation internationale du Travail, l'Organisation mondiale de la santé, l'Organisation panaméricaine de la santé et le Programme des Nations Unies pour l'environnement.

INTERPRÉTATION DU TEXTE

Les termes relatifs à la sûreté ont le sens donné dans le Glossaire de sûreté de l'AIEA (<http://www-ns.iaea.org/standards/safety-glossary.htm>). Pour les guides de sûreté, c'est la version anglaise qui fait foi.

Le contexte de chaque volume de la collection Normes de sûreté de l'AIEA et son objectif, sa portée et sa structure sont expliqués dans le chapitre premier (introduction) de chaque publication.

Les informations qui ne trouvent pas leur place dans le corps du texte (par exemple celles qui sont subsidiaires ou séparées du corps du texte, sont incluses pour compléter des passages du texte principal ou décrivent des méthodes de calcul, des procédures ou des limites et conditions) peuvent être présentées dans des appendices ou des annexes.

Lorsqu'une norme comporte un appendice, celui-ci est réputé faire partie intégrante de la norme. Les informations données dans un appendice ont le même statut que le corps du texte et l'AIEA en assume la paternité. Les annexes et notes de bas de page du texte principal ont pour objet de donner des exemples concrets ou des précisions ou explications. Elles ne sont pas considérées comme faisant partie intégrante du texte principal. Les informations contenues dans les

annexes n'ont pas nécessairement l'AIEA pour auteur ; les informations publiées par d'autres auteurs figurant dans des normes de sûreté peuvent être présentées dans des annexes. Les informations provenant de sources extérieures présentées dans les annexes sont adaptées pour être d'utilité générale.

TABLE DES MATIÈRES

1.	INTRODUCTION.....	1
	Généralités (1.1 à 1.7).....	1
	Objet (1.8).....	3
	Contenu (1.9).....	3
	Structure (1.10 à 1.12).....	3
2.	CADRE APPLICABLE À LA RADIOPROTECTION PROFESSIONNELLE.....	5
	Exposition professionnelle et types de situations d'exposition (2.1 à 2.4).....	5
	Principes de radioprotection (2.5 à 2.14).....	7
	Responsabilités (2.15 à 2.19).....	10
	Approche graduée (2.20 à 2.22).....	11
	Système de gestion (2.23 à 2.26).....	12
	Grandeurs dosimétriques (2.27 à 2.72).....	13
3.	EXPOSITION DES TRAVAILLEURS DANS LES SITUATIONS D'EXPOSITION PLANIFIÉE (3.1 à 3.7).....	27
	Optimisation (3.8 à 3.33).....	29
	Limitation des doses (3.34 à 3.48).....	37
	Programme de radioprotection (3.49 à 3.158).....	41
	Exposition des travailleurs due à des sources naturelles (3.159 à 3.181).....	75
4.	EXPOSITION DES TRAVAILLEURS EN SITUATION D'URGENCE NUCLÉAIRE OU RADIOLOGIQUE (4.1 à 4.4)....	85
	Planification des interventions d'urgence et responsabilités (4.5 et 4.6).....	87
	Protection des membres des équipes d'intervention (4.7 à 4.17)....	87
	Gestion de l'exposition des membres des équipes d'intervention (4.18 à 4.25).....	92
	Évaluation de l'exposition (4.26 à 4.29).....	95
	Soins médicaux (4.30 à 4.32).....	95

5.	EXPOSITION DES TRAVAILLEURS DANS LES SITUATIONS D'EXPOSITION EXISTANTE (5.1 à 5.7).....	97
	Stratégies de protection (5.8 à 5.13)	99
	Justification (5.14 et 5.15).....	100
	Optimisation (5.16 à 5.23).....	100
	Expositions résultant d'actions correctives dans des zones contaminées par des matières radioactives résiduelles (5.24 à 5.44)	102
	Exposition due au radon (5.45 à 5.72).....	109
	Exposition au rayonnement cosmique (5.73 à 5.88)	117
6.	PROTECTION DES TRAVAILLEURS DANS DES CAS PARTICULIERS (6.1)	123
	Travailleuses pendant et après la grossesse (6.2 à 6.20)	123
	Travailleurs itinérants (6.21 à 6.100).....	128
7.	CONTRÔLE RADIOLOGIQUE ET ÉVALUATION DE L'EXPOSITION PROFESSIONNELLE	155
	Évaluation de l'exposition externe (7.1 à 7.132).....	155
	Évaluation de l'exposition interne (7.133 à 7.227)	194
	Évaluation de l'exposition en situation d'urgence (7.228 à 7.243)	220
	Contamination de la peau (7.244 à 7.250).....	224
	Dossiers sur l'exposition professionnelle (7.251 à 7.273).....	226
8.	SYSTÈME DE GESTION QUE DOIVENT METTRE EN PLACE LES PRESTATAIRES DE SERVICES TECHNIQUES.....	233
	Considérations générales (8.1 à 8.14)	233
	Responsabilité de la hiérarchie (8.15 à 8.25).....	237
	Conduite des processus (8.26 à 8.48)	241
	Mesure, évaluation et amélioration de la performance (8.49 à 8.70)	245
	Orientations supplémentaires pour les prestataires de services d'étalonnage ou d'essais (8.71 à 8.101)	250

9.	DISPOSITIFS TECHNIQUES, CONTRÔLES ADMINISTRATIFS ET ÉQUIPEMENTS DE PROTECTION INDIVIDUELS.....	258
	Considérations générales (9.1 à 9.7)	258
	Blindage (9.8 et 9.9)	260
	Ventilation (9.10 à 9.19)	261
	Dépoussiérage (9.20 et 9.21).....	263
	Fuite de matières radioactives (9.22 et 9.23).....	264
	Contamination de surface (9.24 à 9.46).....	265
	Décontamination du matériel et du personnel (9.47 à 9.52).....	272
	Équipements de protection individuels (9.53 à 9.64)	273
	Rotation des tâches (9.65)	277
	Considérations relatives aux activités de traitement des minerais où entrent en jeu des matières radioactives naturelles (9.66 à 9.72).....	277
10.	SURVEILLANCE DE LA SANTÉ DES TRAVAILLEURS	278
	Responsabilités (10.1 à 10.7).....	278
	Programme de surveillance de la santé des travailleurs (10.8 à 10.10)	280
	Examen médical des travailleurs (10.11 à 10.24)	281
	Signalement des affections et des surexpositions (10.25 à 10.27) ...	285
	Dossiers médicaux (10.28)	285
	Gestion des travailleurs surexposés (10.29 à 10.34).....	285
APPENDICE I :	EXPOSITION DES TRAVAILLEURS DUE AUX MATIÈRES RADIOACTIVES NATURELLES	289
APPENDICE II :	MÉTHODES ET DISPOSITIFS DE CONTRÔLE RADIOLOGIQUE INDIVIDUEL UTILISÉS POUR L'ÉVALUATION DES EXPOSITIONS EXTERNES.....	292
APPENDICE III :	INSTRUMENTS DE CONTRÔLE RADIOLOGIQUE DU LIEU DE TRAVAIL UTILISÉS POUR L'ÉVALUATION DES EXPOSITIONS EXTERNES.....	306

APPENDICE IV : MODÈLES BIOCINÉTIQUES POUR L'ÉVALUATION DES EXPOSITIONS INTERNES.	316
APPENDICE V : MÉTHODES DE CONTRÔLE RADIOLOGIQUE INDIVIDUEL DE LA CONTAMINATION INTERNE	322
RÉFÉRENCES	343
ANNEXE : TECHNIQUES DE DOSIMÉTRIE RÉTROSPECTIVE	361
ABRÉVIATIONS	373
PERSONNES AYANT COLLABORÉ À LA RÉDACTION ET À L'EXAMEN DU TEXTE	375

1. INTRODUCTION

GÉNÉRALITÉS

1.1. Une exposition professionnelle à des rayonnements peut se produire dans le cadre de plusieurs activités humaines : tâches accomplies aux différentes étapes du cycle du combustible nucléaire ; utilisation des rayonnements en médecine, pour la recherche scientifique, dans l'agriculture et dans l'industrie ; métiers qui donnent lieu à une exposition due à des sources naturelles.

1.2. La publication intitulée « Principes fondamentaux de sûreté » [1] (collection Normes de sûreté de l'AIEA n° SF-1) présente l'objectif fondamental de sûreté et les principes de la protection et de la sûreté. Les prescriptions visant à atteindre l'objectif fondamental de sûreté et à appliquer les principes de sûreté qui sont définis dans les Principes fondamentaux de sûreté [1], y compris les prescriptions qui concernent la protection des travailleurs exposés à des sources de rayonnements, figurent dans la publication intitulée « Radioprotection et sûreté des sources de rayonnements : Normes fondamentales internationales de sûreté » [2] (Collection Normes de sûreté de l'AIEA n° GSR Part 3), coparrainée par l'AIEA et sept autres organisations internationales.

1.3. Le présent guide de sûreté, établi conjointement par l'AIEA et le Bureau international du Travail, donne des orientations sur le respect de la publication GSR Part 3 [2] en matière d'exposition professionnelle. Il contient des orientations générales sur les conditions d'exposition pour lesquelles des programmes de radioprotection doivent être établis, y compris les programmes de contrôle radiologique qui permettent d'évaluer les doses de rayonnements reçues par les travailleurs à la suite d'une exposition due à des sources externes de rayonnements et à l'incorporation de radionucléides. Il donne également des orientations précises sur l'évaluation des doses reçues dans le cadre de l'exposition aux sources externes de rayonnements et de l'incorporation de radionucléides.

1.4. Des recommandations pour les systèmes de protection radiologique ont été publiées par la Commission internationale de protection radiologique (CIPR) [3]. Ces recommandations et d'autres recommandations en vigueur de la CIPR et de la Commission internationale des unités et des mesures radiologiques (CIUR) ont été prises en compte lors de l'élaboration du présent guide de sûreté.

1.5. Il est admis que la radioprotection n'est que l'un des facteurs à prendre en compte pour préserver la santé et la sûreté du travailleur en général. Le programme de radioprotection doit être défini et géré en coordination avec d'autres disciplines des domaines de la santé et de la sûreté, comme l'hygiène du travail, l'hygiène médicale, la sûreté industrielle et la protection contre l'incendie.

1.6. Le présent guide de sûreté contient des orientations sur le respect des prescriptions qui figurent dans la publication GSR Part 3 [2] en matière de radioprotection professionnelle. Il donne des orientations générales sur la mise au point de programmes de radioprotection professionnelle conformes à ces prescriptions et adaptés aux sources de rayonnements qui peuvent se trouver sur les lieux de travail concernés. Il donne également des orientations plus détaillées sur le contrôle radiologique et l'évaluation de l'exposition des travailleurs qui est due aux sources externes de rayonnements et à l'incorporation de radionucléides. Le présent guide de sûreté est conforme aux principes actuellement reconnus à l'échelle internationale et aux pratiques recommandées en matière de radioprotection professionnelle, compte tenu des principaux changements qui ont eu lieu depuis 1999.

1.7. Le présent guide de sûreté contient des orientations actualisées par rapport à celles des cinq précédents guides de sûreté, qu'il remplace : Radioprotection professionnelle¹ ; Évaluation de l'exposition professionnelle due à l'incorporation de radionucléides² ; Évaluation de l'exposition professionnelle due aux sources externes de rayonnements³ ; Radioprotection professionnelle pour l'extraction et

¹ AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, BUREAU INTERNATIONAL DU TRAVAIL, Radioprotection professionnelle, no RS-G-1.1 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, AIEA, Vienne (2004).

² AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, BUREAU INTERNATIONAL DU TRAVAIL, Évaluation de l'exposition professionnelle due à l'incorporation de radionucléides, no RS-G-1.2 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, AIEA, Vienne (2004).

³ AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, BUREAU INTERNATIONAL DU TRAVAIL, Évaluation de l'exposition professionnelle due aux sources externes de rayonnements, no RS-G-1.3 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, AIEA, Vienne (2004).

le traitement des matières premières⁴ (uniquement en anglais) ; Le système de gestion des services techniques en sûreté radiologique⁵.

OBJET

1.8. L'objet du présent guide de sûreté est de donner des orientations sur la maîtrise de l'exposition professionnelle. Les recommandations formulées s'adressent aux organismes de réglementation, mais le présent guide sera également utile pour : les employeurs et les titulaires de licences et d'enregistrements ; les organes de gestion et leurs conseillers spécialisés ; les comités d'hygiène et de sûreté concernés par la radioprotection des travailleurs. Elles peuvent aussi servir aux travailleurs et à leurs représentants pour encourager des pratiques de travail sûres.

CONTENU

1.9. Le présent guide de sûreté porte sur les aspects techniques et organisationnels de la maîtrise de l'exposition professionnelle. L'objectif est de présenter une approche intégrée de la maîtrise des expositions, potentielles ou non, internes ou externes, qui sont dues aux rayonnements émis par des sources artificielles ou naturelles.

STRUCTURE

1.10. La section 2 présente le cadre général de la radioprotection professionnelle. Elle contient notamment des explications sur les trois types de situations d'exposition (situation d'exposition planifiée, situation d'exposition d'urgence et situation d'exposition existante), les principes fondamentaux de la radioprotection et leur application à la protection des travailleurs, et les grandeurs dosimétriques utilisées. Les sections 3 à 5 donnent des orientations sur le respect des prescriptions qui figurent dans la publication GSR Part 3 [2]

⁴ BUREAU INTERNATIONAL DU TRAVAIL, Occupational Radiation Protection in the Mining and Processing of Raw Materials, no RS-G-1.6 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, AIEA, Vienne (2004).

⁵ AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Le système de gestion des services techniques en sûreté radiologique, no GS-G-3.2 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, AIEA, Vienne (2008).

pour chacun des trois types de situations d'exposition. La section 3 porte sur la radioprotection professionnelle dans les situations d'exposition planifiée, y compris l'application des principes de l'optimisation et de la limitation des doses, le programme de radioprotection et des orientations particulières concernant la protection des travailleurs exposés à cause de sources naturelles. La section 4 traite de la protection des travailleurs dans les situations d'urgence nucléaire ou radiologique, y compris en ce qui concerne l'établissement d'un plan d'urgence, l'application des principes de l'optimisation et de la limitation des doses en situation d'urgence, et l'évaluation et la gestion des expositions des membres d'une équipe d'intervention. La section 5 porte sur la protection des travailleurs dans les situations d'exposition existante, y compris en ce qui concerne la mise en place d'une stratégie de protection appropriée et d'un cadre juridique et réglementaire. Elle donne aussi des orientations précises sur la protection des travailleurs contre les expositions dues aux matières radioactives résiduelles qui résultent d'activités ou d'accident passés, au radon sur les lieux de travail et au rayonnement cosmique dans les aéronefs et les véhicules spatiaux.

1.11. Les sections 6 à 10 contiennent des orientations sur des aspects plus spécifiques de la radioprotection professionnelle. La section 6 décrit les mesures spéciales qui doivent être prises pour la protection de deux groupes particuliers de travailleurs : les travailleuses pendant et après la grossesse et les travailleurs itinérants. La section 7 donne des orientations détaillées sur le contrôle radiologique et l'évaluation des expositions professionnelles, notamment en ce qui concerne : les programmes, les systèmes et le matériel de contrôle radiologique ; l'estimation des incertitudes ; les essais et l'étalonnage ; l'interprétation des résultats du contrôle radiologique ; la conservation des dossiers. Les orientations portent aussi bien sur le contrôle radiologique individuel que sur le contrôle radiologique du lieu de travail, les expositions externes, les expositions internes et la contamination de la peau, et traitent de l'évaluation des expositions dans les situations d'urgence. La section 8 contient des orientations sur le système de gestion que doivent mettre en place les prestataires de services techniques dans le domaine de la radioprotection professionnelle, en particulier pour les services d'étalonnage, de test et de dosimétrie. La section 9 décrit les dispositifs techniques et les contrôles administratifs qui contribuent à la protection et à la sûreté dans le domaine professionnel, notamment le maintien d'une bonne qualité de l'air, la mise en place d'un blindage adéquat et le contrôle de la contamination. Elle donne également des orientations sur l'utilisation des équipements de protection individuels. La section 10 porte sur les programmes de surveillance de la santé des travailleurs. Elle contient notamment des orientations sur l'examen médical des travailleurs, les dossiers médicaux et les soins à administrer aux travailleurs surexposés.

1.12. Cinq appendices et une annexe donnent des orientations supplémentaires plus détaillées concernant l'exposition des travailleurs due aux matières radioactives naturelles, les méthodes et les dispositifs de contrôle radiologique individuel utilisés pour l'évaluation des expositions externes, les instruments de contrôle radiologique du lieu de travail utilisés pour l'évaluation des expositions externes, les méthodes de contrôle radiologique et d'évaluation des expositions internes (y compris la modélisation biocinétique) et les techniques de dosimétrie rétrospective.

2. CADRE APPLICABLE À LA RADIOPROTECTION PROFESSIONNELLE

EXPOSITION PROFESSIONNELLE ET TYPES DE SITUATIONS D'EXPOSITION

2.1. Une exposition professionnelle est une exposition subie par un travailleur au cours de son travail, quelle que soit la situation d'exposition. Aux fins de l'établissement de prescriptions concrètes pour la protection et la sûreté, la publication GSR Part 3 [2] distingue trois types différents de situations d'exposition : situation d'exposition planifiée, situation d'exposition d'urgence et situation d'exposition existante. Comme l'explique le paragraphe 1.20 de cette publication :

- « a) Une *situation d'exposition planifiée* est une situation d'exposition résultant de l'exploitation planifiée d'une source ou d'une activité planifiée donnant lieu à une exposition due à une source. Des dispositions pouvant être prises en matière de protection et de sûreté avant d'entreprendre l'activité considérée, il est possible de restreindre dès le départ les expositions qui y sont associées et leurs probabilités d'occurrence. Le principal moyen de maîtriser l'exposition dans les situations d'exposition planifiée réside dans une bonne conception des installations, des équipements et des procédures d'exploitation et dans la formation. [...]
- b) Une *situation d'exposition d'urgence* est une situation d'exposition qui survient à la suite d'un accident, d'un acte malveillant ou de tout autre événement imprévu, et qui nécessite une action rapide pour éviter ou réduire ses conséquences néfastes. Il y a lieu d'envisager des mesures préventives et des actions d'atténuation avant qu'une

situation d'exposition d'urgence survienne. Cependant, au cas où une situation d'exposition d'urgence survient réellement, les expositions ne peuvent être réduites que par la mise en œuvre de mesures de protection.

- c) Une *situation d'exposition existante* est une situation d'exposition qui existe déjà lorsqu'une décision quant à la nécessité d'un contrôle doit être prise. Les situations d'exposition existante comprennent les situations d'exposition au rayonnement de fond naturel. Elles comprennent aussi les situations d'exposition dues aux matières radioactives résiduelles résultant de pratiques passées qui n'étaient pas soumises à un contrôle réglementaire ou qui subsistent après une situation d'exposition d'urgence. »

Le présent guide de sûreté contient des orientations sur la protection des travailleurs pour chacun de ces trois types de situations d'exposition.

2.2. Comme l'explique le paragraphe 1.21 de la publication GSR Part 3 [2] :

« Les descriptions données au paragraphe 1.20 de ces trois types de situations d'exposition ne suffisent pas toujours pour déterminer sans équivoque le type de situation d'exposition qui s'applique dans des circonstances particulières. Par exemple, le passage d'une situation d'exposition d'urgence à une situation d'exposition existante peut s'effectuer progressivement, et certaines expositions dues à des sources naturelles peuvent présenter certaines caractéristiques à la fois de situations d'exposition planifiée et de situations d'exposition existante. Dans les présentes Normes, on a déterminé le type de situation d'exposition correspondant le mieux à des circonstances particulières en tenant compte de considérations pratiques. »

2.3. Au paragraphe 1.20 a), de la publication GSR Part 3 [2], l'exposition potentielle est décrite de la manière suivante :

« Dans les situations d'exposition planifiée, on peut s'attendre à ce que celles-ci donnent lieu à un certain niveau d'exposition. Si cette exposition n'est pas certaine mais pourrait résulter d'un accident ou d'un événement ou d'une séquence d'événements qui pourrait se produire mais n'est pas certain, on parle d'"exposition potentielle".

[...]

Si un événement ou une séquence d'événements qui a été envisagé dans l'évaluation de l'exposition potentielle se produit réellement, il pourra être considéré comme une situation d'exposition planifiée ou, si une situation d'urgence est déclarée, comme une situation d'exposition d'urgence. »

2.4. Certaines expositions sont exclues du champ d'application de la publication GSR Part 3 [2]. Le paragraphe 1.42 de cette publication stipule ce qui suit :

« Les présentes Normes s'appliquent à toutes les situations comportant une exposition aux rayonnements qui se prête à un contrôle. Les expositions considérées comme ne se prêtant pas à un contrôle sont exclues de leur champ d'application⁸.

⁸ Il est généralement admis, par exemple, qu'il n'est pas possible de contrôler ⁴⁰K dans l'organisme ou les rayons cosmiques à la surface de la Terre. »

La section 3 contient des orientations sur les composantes de l'exposition due aux sources naturelles de rayonnements qu'il peut être exigé de soumettre à un contrôle en tant qu'exposition professionnelle.

PRINCIPES DE RADIOPROTECTION

2.5. Les trois principes généraux de radioprotection, qui ont trait à la justification, à l'optimisation de la protection et à l'application de limites de dose (limitation des doses), sont exprimés dans les principes de sûreté 4, 5, 6 et 10 (Principes fondamentaux de sûreté [1]). Selon la prescription 1 de la publication GSR Part 3 [2], ceux qui ont « **des responsabilités en matière de protection et de sûreté veillent à ce que les principes de radioprotection soient appliqués pour toutes les situations d'exposition** ».

Justification

2.6. Les paragraphes 2.8 et 2.9 de la publication GSR Part 3 [2] stipulent ce qui suit :

« 2.8. Dans le cas des situations d'exposition planifiée, chaque partie ayant des responsabilités en matière de protection et de sûreté veille, lorsque les prescriptions pertinentes lui sont applicables, à ce qu'aucune pratique ne soit entreprise sans qu'elle soit justifiée.

2.9. Dans celui des situations d'exposition d'urgence et des situations d'exposition existante, chaque partie ayant des responsabilités en matière de protection et de sûreté veille, lorsque les prescriptions pertinentes lui sont applicables, à ce que les mesures de protection ou les actions correctives soient justifiées et soient mises en œuvre de manière à permettre d'atteindre les objectifs énoncés dans une stratégie de protection. »

2.7. Dans le cas des situations d'exposition planifiée, cela signifie qu'aucune pratique ou source associée à une pratique ne devrait être autorisée si la pratique en question ne présente pas suffisamment d'avantages pour les individus exposés ou la société pour compenser les dommages (y compris le détriment radiologique) qu'elle pourrait causer, c'est-à-dire si elle n'est pas justifiée, les facteurs sociaux, économiques et autres ayant été pris en compte.

2.8. Pour déterminer si une pratique est justifiée, il faut prendre en considération toutes les doses de rayonnements reçues par les travailleurs et les personnes du public. D'une manière générale, l'hypothèse retenue dans le présent guide de sûreté est que le processus de justification a déjà eu lieu et que la contribution de l'exposition professionnelle au détriment radiologique total a été prise en compte. La question de la justification pour les situations d'exposition planifiée n'est donc pas traitée en détail dans le présent guide. On trouvera des orientations sur la justification dans la publication intitulée « Justification of Practices, Including Non-medical Human Imaging » [4] (n° GSG-5 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA).

Optimisation

2.9. Le paragraphe 2.10 de la publication GSR Part 3 [2] stipule ce qui suit :

« Pour toutes les situations d'exposition, chaque partie ayant des responsabilités en matière de protection et de sûreté veille, lorsque les prescriptions pertinentes lui sont applicables, à ce que la protection et la sûreté soient optimisées⁹.

⁹ Quand on dit que la 'protection et la sûreté sont optimisées', cela signifie que le processus d'optimisation de la protection et de la sûreté a été appliqué et que son résultat a été mis en œuvre. »

2.10. Dans les situations d'exposition planifiée, en ce qui concerne les expositions dues aux sources associées à une pratique, la protection et la sûreté doivent être optimisées afin que la valeur des doses individuelles, le nombre de personnes exposées et la probabilité de subir une exposition soient maintenus aussi bas que

raisonnablement possible, compte tenu des facteurs économiques et sociaux, les doses individuelles dues à ces sources devant être soumises à des contraintes de dose. Ce principe est d'une importance particulière pour la mise en œuvre des mesures de radioprotection sur le lieu de travail et sous-tend donc la plupart des orientations plus détaillées qui sont présentées dans la section 3.

Limitation des doses

2.11. Le paragraphe 2.11 de la publication GSR Part 3 [2] stipule ce qui suit :

« Dans le cas des situations d'exposition planifiée autres que l'exposition médicale, chaque partie ayant des responsabilités en matière de protection et de sûreté veille, lorsque les prescriptions pertinentes lui sont applicables, à ce que les limites de dose spécifiées ne soient pas dépassées. »

2.12. Les limites de dose ne concernent que les situations d'exposition planifiée. Dans ce type de situation, l'exposition individuelle doit être réduite, de sorte que ni la dose efficace totale ni la dose équivalente totale aux tissus ou organes pertinents, causées par plusieurs expositions possibles dues à des pratiques autorisées, ne dépassent une quelconque limite de dose applicable.

2.13. Pour la dose efficace, la limite correspond à la valeur au-dessus de laquelle le risque d'effets stochastiques dus à une radioexposition est considéré comme inacceptable. Concernant les expositions localisées du cristallin, des extrémités et de la peau, cette limite n'est pas suffisante pour éviter les effets déterministes. Les limites relatives aux doses équivalentes pour ces tissus et organes sont donc précisées pour ce type de situation.

2.14. Des orientations sur l'application des limites de dose aux expositions professionnelles figurent dans la section 3.

RESPONSABILITÉS

Gouvernement

2.15. Les responsabilités du gouvernement⁶ en matière de protection et de sûreté sont définies aux paragraphes 2.13 à 2.28 de la publication GSR Part 3 [2]. Elles consistent notamment à :

- a) Établir un cadre juridique et réglementaire efficace pour la protection et la sûreté dans toutes les situations d'exposition ;
- b) Adopter une législation qui respecte les prescriptions définies ;
- c) Établir un organisme de réglementation indépendant, doté des pouvoirs, de la compétence et des ressources nécessaires ;
- d) Établir des prescriptions pour la formation théorique et pratique dans le domaine de la protection et de la sûreté ;
- e) Veiller à ce que des dispositions soient en place pour la fourniture de services techniques et de services de formation théorique et pratique.

Organisme de réglementation

2.16. Les responsabilités de l'organisme de réglementation en matière de protection et de sûreté sont définies aux paragraphes 2.29 à 2.38 de la publication GSR Part 3 [2]. Elles consistent notamment à :

- a) Établir des prescriptions pour l'application des principes de radioprotection ;
- b) Établir un système de réglementation qui respecte les prescriptions définies ;
- c) Veiller à l'application des prescriptions concernant la formation théorique et pratique dans le domaine de la protection et de la sûreté ;
- d) Veiller à ce que des mécanismes soient en place pour diffuser les enseignements tirés des incidents et des accidents ;
- e) Définir des critères d'acceptation et de performance pour les sources et le matériel dont l'utilisation a une incidence sur la protection et la sûreté ;
- f) Prendre des dispositions pour l'établissement et la tenue de dossiers.

2.17. Les responsabilités de l'organisme de réglementation qui concernent spécifiquement l'exposition professionnelle dans les situations d'exposition

⁶ Les États ayant des structures juridiques différentes, le terme « gouvernement » employé ici doit être compris dans un sens large et est donc interchangeable avec le terme « État ».

planifiée sont définies aux paragraphes 3.69 à 3.73 de la publication GSR Part 3 [2]. L'organisme de réglementation est chargé d'établir et de faire appliquer des prescriptions pour s'assurer que la protection et la sûreté sont optimisées, s'assurer que les limites de dose applicables sont respectées, et surveiller et enregistrer les expositions professionnelles.

Employeurs et titulaires d'enregistrements et de licences

2.18. Selon la prescription 4 de la publication GSR Part 3 [2], « **[I]a responsabilité première en matière de protection et de sûreté incombe à la personne ou à l'organisme responsable des installations et activités donnant lieu à des risques radiologiques** ». Dans les situations d'exposition planifiée, les employeurs et les titulaires d'enregistrements et de licences (ci-après dénommés simplement la « hiérarchie ») sont chargés de s'assurer que la protection et la sûreté sont optimisées, que les limites de dose applicables sont respectées et que des programmes de radioprotection appropriés sont établis et mis en œuvre. Des orientations sur le contenu du programme de radioprotection figurent dans la section 3.

Respect des règles et procédures par les travailleurs

2.19. Selon la prescription 22 de la publication GSR Part 3 [2], « **[I]es travailleurs s'acquittent de leurs obligations et accomplissent leurs tâches en matière de protection et de sûreté** ». Cette prescription traduit le fait que les travailleurs peuvent, par leurs propres actions, contribuer à la protection et à la sûreté pour eux-mêmes et pour les autres personnes sur les lieux de travail. Les prescriptions applicables aux travailleurs dans ce domaine sont énumérées au paragraphe 3.83 de la publication GSR Part 3 [2] et portent sur : le respect des règles et procédures ; l'utilisation des appareils de surveillance et des équipements de protection individuels ; la coopération en matière de programmes de surveillance de la santé des travailleurs et d'évaluation des doses ; l'acceptation des instructions et de la formation. Les travailleurs sont également tenus de fournir les informations pertinentes à leur hiérarchie et d'agir de manière responsable pour ce qui touche à la protection et à la sûreté.

APPROCHE GRADUÉE

2.20. Le paragraphe 2.31 de la publication GSR Part 3 [2] pose les fondements de l'approche graduée de la maîtrise de l'exposition :

« L'organisme de réglementation adopte une approche graduée de la mise en œuvre de son système de protection et de sûreté de façon que l'application des prescriptions réglementaires soit proportionnée aux risques radiologiques associés à la situation d'exposition. »

Au titre de ses responsabilités générales, le gouvernement doit veiller à ce que l'application globale des principes de radioprotection soit conforme à l'approche graduée (voir par. 2.18 de la publication GSR Part 3 [2]).

2.21. La prescription 6 de la publication GSR Part 3 [2] concerne l'approche graduée dans le cas particulier des situations d'exposition planifiée :

« L'application des prescriptions des présentes Normes dans les situations d'exposition planifiée est proportionnée aux caractéristiques de la pratique ou de la source associée à une pratique ainsi qu'à la probabilité et à la valeur des expositions. »

2.22. Une des caractéristiques importantes de l'approche graduée dans les situations d'exposition planifiée est qu'elle prévoit des exemptions et des libérations. La prescription 8 de la publication GSR Part 3 [2] est la suivante :

« Le gouvernement ou l'organisme de réglementation détermine les pratiques ou les sources associées à des pratiques qui sont à exempter de certaines ou de toutes les prescriptions des présentes Normes. L'organisme de réglementation approuve les sources, y compris les matières et objets, associées à des pratiques déclarées ou autorisées qui peuvent être libérées du contrôle réglementaire. »

SYSTÈME DE GESTION

2.23. Selon la prescription 5 de la publication GSR Part 3 [2], **« [I]es parties principales veillent à ce que la protection et la sûreté soient intégrées efficacement au système de gestion générale des organismes dont elles sont responsables »**. Pour une exposition professionnelle dans une situation d'exposition planifiée, la partie principale est l'employeur. Pour les situations d'exposition d'urgence ou les situations d'exposition existante, les parties principales sont les personnes ou les organismes désignés pour faire face à la situation.

2.24. Selon les paragraphes 2.47 à 2.52 de la publication GSR Part 3 [2], les « parties principales démontrent leur attachement à la protection et à la sûreté aux plus hauts échelons des organismes » et « veillent à ce que le système de gestion [...] soit conçu et appliqué de manière à renforcer la protection et la sûreté », tout en maintenant la cohérence entre les mesures de protection et de sûreté et d'autres mesures, par exemple celles qui ont trait à la performance d'exploitation et à la sécurité.

2.25. Des actions particulières devraient être engagées afin de susciter la confiance nécessaire dans les mesures prises pour assurer la protection et la sûreté, et afin que ces mesures soient régulièrement évaluées et réexaminées. Une culture de sûreté devrait être encouragée et préservée à tous les niveaux de l'organisme. Le système de gestion devrait aussi tenir compte des facteurs humains en favorisant une bonne performance et de bonnes pratiques afin de prévenir les défaillances humaines et organisationnelles, l'attention étant portée sur la conception du matériel, la définition de procédures, de limites et de conditions d'exploitation, s'il y a lieu, ainsi que la formation et l'utilisation de systèmes de sûreté pour atténuer les conséquences des erreurs humaines.

2.26. On trouvera des prescriptions et des orientations plus détaillées sur le système de gestion des installations et des activités dans les publications intitulées « Direction et gestion pour la sûreté » [5] (n° GSR Part 2 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA) et « Application of the Management System for Facilities and Activities » [6] (n° GS-G-3.1), ainsi que dans les principes directeurs établis par l'Organisation internationale du Travail [7]. La section 8 contient des recommandations et des orientations sur le système de gestion que doivent mettre en place les prestataires de services techniques en matière de protection et de sûreté.

GRANDEURS DOSIMÉTRIQUES

2.27. Les grandeurs dosimétriques recommandées pour les besoins de la radioprotection (les grandeurs de protection), et dans lesquelles les limites de dose sont exprimées dans la publication GSR Part 3 [2], sont la dose équivalente H_T dans le tissu ou l'organe T et la dose efficace E .

2.28. Les grandeurs physiques de base sont notamment la fluence de particules (Φ), le kerma (K) et la dose absorbée (D).

2.29. La dose équivalente H_T dans le tissu ou l'organe T dépend du facteur de pondération radiologique w_R , qui est multiplié par la dose absorbée pour le type de rayonnement R et permet de tenir compte de l'efficacité biologique relative (EBR) du rayonnement pour l'induction d'effets stochastiques à de faibles doses :

$$H_T = \sum_R w_R \cdot D_{T,R} \quad 1)$$

où $D_{T,R}$ est la dose absorbée moyenne dans le tissu ou l'organe T pour le type de rayonnement R.

2.30. La dose efficace E dépend d'un facteur de pondération tissulaire w_T , qui est multiplié par la dose équivalente au tissu T et permet de tenir compte des différences de sensibilité des divers tissus ou organes à l'induction d'effets stochastiques :

$$E = \sum_T w_T \cdot H_T \quad 2)$$

ce qui, si l'on remplace H_T par la somme présentée dans la formule 1), donne le résultat suivant :

$$E = \sum_T w_T \cdot \sum_R w_R \cdot D_{T,R} \quad 3)$$

2.31. Les valeurs recommandées pour w_R et w_T ont été établies après examen des études biologiques et épidémiologiques publiées et figurent dans la partie « Définitions » de la publication GSR Part 3 [2].

2.32. Les grandeurs de protection E et H_T sont la somme des doses efficaces ou équivalentes reçues à la suite d'une exposition due à des sources externes pendant une période donnée et des doses engagées efficaces ou équivalentes, qui ont été reçues à la suite d'une exposition due à l'incorporation de radionucléides sur la même période. La dose efficace totale E reçue ou engagée sur une période donnée peut être estimée en fonction des grandeurs opérationnelles à l'aide de la formule suivante :

$$E \cong H_p(d) + \sum_j e(g)_{j,\text{ing}} \cdot I_{j,\text{ing}} + \sum_j e(g)_{j,\text{inh}} \cdot I_{j,\text{inh}} \quad 4)$$

où

- $H_p(d)$ est l'équivalent de dose individuel au tissu mou à une profondeur appropriée d au-dessous d'un point spécifié de la surface du corps pendant une période donnée ;
- $e(g)_{j,ing}$ est la dose efficace engagée par unité d'incorporation pour l'ingestion du radionucléide j par le groupe d'âge g pendant la même période ;
- $e(g)_{j,inh}$ est la dose efficace engagée par unité d'incorporation pour l'inhalation du radionucléide j par le groupe d'âge g pendant la même période ;
- $I_{j,ing}$ est l'incorporation par ingestion du radionucléide j pendant la même période ;
- $I_{j,inh}$ est l'incorporation par inhalation du radionucléide j pendant la même période.

Pour une exposition professionnelle, les valeurs appropriées de $e(g)_{j,ing}$ et $e(g)_{j,inh}$ sont celles qui s'appliquent aux travailleurs.

2.33. Les limites de dose sont telles que des effets déterministes ne peuvent se produire. Dans les situations qui peuvent donner lieu à des effets déterministes graves (par exemple les situations d'exposition d'urgence), l'EBR des différents types de rayonnement concernant l'apparition d'effets déterministes graves devrait être prise en compte. La grandeur dosimétrique recommandée est la dose absorbée au tissu ou à l'organe T pondérée par l'EBR (D_T). La dose absorbée pondérée par l'EBR dépend d'EBR propres aux tissus et aux rayonnements ($EBR_{T,R}$), multipliées par la dose absorbée dans un tissu ou un organe afin de tenir compte de l'EBR pour l'apparition d'effets déterministes graves sur la santé, provoqués par une dose absorbée donnée dans un tissu ou un organe qui est due à un certain type de rayonnement. Les valeurs recommandées des $EBR_{T,R}$ pour estimer l'apparition de certains effets déterministes graves sur la santé ont été établies après examen des études biologiques publiées et figurent dans la partie « Définitions » de la publication GSR Part 3 [2]. La dose efficace est inadaptée pour évaluer les réactions tissulaires. Dans ce type de situation, il faut estimer la dose absorbée et tenir compte de l'EBR appropriée pour évaluer les effets des rayonnements.

Grandeurs opérationnelles pour le contrôle radiologique individuel en dosimétrie externe

2.34. Les grandeurs de radioprotection ne pouvant être mesurées directement, la CIUR a introduit des grandeurs opérationnelles à utiliser en pratique pour la radioprotection lorsqu'une exposition est due à des sources externes. La définition de ces grandeurs figure dans la publication GSR Part 3 [2] et dans la référence [8]. Les grandeurs opérationnelles donnent une estimation de la

dose efficace ou de la dose équivalente qui permet d'éviter les sous-estimations et les surestimations pour la plupart des champs de rayonnement que l'on rencontre en pratique. Les facteurs de qualité du rayonnement $Q(L)$ servent à calculer les grandeurs opérationnelles d'équivalent de dose utilisées pour le contrôle radiologique [3]. Ils permettent de caractériser l'efficacité biologique d'un certain type de rayonnement en fonction de la densité d'ionisation le long des traces de particules chargées dans un tissu. Q est défini à partir du transfert linéique d'énergie non restreint L_∞ [souvent désigné par L ou TLE (transfert linéique d'énergie)], de particules chargées dans l'eau. Une évaluation détaillée de la relation quantitative qui existe entre les grandeurs physiques, les grandeurs de radioprotection et les grandeurs opérationnelles a été menée par un groupe de travail formé conjointement par la CIPR et la CIUR [9]. La relation conceptuelle entre ces grandeurs est présentée à la figure 1 [9].

2.35. La CIUR établit une distinction entre rayonnements très pénétrants et rayonnements peu pénétrants [10]. Si, pour une orientation donnée du corps dans un champ de rayonnement uniforme et unidirectionnel, la dose équivalente reçue par une petite zone de la couche sensible de la peau est moins de dix fois supérieure à la dose, le rayonnement est qualifié de très pénétrant. Si la dose équivalente est plus de dix fois supérieure à la dose efficace, le rayonnement est qualifié de peu pénétrant.

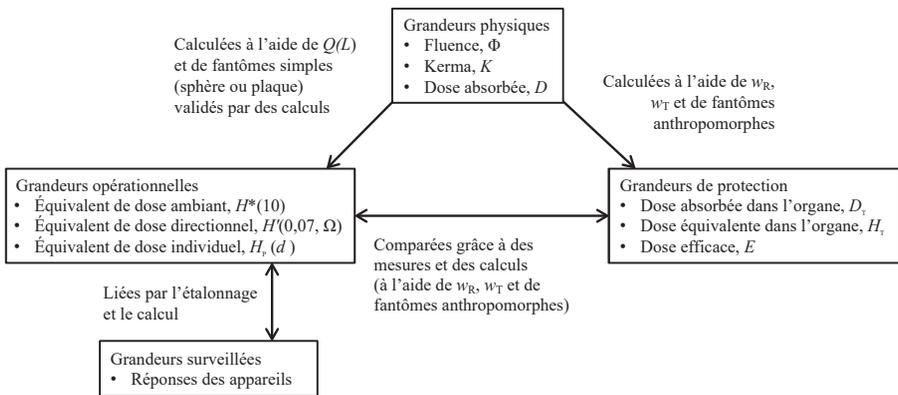


FIG. 1. Relation conceptuelle entre les grandeurs physiques, les grandeurs de radioprotection et les grandeurs opérationnelles qui sont utilisées en radioprotection.

2.36. Pour le contrôle radiologique individuel, la grandeur opérationnelle est l'équivalent de dose individuel $H_p(d)$. Si un équivalent de dose individuel est mentionné, la profondeur de référence d devrait être précisée. Pour les rayonnements très pénétrants, la profondeur de référence est de 10 mm. Pour les rayonnements peu pénétrants, elle s'élève à 0,07 mm. Pour simplifier la notation, on suppose que d est exprimé en millimètres. De ce fait, les équivalents de dose individuels aux deux profondeurs recommandées sont notés respectivement $H_p(10)$ et $H_p(0,07)$.

2.37. On considère que les cellules cutanées sensibles aux effets stochastiques se situent à une profondeur comprise entre 0,02 mm et 0,1 mm en dessous de la surface de la peau. $H_p(0,07)$ est donc utilisé pour estimer la dose équivalente aux petites zones de la peau. Une épaisseur de tissu de 0,07 mm peut être pénétrée non seulement par des photons, mais aussi par un rayonnement bêta dont l'énergie est supérieure à 70 keV. Concernant tous les types de rayonnements pour lesquels l'exposition des extrémités entre en jeu, le tissu ou l'organe limitant est plus souvent la peau des extrémités que l'extrémité elle-même. Une estimation de la dose équivalente à la peau est une estimation prudente de la dose équivalente à l'extrémité. Fondamentalement, un dosimètre des extrémités est donc un dosimètre de la peau et devrait être conçu pour mesurer $H_p(0,07)$.

2.38. Pour le contrôle radiologique du cristallin, la CIUR [8] recommande une profondeur de 3 mm. La grandeur opérationnelle à utiliser est donc $H_p(3)$. En pratique, cette grandeur n'a toutefois pas encore été adoptée pour le contrôle radiologique individuel de routine. Dans certains cas particuliers, lorsque les champs de rayonnement sur le lieu de travail sont connus, il peut être envisageable de procéder à un contrôle radiologique du cristallin à l'aide de dosimètres étalonnés pour mesurer $H_p(0,07)$ ou $H_p(10)$. Dans la référence [11], il est dit que $H_p(0,07)$ peut être considéré comme une bonne grandeur opérationnelle pour le cristallin en cas d'exposition à des champs pour lesquels la majeure partie de la dose est due à des photons, y compris des rayons X. Pour ce type d'exposition, il conviendra de ne pas oublier que l'incertitude associée à l'estimation de la dose équivalente sera plus élevée.

Grandeurs utilisées en dosimétrie externe pour le contrôle radiologique du lieu de travail

2.39. Les grandeurs opérationnelles recommandées pour le contrôle radiologique du lieu de travail sont définies par rapport à un fantôme appelé sphère CIUR [12]. Il s'agit d'une sphère de 30 cm de diamètre, faite de matériau équivalent tissu,

d'une densité de 1 g/cm^3 et ayant la composition massique suivante : 76,2 % d'oxygène, 11,1 % de carbone, 10,1 % d'hydrogène et 2,6 % d'azote.

2.40. Les deux grandeurs recommandées par la CIUR pour le contrôle radiologique du lieu de travail [8] sont l'équivalent de dose ambiant $H^*(d)$ et l'équivalent de dose directionnel $H'(d, \Omega)$.

2.41. L'équivalent de dose ambiant $H^*(d)$ en un point d'un champ de rayonnement est l'équivalent de dose qui serait produit par le champ unidirectionnel et expansé correspondant dans la sphère CIUR à une profondeur d sur le rayon opposé à la direction du champ unidirectionnel.

2.42. Un champ expansé est un champ dans lequel la fluence et sa répartition énergétique et angulaire sont les mêmes dans tout le volume concerné que dans le champ réel au point de référence. Dans un champ expansé et unidirectionnel, la fluence et sa répartition énergétique sont identiques à celles d'un champ expansé, mais la fluence est unidirectionnelle.

2.43. Si un équivalent de dose ambiant est mentionné, la profondeur de référence d devrait être précisée. Pour les rayonnements très pénétrants, la profondeur recommandée est de 10 mm. La valeur de d devrait être exprimée en millimètres, l'équivalent de dose ambiant pour les rayonnements très pénétrants est donc $H^*(10)$. Pour la mesure de $H^*(10)$, le champ de rayonnement devrait être uniforme sur tout le volume sensible de l'instrument et ce dernier devrait avoir une réponse isotrope.

2.44. L'équivalent de dose directionnel $H'(d, \Omega)$ en un point d'un champ de rayonnement est l'équivalent de dose qui serait produit par le champ expansé correspondant dans la sphère CIUR à une profondeur d sur un rayon de direction définie Ω . Si un équivalent de dose directionnel est mentionné, la profondeur de référence d et la direction Ω du rayonnement devraient être précisées. Pour les rayonnements très pénétrants et les rayonnements peu pénétrants, les profondeurs recommandées sont respectivement 10 mm et 0,07 mm. Là encore, d devrait être exprimé en millimètres.

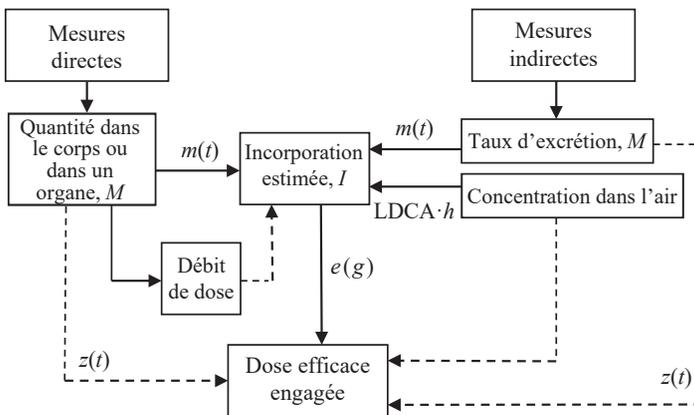
2.45. Si le champ est unidirectionnel, la direction Ω est définie comme étant l'angle compris entre le rayon opposé au champ incident et le rayon spécifié. Lorsque ce dernier est parallèle au champ de rayonnement (c'est-à-dire lorsque $\Omega = 0^\circ$), la grandeur $H'(d, 0)$ peut s'écrire simplement $H'(d)$. De plus, dans un champ unidirectionnel, $H'(d) = H^*(d)$. Pour la mesure de $H'(d, \Omega)$, le champ de

rayonnement devrait être uniforme dans toutes les dimensions de l'instrument et l'instrument devrait avoir une réponse directionnelle appropriée.

2.46. Pour une exposition du cristallin, la profondeur recommandée est de 3 mm, mais il n'existe encore aucun coefficient publié pour convertir le kerma, grandeur physique de base, en équivalent de dose directionnel $H'(3, \Omega)$. Toutefois, si les dispositifs de contrôle radiologique ne sont pas conçus pour mesurer $H'(3, \Omega)$, $H'(0,07, \Omega)$ peut être utilisé à défaut [8].

Grandeurs utilisées en dosimétrie interne pour le contrôle radiologique individuel

2.47. Les doses internes ne peuvent être mesurées directement. Elles peuvent seulement être déduites des mesures individuelles d'autres grandeurs, par exemple des mesures de l'activité dans l'organisme ou dans des échantillons d'excreta. Lorsque le contrôle radiologique individuel n'est pas adapté, adéquat ou applicable, l'exposition professionnelle des travailleurs peut être évaluée grâce au contrôle radiologique du lieu de travail et à d'autres informations pertinentes, comme l'emplacement et les durées de l'exposition. Les mesures individuelles comprennent les mesures effectuées à l'aide de méthodes directes ou de méthodes indirectes. Les méthodes de mesure de l'activité des radionucléides présents dans l'organisme, comme l'anthroporadiométrie du corps entier, du thorax ou de la thyroïde, sont des méthodes directes. Les mesures *in vitro* de l'activité



Note : Les autres méthodes de calcul possibles sont représentées par des lignes en pointillés.

FIG. 2. Principe général de l'évaluation des doses internes à l'aide de mesures de contrôle radiologique [9].

dans des échantillons biologiques prélevés ou les mesures effectuées grâce à un prélèvement individuel d'air sont des méthodes indirectes. Le cadre conceptuel de l'évaluation des doses à l'aide de ce type de mesures est présenté à la figure 2.

2.48. Comme le montre la figure 2, la grandeur la plus importante pour l'estimation de la dose interne est l'incorporation I (c'est-à-dire l'activité du radionucléide introduit dans l'organisme). La valeur de l'incorporation est obtenue en divisant la quantité mesurée dans l'organisme ou le taux d'excrétion M par la valeur appropriée de $m(t)$:

$$I = \frac{M}{m(t)} \quad 5)$$

où $m(t)$ est la partie d'une incorporation qui reste dans l'organisme (pour les méthodes directes) ou est excrétée (pour les méthodes indirectes) à l'instant t après l'incorporation [13]. Cette partie dépend du radionucléide, de sa forme chimique et physique, de la voie d'incorporation et de l'instant t .

2.49. En cas d'incorporation d'un mélange de radionucléides ou d'incorporations répétées, l'incorporation I_j du radionucléide j peut être calculée à l'aide de la mesure pertinente M_j et de la partie déduite $m(t)$.

2.50. Les doses attendues à la suite d'une incorporation donnée I sont appelées dose équivalente engagée $H_T(\tau)$ au tissu ou à l'organe T et dose efficace engagée $E(\tau)$, où τ est la durée sur laquelle la dose est intégrée après l'incorporation. La dose efficace engagée $E(\tau)$ est normalement utilisée pour les évaluations régulières de l'exposition professionnelle. Pour l'exposition professionnelle des adultes, la valeur retenue pour τ est 50 ans, quel que soit l'âge de la personne au moment de l'incorporation. Pour l'exposition professionnelle des apprentis âgés de 16 à 18 ans et pour l'exposition d'étudiants âgés de 16 à 18 ans, τ est la durée qui les sépare de l'âge de 70 ans.

2.51. Pour obtenir la valeur de la dose équivalente engagée à un tissu ou un organe, il faut multiplier l'incorporation par $h_T(g)$, dose équivalente engagée par unité d'incorporation pour une ingestion ou une inhalation, selon le cas, par le groupe d'âge g . Pour les évaluations régulières de l'exposition professionnelle, le groupe d'âge pris en compte est celui des adultes, sauf pour les apprentis.

2.52. Pour obtenir la dose efficace engagée, il faut multiplier l'incorporation par $e(g)$, dose efficace engagée par unité d'incorporation pour une ingestion ou une inhalation, selon les circonstances, par le groupe d'âge g .

2.53. Dans le cas d'une incorporation d'un mélange de radionucléides, l'incorporation de chaque radionucléide devrait être évaluée séparément et multipliée par le coefficient de dose applicable (c'est-à-dire par la dose efficace engagée applicable par unité d'incorporation).

2.54. La dose engagée peut être gravement sous-estimée si le coefficient de dose $hT(g)$ ou $e(g)$ est appliqué directement à la quantité mesurée dans l'organisme et non à l'incorporation qui en est déduite.

2.55. Plusieurs modèles biocinétiques qui permettent de calculer les valeurs de $m(t)$ et de $e(g)$ ont été mis au point [voir par. 7.141 a)]. Pour une partie des radionucléides, les valeurs de $m(t)$ pour certaines durées ont été publiées par la CIPR sous forme de graphiques et de tableaux (voir réf. [13]). Une liste des coefficients de dose $e(g)$ pour l'incorporation de radionucléides par des travailleurs est présentée dans la référence [14] et a été reprise dans le tableau III.2A de la publication GSR Part 3 [2]. Ces coefficients ont été établis à l'aide des méthodes de calcul et des paramètres qui figurent dans la référence [15]. Les valeurs déjà publiées pour $m(t)$ et $e(g)$ ont été remplacées par de nouvelles valeurs dans la référence [16]. Les nouvelles valeurs ont été établies à l'aide de modèles biocinétiques mis à jour et des méthodes de calcul et des paramètres de la référence [3].

2.56. La CIPR a publié des coefficients de dose par quantité contenue dans l'organisme $z(t)$ [16]. Comme le montre la figure 2, ces coefficients permettent de calculer directement la dose efficace engagée à partir des résultats des mesures de contrôle radiologique, sans avoir à calculer l'incorporation correspondante, en appliquant la formule suivante :

$$E(\tau) = M \cdot z(t) \quad 6)$$

2.57. Dans les situations d'exposition due à un seul radionucléide inhalé ou ingéré, sans aucune exposition externe, la limite d'incorporation I_L correspondant à la limite L pour la dose efficace est donnée par la formule suivante :

$$I_L = \frac{L}{e(g)} \quad 7)$$

où $e(g)$ est la valeur applicable de la dose efficace engagée par unité d'incorporation. Lorsqu'une exposition interne est due à une série de radionucléides ou d'expositions externes, la dose efficace totale calculée devrait

être la somme des contributions individuelles et devrait être comparée à la limite pertinente pour la dose efficace.

2.58. Au besoin, il est possible d'évaluer le risque d'inhalation de radionucléides en mesurant la concentration d'activité dans des prélèvements d'air. La limite dérivée de concentration dans l'air est définie comme la concentration d'activité dans l'air qui provoquerait une incorporation de $I_{inh, L}$ par un travailleur exposé continuellement pendant un an (ce qui équivaut à 2000 heures). Elle est généralement exprimée en becquerels par mètre cube. Pour un débit respiratoire normal de 1,2 m³/h et une incorporation exprimée en becquerels, la limite dérivée de concentration dans l'air est donc donnée par la formule suivante :

$$DAC = \frac{I_{inh, L}}{2000 \times 1,2} \quad 8)$$

2.59. La concentration d'activité mesurée dans l'air, exprimée en fraction de la limite dérivée de concentration dans l'air, peut être multipliée par la durée d'exposition pour obtenir une estimation de l'incorporation, exprimée en LDCA-heures.

Grandeurs utilisées pour le contrôle radiologique des produits de filiation à vie courte du radon (²²²Rn)

2.60. La dose au poumon est presque entièrement due aux produits de filiation à vie courte du radon 222 et non au radon 222 lui-même (voir par. 5.45). Il est peu probable que ces produits de filiation soient en équilibre avec le radionucléide précurseur. Pour les besoins de la radioprotection, des grandeurs spéciales sont donc utilisées pour exprimer la concentration des produits de filiation du radon 222 dans l'air et l'exposition qui en résulte à cause de l'inhalation.

Énergie alpha potentielle

2.61. L'énergie alpha potentielle ε_p d'un seul atome d'un produit de filiation à vie courte du radon 222 est l'énergie alpha totale émise par cet atome durant la décomposition complète du radon 222 en plomb 210.

2.62. L'énergie alpha potentielle émise par 1 becquerel d'un radionucléide, et non par un seul atome, est donnée par la formule suivante :

$$\text{Énergie alpha potentielle par activité (J/Bq)} = \frac{\varepsilon_p}{\text{activité par atome}} = \frac{\varepsilon_p}{\lambda} = \frac{\varepsilon_p t}{\ln 2} \quad 9)$$

où λ est la constante de désintégration (en inverses de la seconde) et t la période du radionucléide (en secondes). Les valeurs correspondantes pour les produits de filiation à vie courte du radon 222 figurent dans le tableau 1.

Concentration d'énergie alpha potentielle

2.63. Lorsque l'on étudie des situations d'exposition due en partie aux produits de filiation du radon 222, l'énergie alpha potentielle totale s'exprime habituellement sous forme de concentration d'énergie dans l'air (en joules par mètre cube). On parle alors de concentration d'énergie alpha potentielle. En cas de mélange de produits de filiation à vie courte du radon 222 dans l'air, la contribution de chaque radionucléide à la concentration d'énergie alpha potentielle est son énergie alpha potentielle par activité (ε_p/λ), telle qu'elle figure dans le tableau 1, multipliée par sa concentration d'activité c . La concentration totale d'énergie alpha potentielle est donc la somme de ces contributions individuelles :

$$PAEC = \sum_j c_j \frac{\varepsilon_{p,j}}{\lambda_j} \quad 10)$$

TABLEAU 1. ÉNERGIES ALPHA POTENTIELLES DES PRODUITS DE FILIATION À VIE COURTE DU RADON 222

Radionucléide	Période	Énergie alpha (en joules)	Rendement (en %)	Énergie alpha potentielle	
				Par atome ε_p (en joules)	Par activité ε_p/λ (en J/Bq)
^{218}Po	3,098 minutes	$0,962 \times 10^{-12}$	100	$2,19 \times 10^{-12}$	$0,588 \times 10^{-9}$
^{214}Pb	26,8 minutes	Nulle (émetteur bêta)	–	$1,23 \times 10^{-12}$	$2,85 \times 10^{-9}$
^{214}Bi	19,9 minutes	Nulle (émetteur bêta)	–	$1,23 \times 10^{-12}$	$2,12 \times 10^{-9}$
^{214}Po	164,3 μs	$1,23 \times 10^{-12}$	100	$1,23 \times 10^{-12}$	3×10^{-16}

Source : Chiffres de 2014 extraits de la base de données NuDat (voir www.nndc.bnl.gov/nudat2).

2.64. Du tableau 1 (par simple addition des chiffres qui figurent dans la colonne de droite), on peut déduire que, si tous les produits de filiation du radon 222 étaient en équilibre avec celui-ci à une concentration de 1 Bq/m^3 , la concentration d'énergie alpha potentielle du mélange serait de $5,56 \times 10^{-9} \text{ J/m}^3$.

2.65. En pratique, les produits de filiation ne sont presque jamais en équilibre et la concentration d'énergie alpha potentielle (CEAP) ne représente donc qu'une partie de la valeur à l'équilibre. Cette partie est appelée facteur d'équilibre (F) :

$$F = \frac{\text{CEAP}}{\text{CEAP (à l'équilibre)}} \quad (11)$$

2.66. Prenons l'exemple d'un mélange non équilibré de radon 222 et de ses produits de filiation, dans lequel les concentrations d'activité des différents radionucléides sont les suivantes : 100 Bq/m^3 pour le ^{222}Rn , 75 Bq/m^3 pour le ^{218}Po , 50 Bq/m^3 pour le ^{214}Pb et 25 Bq/m^3 pour le ^{214}Po et le ^{214}Bi . D'après le tableau 1, la concentration d'énergie alpha potentielle de ce mélange est donnée par la formule suivante :

$$\begin{aligned} \text{PAEC} &= (0,588 \times 10^{-9} \times 75) + (2,85 \times 10^{-9} \times 50) + (2,12 \times 10^{-9} \times 25) + (3 \times 10^{-16} \times 25) \\ &= 2,40 \times 10^{-7} \text{ J/m}^3 \end{aligned} \quad (12)$$

2.67. Si le mélange était à l'équilibre, la concentration d'activité de tous les radio-isotopes concernés serait de 100 Bq/m^3 et, conformément au paragraphe 2.64, la concentration d'énergie alpha potentielle serait donnée par la formule suivante :

$$\text{PAEC (equilibrium)} = 5,56 \times 10^{-9} \times 100 = 5,56 \times 10^{-7} \text{ J/m}^3 \quad (13)$$

Le facteur d'équilibre du mélange est donc obtenu grâce à la formule suivante :

$$F = \frac{2,40 \times 10^{-7}}{5,56 \times 10^{-7}} = 0,432 \quad (14)$$

Exposition à l'énergie alpha potentielle⁷

2.68. L'exposition d'un individu aux produits de filiation du radon 222 (P_{RnP}) est égale au produit de la concentration d'énergie alpha potentielle (en joules par

⁷ L'exposition à l'énergie alpha potentielle n'est pas un type d'exposition potentielle.

mètre cube) par la durée d'exposition (en heures). Elle s'exprime donc en joules heures par mètre cube. Comme la concentration d'énergie alpha potentielle varie généralement au cours de la période d'exposition, l'exposition devrait être une intégrale sur le temps :

$$P_{\text{RnP}} = \int_0^{\tau} \text{PAEC}(t) dt \quad 15)$$

où τ est la durée d'exposition. Cette dernière est habituellement calculée sur une période d'un an. Il est courant d'adopter une durée d'exposition annuelle par défaut de 2000 heures pour les lieux de travail. Il convient de ne pas oublier que l'adoption de cette valeur par défaut peut conduire à une estimation basse de l'exposition annuelle.

Concentration équivalente à l'équilibre et exposition équivalente à l'équilibre

2.69. Il existe une autre manière de caractériser la concentration des produits de filiation du radon 222 dans l'air. En multipliant la concentration d'activité en gaz radon 222 (en becquerels par mètre cube) par le facteur d'équilibre F , on obtient une grandeur appelée concentration équivalente à l'équilibre (CEE) du parent, le radon 222 (cette grandeur s'exprime également en becquerels par mètre cube). La CEE peut être considérée comme la concentration du radon 222 en équilibre avec ses produits de filiation qui donnerait la même concentration d'énergie alpha potentielle que le mélange réel (qui n'est pas à l'équilibre). Le paragraphe 2.64 permet d'établir que la relation quantitative entre la concentration d'énergie alpha potentielle et la CEE est la suivante :

$$\text{PAEC (J/m}^3) = 5,56 \times 10^{-9} \times \text{EEC (Bq/m}^3) \quad 16)$$

De la même manière, l'exposition due aux produits de filiation du radon 222 peut s'exprimer comme l'exposition équivalent à l'équilibre, en becquerels-heures par mètre cube :

$$\text{Exposition équivalente à l'équilibre} = \int_0^{\tau} \text{EEC}(t) dt \quad 17)$$

Le choix entre l'exposition à l'énergie alpha potentielle et l'exposition équivalente à l'équilibre importe peu, puisque ces deux grandeurs sont simplement reliées par un facteur constant ($5,56 \times 10^{-9}$ J/Bq).

La concentration de gaz radon 222 comme substitut de l'exposition due aux produits de filiation de ce radionucléide

2.70. Dans de nombreuses situations d'exposition due à des produits de filiation du radon 222, l'utilisation de la concentration de gaz radon 222 dans l'air pondérée dans le temps (en becquerels par mètre cube) pour remplacer l'énergie alpha potentielle permet de simplifier considérablement le processus de mesure. Ainsi, la meilleure méthode de mesure dans un grand nombre de bâtiments et sur une longue durée consiste à utiliser des détecteurs solides de traces de radon 222. Ces détecteurs sont petits, simples, solides et peu coûteux. Lorsque l'on adopte cette méthode, il convient de fixer une valeur appropriée pour le facteur d'équilibre F et une valeur par défaut de 0,4 est généralement adaptée. Il a été observé que la plupart des valeurs de F en air intérieur ne s'écartaient pas de plus de 30 % de cette valeur. En revanche, dans des lieux de travail comme les mines souterraines ou les installations de traitement des eaux, la valeur de F peut être sensiblement plus faible. L'exposition à l'énergie alpha potentielle est donnée par la formule suivante :

Exposition à l'énergie
alpha potentielle ($J \cdot h \cdot m^{-3}$) = Concentration de $^{222}\text{Rn} \times 5,56 \times 10^{-9} \times 0,4 \times T$ 18)

où T est la durée d'exposition (en heures). Si l'on fixe la durée d'exposition annuelle par défaut à 2 000 heures pour les lieux de travail, cette formule donne une exposition à l'énergie alpha potentielle de $4,45 \times 10^{-6} J \cdot h \cdot m^{-3}$ pour une concentration de radon 222 de 1 Bq/m³.

Grandeurs utilisées pour le contrôle radiologique des produits de filiation à vie courte du radon 220

2.71. En principe, le radon 220 (généralement appelé thoron) ne pose pas de problème dans les lieux de travail, sauf lorsque des matières riches en thorium sont traitées ou entreposées, par exemple pour traiter de la monazite afin d'extraire des terres rares et du thorium. En pareil cas, une méthode semblable à celle qui a été présentée pour les produits de filiation du radon 222 peut être appliquée. Il est peu probable que les produits de filiation à vie courte du radon 220 soient en équilibre avec leur précurseur. La période du radon 220 étant brève (55,6 s), la distribution spatiale de ce radionucléide dans les lieux de travail fermés est très différente de celle de ses produits de filiation. L'estimation du facteur d'équilibre est difficile et, pour évaluer la dose, il est plus facile de

se servir de la concentration des produits de filiation du radon 220 que de la concentration de ce dernier.

2.72. Parmi les différents produits de filiation radioactifs du radon 220, seuls le plomb 212 et le bismuth 212 fournissent une part importante — respectivement 91 % et 9 % — de l'énergie alpha potentielle totale. L'énergie alpha potentielle du plomb 212 est de $6,91 \times 10^{-8}$ J/Bq, alors que celle du bismuth 212 s'élève à $6,56 \times 10^{-9}$ J/Bq. La contribution du radionucléide précurseur, le radon 220, est plus de 10 fois inférieure à celle du bismuth 212. Le plomb 212 étant à l'origine de la quasi-totalité de l'énergie alpha potentielle, sa concentration d'activité dans l'air peut être utilisée comme substitut pour la concentration d'énergie alpha potentielle, auquel cas une concentration de plomb 212 de 1 Bq/m³ correspond à une concentration d'énergie alpha potentielle de $6,91 \times 10^{-8}$ J/m³.

3. EXPOSITION DES TRAVAILLEURS DANS LES SITUATIONS D'EXPOSITION PLANIFIÉE

3.1. Les paragraphes 3.1 à 3.4 de la publication GSR Part 3 [2] précisent le champ d'application des prescriptions relatives aux situations d'exposition planifiée. Ce champ d'application est défini par les pratiques concernées et par les expositions aux sources associées à ces pratiques. S'agissant de l'exposition aux rayonnements émis par des sources naturelles, le paragraphe 3.4 de la publication GSR Part 3 [2] stipule que ce type d'exposition est normalement soumis aux prescriptions applicables aux situations d'exposition existante (voir la section 5). Les prescriptions relatives aux situations d'exposition planifiée ne s'appliquent que dans certains cas (voir par. 3.159 et 3.161).

3.2. La publication GSR Part 3 [2] exige que toute personne ou organisation qui a l'intention d'entreprendre l'une des activités soumises aux prescriptions adresse une déclaration à l'organisme de réglementation pour lui faire part de cette intention. La déclaration seule suffit, à condition qu'il soit peu probable que les expositions associées à la pratique ou à l'action dépassent une faible fraction, telle que spécifiée par l'organisme de réglementation, des limites pertinentes et que la probabilité et la valeur des expositions potentielles et de toute autre conséquence préjudiciable potentielle soient négligeables.

3.3. Lorsque la déclaration seule n'est pas suffisante, la personne ou l'organisation concernée doit demander à l'organisme de réglementation

une autorisation, qui prend la forme d'un enregistrement ou d'une licence. Les pratiques qui se prêtent généralement à l'enregistrement sont celles pour lesquelles : i) la sûreté peut être en grande partie assurée par la conception des installations et des équipements ; ii) les procédures d'exploitation sont simples à appliquer ; iii) la formation à suivre en matière de sûreté est minimale ; iv) les opérations ont donné lieu à peu de problèmes de sûreté dans le passé. Les pratiques pour lesquelles les opérations ne varient guère sont celles qui se prêtent le mieux à l'enregistrement.

3.4. L'une des principales responsabilités de la hiérarchie en matière d'exposition professionnelle est énoncée dans la prescription 21 de la publication GSR Part 3 [2] :

« Les employeurs et les titulaires d'enregistrements et de licences sont responsables de la protection des travailleurs contre l'exposition professionnelle. Les employeurs et les titulaires d'enregistrements et de licences s'assurent que la protection et la sûreté sont optimisées et que les limites de dose pour l'exposition professionnelle ne sont pas dépassées. »

3.5. D'après le paragraphe 3.78 de la publication GSR Part 3 [2], lorsque l'exposition d'un travailleur est due à des sources qui ne sont pas indispensables à son travail ou directement liées à celui-ci, la hiérarchie assure au travailleur concerné le même niveau de protection contre cette exposition qu'aux personnes du public.

3.6. Conformément à l'approche graduée de la réglementation (voir par. 2.20 à 2.22), le gouvernement ou l'organisme de réglementation détermine quelles pratiques ou sources associées à des pratiques sont à exempter de certaines ou de toutes les prescriptions de la publication GSR Part 3 [2], et notamment des prescriptions relatives à la déclaration, à l'enregistrement ou à la délivrance d'une licence (voir par. 3.10 de la publication GSR Part 3 [2]). De même, l'organisme de réglementation approuve les sources, y compris les matières et objets, associées à des pratiques déclarées ou autorisées qui peuvent être libérées de tout contrôle réglementaire (voir par. 3.12 de la publication GSR Part 3 [2]). L'exemption ou la libération est la mesure réglementaire appropriée si les risques radiologiques sont trop faibles pour justifier un contrôle réglementaire ou si l'imposition (ou le maintien) d'un tel contrôle n'apportait aucun avantage net (voir par. I.1 à I.10 de la publication GSR Part 3 [2]).

3.7. D'après les paragraphes I.2 et I.11 de la publication GSR Part 3 [2], le critère général d'exemption ou de libération sans autre examen est une dose efficace de l'ordre de 10 μ Sv ou moins en un an (ou de 1 mSv ou moins en un an dans le cas des scénarios à faible probabilité). Cependant, pour les matières en vrac qui contiennent des radionucléides naturels, la limite des 10 μ Sv n'est pas adaptée, car elle est entre 10 et 100 fois inférieure aux variations normales de l'exposition au rayonnement de fond naturel. Pour ces matières, le critère d'exemption est une dose efficace de l'ordre de 1 mSv ou moins en un an (voir par. I.4 de la publication GSR Part 3 [2]), tandis que le critère de libération est une concentration d'activité de 1 Bq/g ou moins pour chaque radionucléide de la famille radioactive de l'uranium 238 et du thorium 232, et de 10 Bq/g ou moins pour le potassium 40 (ou, pour certains résidus, une dose efficace de 1 mSv ou moins en un an) (voir par. I.12 de la publication GSR Part 3 [2]).

OPTIMISATION

Généralités

3.8. Les paragraphes 3.76 b) et 3.77 de la publication GSR Part 3 [2] stipulent ce qui suit :

« 3.76. Les employeurs et les titulaires d'enregistrements et de licences font en sorte que, pour tous les travailleurs exerçant des activités dans lesquelles ils sont ou pourraient être soumis à une exposition professionnelle :

[...]

- b) La protection et la sûreté soient optimisées conformément aux prescriptions des présentes Normes ;

[...]

3.77. Les employeurs et les titulaires d'enregistrements et de licences :

- a) Impliquent les travailleurs, le cas échéant par l'intermédiaire de leurs représentants, dans l'optimisation de la protection et de la sûreté ;
- b) Établissent et appliquent, selon qu'il convient, des contraintes dans le cadre de l'optimisation de la protection et de la sûreté. »

3.9. Concernant la maîtrise des expositions professionnelles dans les situations d'exposition planifiée, des orientations sur le respect des prescriptions pertinentes de la publication GSR Part 3 [2] pour l'optimisation de la protection et de la sûreté sont présentées aux paragraphes 3.10 à 3.18. Des informations à caractère plus concret figurent dans la référence [17].

3.10. L'optimisation de la protection et de la sûreté devrait être prise en compte pendant toute la durée de vie utile du matériel et des installations, que ce soit pour les expositions dues au fonctionnement normal ou pour les expositions potentielles. Toutes les situations — de la conception à l'exploitation, au déclassement et à la gestion des déchets — devraient donc être prises en considération pour la procédure d'optimisation.

3.11. D'un point de vue pratique, les prescriptions relatives à l'optimisation appellent une approche qui :

- a) tienne compte de toutes les actions possibles qui concernent la ou les sources et de la manière dont les travailleurs exercent des activités avec la ou les sources ou à proximité de celles-ci ;
- b) suppose un processus de « gestion par objectifs » selon l'enchaînement suivant : planification, définition des objectifs, suivi, mesure des résultats, évaluation et analyse des résultats en vue d'élaborer des mesures correctives et définition de nouveaux objectifs ;
- c) puisse être adaptée pour tenir compte de tout changement notable dans l'état de la technique, des ressources disponibles pour la protection ou du contexte social dominant ;
- d) favorise la responsabilisation, de sorte que toutes les parties adoptent une attitude responsable concernant le processus d'élimination des expositions inutiles.

3.12. La dose efficace collective peut être utilisée comme outil d'optimisation, pour comparer les techniques radiologiques existantes et pour les procédures de protection. Cette grandeur tient compte de l'exposition de tous les individus d'un groupe sur une période donnée ou durant une opération donnée exécutée par ce groupe dans une zone contrôlée. La dose efficace collective est la somme de toutes les doses efficaces individuelles sur la période ou pendant l'opération qui est prise en considération et s'exprime en hommes-sievert.

3.13. Le processus d'optimisation devrait prendre en compte :

- a) les ressources disponibles pour la protection et la sûreté ;

- b) la répartition des expositions individuelles et des expositions collectives dans différents groupes de travailleurs ;
- c) la probabilité et l'ampleur d'une exposition potentielle ;
- d) l'incidence possible des mesures de radioprotection sur le niveau d'autres risques (non radiologiques) pour les travailleurs ou les personnes du public ;
- e) les bonnes pratiques dans les secteurs concernés ;
- f) les aspects économiques et sociaux.

3.14. Certaines des mesures envisagées pour l'optimisation de la protection et de la sûreté des travailleurs peuvent provoquer une hausse de l'exposition pour d'autres personnes ou, dans le domaine médical, une baisse d'efficacité des procédures cliniques. Ces conséquences devraient être prises en compte dans le cadre du processus d'optimisation, surtout lorsque la mise en place de contrôles administratifs et l'utilisation d'équipements de protection individuels sont envisagées. En particulier, les dispositions relatives à la protection du personnel médical ne devraient pas entraîner une diminution de la protection du patient ni une dégradation des résultats cliniques.

3.15. En règle générale, les avantages que l'on peut obtenir en matière de réduction de la dose diminuent progressivement à mesure que les dépenses correspondantes augmentent. Même le coût nécessaire pour examiner comment aboutir à une réduction des doses peut devenir important par rapport à l'avantage attendu. À un certain moment, il peut être inutile d'engager des efforts pour de faibles doses. Dans ce cadre, il est à noter que, selon le paragraphe 3.10 de la publication GSR Part 3 [2], une pratique peut être exemptée de contrôle réglementaire lorsqu'une évaluation montre que l'exemption est l'option optimale de protection. Cette mesure revient simplement à prendre en compte la notion plus générale de rendements décroissants.

3.16. L'optimisation de la protection et de la sûreté devrait être prise en considération pendant la conception du matériel et des installations, lorsqu'il reste une certaine souplesse. À ce stade, il conviendrait d'étudier avec soin l'utilisation de dispositifs techniques lors de la définition des options de protection. Ainsi, pour les procédures interventionnelles guidées par l'image, lorsque les travailleurs sont susceptibles de recevoir une dose importante au cristallin, il conviendrait de veiller à l'installation de blindage fixe et au choix du matériel. Même si la protection a été optimisée lors de la conception, les prescriptions relatives à l'optimisation s'appliquent aussi pendant la phase d'exploitation. À ce stade, la teneur et l'étendue du processus d'optimisation dépendent de la situation. Ainsi, pour l'utilisation d'appareils à rayons X, le processus d'optimisation peut être assez simple et peut notamment comprendre des règles locales et une formation

appropriée des opérateurs. Pour les installations nucléaires, la situation est plus compliquée et une approche structurée devrait être adoptée dans le cadre du programme de radioprotection. Cette approche devrait prévoir l'utilisation de techniques d'aide à la prise de décisions (voir par. 3.24 à 3.27), la mise en place de contraintes de dose (voir par. 3.28 à 3.33) et l'établissement de niveaux d'investigation (voir par. 3.122 à 3.128).

3.17. L'optimisation de la protection et de la sûreté durant l'exploitation est un processus qui commence pendant la planification et se poursuit pendant l'établissement du calendrier, la préparation, la mise en œuvre et le retour d'expérience. Cette optimisation grâce à la gestion des tâches est effectuée afin de surveiller en permanence les niveaux d'exposition et de veiller à ce qu'ils soient aussi bas que raisonnablement possible. L'élaboration d'un programme de radioprotection adapté à une situation particulière constitue un aspect essentiel de la gestion des tâches.

3.18. La hiérarchie devrait consigner des informations sur la manière dont l'optimisation de la protection et de la sûreté est mise en œuvre et devrait les diffuser en tant que de besoin. Ces informations peuvent porter sur les thèmes suivants :

- a) explication des procédures d'exploitation et de maintenance et des procédures administratives proposées, accompagnée des autres possibilités qui ont été envisagées et des raisons pour lesquelles elles n'ont pas été retenues ;
- b) examen régulier et analyse des tendances des doses dues à l'exposition professionnelle des individus dans différents groupes de travail, et autres indicateurs de performance ;
- c) audits internes, examens par des pairs et mesures correctives qui en découlent ;
- d) rapports d'incidents et enseignements qui doivent être tirés.

Attachement à l'optimisation de la protection

3.19. La responsabilité de l'optimisation de la protection et de la sûreté incombe en premier lieu à la hiérarchie. L'adhésion à une politique de protection et de sûreté efficace est essentielle à tous les niveaux de la hiérarchie, surtout chez les hauts responsables. La hiérarchie devrait démontrer son engagement par des politiques écrites qui intègrent pleinement les critères de radioprotection au processus de décision et en fournissant des ressources appropriées et un appui clair et manifeste aux personnes qui sont directement chargées de la radioprotection sur le lieu de travail.

3.20. La direction devrait concrétiser cet attachement à l'optimisation de la protection et de la sûreté par une action efficace en intégrant l'optimisation dans un programme de radioprotection approprié et adapté au niveau et à la nature des risques radiologiques que présente la pratique concernée. Le contenu d'un tel programme est défini au paragraphe 3.60.

3.21. Les travailleurs devraient également s'engager en faveur de la protection et de la sûreté. L'employeur devrait veiller à ce qu'il existe des mécanismes permettant aux travailleurs de participer autant que possible à la mise au point de méthodes destinées à maintenir les doses aussi basses que raisonnablement possible et de donner leur avis sur l'efficacité des mesures de radioprotection.

3.22. L'optimisation de la protection et de la sûreté est une prescription réglementaire. L'organisme de réglementation devrait y être attaché et devrait favoriser sa mise en œuvre. Au besoin, il devrait entreprendre toutes les actions voulues pour faire respecter les prescriptions réglementaires afin que la hiérarchie applique le principe de l'optimisation.

3.23. La hiérarchie devrait veiller à ce que des programmes de formation au contenu et à la durée proportionnés et adaptés aux fonctions et aux responsabilités du personnel concerné soient mis en place pour le personnel à tous les niveaux, y compris la direction. Le personnel des organismes de réglementation devrait avoir reçu la formation nécessaire pour pouvoir s'assurer que l'optimisation de la protection et de la sûreté est correctement mise en œuvre et respectée.

Utilisation de techniques d'aide à la prise de décisions

3.24. L'optimisation de la protection et de la sûreté grâce à des techniques d'aide à la prise de décisions peut prendre aussi bien la forme d'analyses qualitatives intuitives que d'analyses quantitatives, mais devrait être suffisante pour prendre en compte tous les facteurs pertinents de manière cohérente, afin de contribuer à atteindre les objectifs suivants :

- a) définir des mesures de protection et de sûreté optimisées dans les circonstances du moment, compte tenu des options de protection et de sûreté existantes, ainsi que de la nature, du niveau et de la probabilité des expositions ;
- b) établir des critères fondés sur les résultats de l'optimisation en vue de diminuer le niveau et la probabilité des expositions au moyen de mesures de prévention des accidents et d'atténuation des conséquences de ceux qui se produisent.

3.25. Dans la plupart des situations, une approche qualitative fondée sur l'appréciation d'un professionnel est suffisante pour définir le meilleur niveau de protection qui peut être atteint. Dans les situations plus complexes, en particulier celles qui ont une incidence importante sur les dépenses (par exemple durant la conception des installations), le recours à une approche plus structurée peut être utile. Certaines situations complexes peuvent être quantifiées à l'aide d'une analyse coûts-avantages ou d'autres techniques quantitatives. Dans d'autres cas, il n'est pas possible de quantifier tous les facteurs qui entrent en jeu ou de les exprimer en unités équivalentes. Il peut également être difficile de trouver un équilibre entre doses collectives et doses individuelles et entre doses reçues par les travailleurs et doses reçues par le public, et de tenir compte de facteurs sociaux plus larges. Pour ce type de situation, les techniques qualitatives d'aide à la prise de décisions, comme l'analyse multicritère, peuvent être utiles.

3.26. Une approche structurée du choix des mesures appropriées pour la protection et la sûreté devrait comprendre les étapes suivantes, compte tenu des expositions dues au fonctionnement normal et des expositions potentielles :

- a) répertorier toutes les options de protection possibles qui permettraient éventuellement de réduire l'exposition professionnelle ;
- b) recenser tous les facteurs économiques, sociaux, radiologiques et, s'il y a lieu, non radiologiques pertinents pour la situation particulière examinée qui permettent de distinguer les options répertoriées (dose collective, répartition de la dose individuelle, incidence sur l'exposition du public, conséquences pour les générations futures et montant des investissements, par exemple) ;
- c) lorsque cela est possible, quantifier les facteurs pertinents pour chaque option de protection ;
- d) comparer toutes les options et choisir la ou les meilleures options ;
- e) s'il y a lieu, mener une analyse de sensibilité (c'est-à-dire évaluer la robustesse des solutions retenues en faisant des essais avec différentes valeurs pour les principaux paramètres pour lesquels il existe manifestement des incertitudes).

3.27. Quelle que soit la situation, les décideurs ne devraient pas oublier que les techniques d'aide à la prise de décisions ne donnent pas nécessairement la solution définitive ni la seule solution possible. Ces techniques devraient être considérées comme des outils qui permettent de structurer les problèmes afin de comparer l'efficacité relative des différentes options possibles pour la protection et la sûreté, de faciliter l'intégration de tous les facteurs pertinents et d'aider les responsables à prendre des décisions cohérentes.

Contraintes de dose

3.28. Le paragraphe 1.22 de la publication GSR Part 3 [2] stipule ce qui suit :

« Les contraintes de dose [...] sont utilisé[e]s aux fins de l'optimisation de la protection et de la sûreté, le résultat recherché étant de maintenir toutes les expositions à des niveaux aussi bas que raisonnablement possible, compte tenu des facteurs économiques, sociaux et environnementaux. Les contraintes de dose s'appliquent à l'exposition professionnelle et à l'exposition du public dans les situations d'exposition planifiée. »

Pour les expositions professionnelles, une contrainte de dose est une valeur de la dose individuelle liée à la source, qui, employée pour limiter la gamme des options considérées dans le processus d'optimisation, est toujours nettement inférieure à la limite de dose. Le paragraphe 1.22 se poursuit ainsi :

« Les contraintes de dose « sont fixées séparément pour chaque source sous contrôle et servent de borne supérieure pour la définition de la gamme des options aux fins de l'optimisation de la protection et de la sûreté. Les contraintes de dose ne sont pas des limites de dose : le dépassement d'une contrainte de dose ne constitue pas un cas de non-respect des prescriptions réglementaires, mais il pourrait donner lieu à des actions de suivi. »

3.29. Le paragraphe 1.23 de la publication GSR Part 3 [2] stipule ce qui suit :

« L'utilisation des contraintes de dose pour la maîtrise de l'exposition professionnelle et de celle de l'exposition du public répond à des objectifs analogues, mais ces contraintes sont appliquées de manières différentes. Dans le cas de l'exposition professionnelle, la contrainte de dose est un outil à établir et à utiliser pour l'optimisation de la protection et de la sûreté par la personne ou l'organisme responsable d'une installation ou d'une activité. [...] Après que des expositions ont eu lieu, la contrainte de dose peut servir de point de comparaison pour déterminer le bien-fondé de la stratégie optimisée de protection et de sûreté [...] qui a été mise en œuvre et y apporter les ajustements nécessaires. Il convient d'envisager la fixation de la contrainte de dose en liaison avec les autres dispositions de santé et de sûreté et la technologie disponible. »

3.30. L'objectif de la fixation d'une contrainte de dose est de plafonner les valeurs de dose individuelle — doses dues à une source, à un ensemble de sources dans une installation, à une pratique, à une tâche ou à un groupe d'opérations dans un

secteur particulier — qui peuvent être considérées comme acceptables dans le cadre du processus d'optimisation de la protection pour ces sources, pratiques ou tâches. En fonction de la situation, la contrainte de dose peut être exprimée sous forme de dose unique ou de dose sur une certaine durée. Toute contrainte de dose devrait être fixée de telle sorte que les limites de dose soient respectées lorsque des travailleurs subissent des expositions dues à plusieurs sources ou tâches.

3.31. Afin d'appliquer le principe de l'optimisation, les doses individuelles devraient être évaluées lors de la conception et de la planification, et ces doses individuelles attendues pour les différentes options devraient être comparées à la contrainte de dose appropriée. Les options pour lesquelles les doses attendues sont inférieures à la contrainte de dose devraient être examinées plus en détail ; celles pour lesquelles les doses attendues sont supérieures à la contrainte de dose devraient normalement être écartées. Les contraintes de dose ne devraient pas être utilisées rétrospectivement pour vérifier le respect des prescriptions relatives à la protection et à la sûreté.

3.32. Les contraintes de dose devraient être utilisées de manière prospective pour optimiser la radioprotection dans diverses situations rencontrées, pour la planification et l'exécution des tâches et pour la conception des installations ou du matériel. Elles devraient donc être fixées au cas par cas, en fonction des caractéristiques particulières de la situation d'exposition. Une contrainte de dose étant liée à une source, celle-ci devrait être mentionnée. Les contraintes de dose devraient être fixées après consultation des personnes concernées. Les organismes de réglementation peuvent les utiliser de manière générale — pour des catégories de sources, de pratiques ou de tâches similaires — ou de manière précise, pour l'autorisation de sources, de pratiques ou de tâches particulières. Des contraintes peuvent être fixées à la suite d'échanges entre l'organisme de réglementation, les exploitants concernés et, s'il y a lieu, des représentants des travailleurs. En règle générale, il est souhaitable que l'organisme de réglementation encourage des secteurs d'activité et des groupements à introduire des contraintes pour l'exposition professionnelle, qui seront soumises à un contrôle réglementaire, plutôt que de fixer des valeurs particulières de contraintes.

3.33. Le processus de fixation d'une contrainte de dose pour une situation particulière devrait comprendre un examen de l'expérience d'exploitation et des retours d'information sur des situations similaires, si possible, et prendre en considération les facteurs économiques, sociaux et techniques. Pour une exposition professionnelle, l'expérience acquise dans le cadre d'opérations bien gérées présente une importance particulière et devrait être prise en compte pour la fixation des contraintes. Dans ce cadre, les enquêtes nationales et les bases de

données internationales qui mentionnent un grand nombre d'expositions relatives à des opérations particulières peuvent être utiles.

LIMITATION DES DOSES

3.34. Le paragraphe 3.76 a) de la publication GSR Part 3 [2] stipule ce qui suit :

« Les employeurs et les titulaires d'enregistrements et de licences font en sorte que, pour tous les travailleurs exerçant des activités dans lesquelles ils sont ou pourraient être soumis à une exposition professionnelle :

- a) L'exposition professionnelle soit maîtrisée afin que les limites de dose s'appliquant à l'exposition professionnelle spécifiées dans l'appendice III ne soient pas dépassées. »

3.35. Selon le paragraphe III.1 de la publication GSR Part 3 [2] :

« Pour l'exposition professionnelle de travailleurs âgés de plus de 18 ans, les limites de dose sont les suivantes :

- a) Une dose efficace de 20 mSv par an en moyenne sur cinq années consécutives⁶⁶ (100 mSv en cinq ans), et de 50 mSv en une seule année ;
- b) Une dose équivalente au cristallin de 20 mSv par an en moyenne sur cinq années consécutives (100 mSv en cinq ans) et de 50 mSv en une seule année ;
- c) Une dose équivalente aux extrémités (mains et pieds) ou à la peau⁶⁷ de 500 mSv par an.

⁶⁶ Le début de la période de calcul de la moyenne coïncide avec le premier jour de la période annuelle pertinente après la date d'entrée en vigueur des présentes Normes, sans calcul rétrospectif de la moyenne.

⁶⁷ Les limites de dose équivalente à la peau s'appliquent à la dose moyenne sur 1 cm² de la partie la plus irradiée de la peau. La dose à la peau contribue aussi à la dose efficace, cette contribution étant la dose moyenne à la totalité de la peau multipliée par le facteur de pondération tissulaire pour la peau. »

3.36. L'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente devrait définir clairement la convention à respecter pour déterminer les périodes à retenir pour la limitation des doses. Les années civiles et les années budgétaires nationales sont des références simples qui peuvent être utilisées pour les périodes

d'un an. Des périodes glissantes de cinq ans, pour lesquelles l'année en cours (civile ou budgétaire) est considérée comme la dernière année de la période de cinq ans, peuvent être choisies pour calculer les moyennes. D'autres conventions peuvent être adoptées pour se conformer aux solutions privilégiées dans la réglementation.

3.37. Comme l'explique le paragraphe III.1 de la publication GSR Part 3 [2], les limites de dose équivalente à la peau s'appliquent à la dose moyenne sur 1 cm² de la partie la plus irradiée de la peau. La dose à la peau contribue aussi à la dose efficace, cette contribution étant la dose moyenne à la totalité de la peau multipliée par le facteur de pondération tissulaire pour la peau.

3.38. Conformément aux paragraphes III.1 et 3.114 de la publication GSR Part 3 [2], des restrictions supplémentaires s'appliquent à l'exposition professionnelle d'une travailleuse qui a déclaré sa grossesse ou qui allaite (voir par. 3.46 et 6.2 à 6.20).

3.39. Selon le paragraphe III.2 de la publication GSR Part 3 [2] :

« Pour l'exposition professionnelle des apprentis âgés de 16 à 18 ans qui sont formés pour un emploi impliquant une exposition aux rayonnements et pour l'exposition d'étudiants âgés de 16 à 18 ans qui utilisent des sources au cours de leurs études, les limites de dose sont les suivantes :

- a) Une dose efficace de 6 mSv par an ;
- b) Une dose équivalente au cristallin de 20 mSv par an ;
- c) Une dose équivalente aux extrémités (mains et pieds) ou à la peau⁶⁷ de 150 mSv par an.

«⁶⁷ Les limites de dose équivalente à la peau s'appliquent à la dose moyenne sur 1 cm² de la partie la plus irradiée de la peau. La dose à la peau contribue aussi à la dose efficace, cette contribution étant la dose moyenne à la totalité de la peau multipliée par le facteur de pondération tissulaire pour la peau. »

Pour une exposition professionnelle, l'employeur de l'apprenti est responsable de la protection et de la sûreté de ce dernier.

3.40. Des recommandations concernant l'application des limites de dose aux travailleurs itinérants figurent aux paragraphes 6.21 à 6.100.

3.41. Les cas où il peut être nécessaire de profiter de la souplesse permise par le calcul de la moyenne sur cinq ans comprennent les opérations de maintenance

planifiée dans les centrales nucléaires et les tâches courantes qui sont effectuées dans le cadre de certaines opérations d'extraction de l'uranium. Cependant, dans la plupart des situations, à condition que le principe de l'optimisation de la protection ait été correctement appliqué, il serait inhabituel que des travailleurs reçoivent une dose efficace annuelle supérieure à 20 mSv. Lorsqu'il n'est pas nécessaire de profiter de la souplesse offerte par le calcul de la moyenne, l'organisme de réglementation peut continuer à fixer une limite annuelle ; la limite de dose s'élèvera alors à 20 mSv quelle que soit l'année.

3.42. Concernant l'application de limites de dose lorsque toute la marge de manœuvre possible est dégagée (c'est-à-dire si la dose moyenne est calculée sur cinq ans), l'approche générale peut être résumée comme suit :

- a) Dans l'ensemble, l'exposition d'un travailleur devrait être contrôlée afin que la dose efficace ne dépasse pas 20 mSv en un an. Cette dose comprend la dose externe et la dose interne reçues par le travailleur sur la période en question.
- b) Lorsque l'exposition d'un travailleur donne lieu à une dose efficace supérieure à 20 mSv en un an, mais reste dans la limite de dose de 50 mSv, la hiérarchie devrait, s'il y a lieu :
 - i) examiner les expositions pour déterminer si elles ont été aussi basses que raisonnablement possible et, au besoin, prendre les mesures correctives nécessaires ;
 - ii) envisager des moyens de réduire davantage les expositions futures du travailleur afin que la dose efficace reçue sur la période de calcul de la moyenne sur cinq ans retenue soit inférieure à 100 mSv ;
 - iii) communiquer à l'organisme de réglementation l'ampleur de la dose et les circonstances ayant conduit à l'exposition.

3.43. D'après le paragraphe 3.48 de la publication GSR Part 3 [2], les titulaires d'enregistrements ou de licences doivent signaler immédiatement à l'organisme de réglementation tout événement au cours duquel une limite de dose est dépassée. La hiérarchie devrait donc avoir instauré un mécanisme de signalement approprié. Ce mécanisme devrait également permettre d'avertir les travailleurs directement concernés par un événement au cours duquel la limite de dose pour l'exposition professionnelle a été dépassée.

3.44. Les incidents pendant lesquels un travailleur a été exposé de telle manière que la limite de dose pour une seule année (50 mSv) a été dépassée sont considérés comme exceptionnels. Dans de telles circonstances, il serait légitime que le travailleur continue de travailler sous rayonnements à condition que :

- a) l'organisme de réglementation, tenant dûment compte de la santé du travailleur, considère qu'il n'y a aucune raison de l'empêcher de continuer à travailler sous rayonnements ;
- b) l'employeur et l'organisme de réglementation, en concertation avec le travailleur (par l'intermédiaire de ses représentants, s'il y a lieu) et éventuellement le médecin du travail, conviennent d'une restriction de dose temporaire et de la période à laquelle elle s'applique.

3.45. Une restriction au prorata de la période restante à laquelle la limite de dose se rattache peut être appropriée, et d'autres restrictions devront éventuellement être imposées pour respecter la limite de dose de 100 mSv en cinq ans.

3.46. En règle générale, les limites de dose pour l'exposition professionnelle s'appliquent de la même manière aux travailleurs et aux travailleuses. Cependant, étant donné que la plus grande sensibilité de l'embryon, du fœtus ou du nourrisson allaité aux rayons peut jouer un rôle, des contrôles supplémentaires devraient être envisagés pour les travailleuses qui sont enceintes ou qui allaitent. Les prescriptions spéciales qui concernent la radioprotection des travailleuses pendant ou après la grossesse sont décrites aux paragraphes 6.2 à 6.20.

3.47. L'organisme de réglementation devrait veiller à ce que des mécanismes soient en place pour empêcher que des travailleurs ayant reçu une dose proche de la dose limite applicable ne soient pas privés de leur droit de travailler. Dans certaines situations, il peut arriver qu'un travailleur ait reçu involontairement une dose proche de la limite de dose applicable, de telle sorte que de nouvelles expositions pourraient conduire au dépassement de cette limite. Une telle situation devrait être traitée de manière semblable à la situation dans laquelle la dose reçue par un travailleur est supérieure à une limite de dose (voir par. 3.44 et 3.45).

3.48. La hiérarchie devrait établir les programmes de travail de telle manière que, dans la mesure du possible, les travailleurs ne reçoivent pas une dose correspondant à une part importante de la limite de dose applicable en peu de temps, de sorte que les expositions ultérieures pourraient conduire à un dépassement de la limite de dose annuelle.

PROGRAMME DE RADIOPROTECTION

Objectifs

3.49. L'objectif général du programme de radioprotection est de répondre aux obligations de la hiérarchie en matière de protection et de sûreté grâce à l'adoption de structures de gestion et de politiques, de procédures et de dispositions organisationnelles qui soient adaptées à la nature et à l'ampleur des risques. Le programme de radioprotection devrait porter sur tous les éléments essentiels qui contribuent à la protection et à la sûreté. Il peut concerner toutes les phases d'une pratique ou la durée de vie d'une installation (c'est-à-dire de la conception à la mise en service et de l'exploitation ou du contrôle des processus au déclassement).

3.50. La radioprotection n'est qu'un des éléments qui garantissent la santé et la sûreté des travailleurs en général. Le programme de radioprotection devrait être défini et géré en étroite coopération avec les responsables d'autres domaines de la santé et de la sûreté, comme l'hygiène du travail, la sûreté industrielle et la protection contre l'incendie.

3.51. Le paragraphe 3.93 de la publication GSR Part 3 [2] stipule ce qui suit :

« Les employeurs et les titulaires d'enregistrements et de licences réduisent le plus possible la nécessité de recourir à des contrôles administratifs et à des équipements de protection individuels pour assurer la protection et la sûreté en prévoyant des commandes bien conçues et en créant des conditions de travail satisfaisantes, conformément à la hiérarchie ci-après des mesures préventives :

- 1) Commandes ;
- 2) Contrôles administratifs ;
- 3) Équipements de protection individuels. »

3.52. Le programme de radioprotection peut porter sur la protection des travailleurs et du public, mais le présent guide de sûreté ne traite que les aspects qui concernent la protection des travailleurs. Pour la plupart des pratiques, les doses reçues par les travailleurs sont bien inférieures aux limites de dose applicables qui figurent dans la publication GSR Part 3 [2], et les prescriptions relatives à la limitation des doses ne toucheront directement qu'une petite partie des effectifs. Les prescriptions relatives à l'optimisation devraient être la principale impulsion à la création et à la mise en œuvre des programmes de

radioprotection. Dans bien des cas, il s'agit notamment des mesures destinées à prévenir ou à réduire les expositions potentielles et des mesures destinées à atténuer les conséquences des accidents.

Évaluation radiologique préalable et évaluation de la sûreté

3.53. Les caractéristiques des situations d'exposition peuvent varier considérablement en fonction du type d'installation concerné (qui vont des installations « simples », comme les appareils de contrôle des bagages situés dans les aéroports, à des installations beaucoup plus complexes, comme les usines de retraitement du combustible nucléaire) et du stade de l'activité (par exemple construction, exploitation, maintenance ou déclassement). Il convient de s'assurer que le programme de radioprotection est bien adapté à la situation grâce à une approche graduée (voir par. 2.20 à 2.22). À titre de première étape de la définition d'un programme de radioprotection, une évaluation radiologique préalable de l'installation ou de l'activité devrait être menée.

3.54. L'évaluation radiologique préalable devrait présenter avec toutes les précisions nécessaires la situation qui donne lieu à des expositions professionnelles. Conformément à une approche graduée, le niveau d'effort, de formalisme et de détail de l'évaluation, ainsi que l'examen minutieux auquel ce dernier est soumis, devraient être proportionnés à l'ampleur des expositions en fonctionnement normal et à l'ampleur et à la probabilité des expositions potentielles.

3.55. L'évaluation radiologique préalable devrait permettre de répertorier les éléments suivants pour tous les aspects des opérations :

- a) Sources des expositions courantes et des expositions potentielles raisonnablement prévisibles, par exemple la contamination de surface, la contamination par voie aérienne et les sources de rayonnements externes.
- b) Nature et ampleur des expositions en fonctionnement normal.
- c) Nature, probabilité et valeur des expositions potentielles. Il faudrait notamment tenir compte de la manière dont les structures, systèmes, composants et procédures liés à la radioprotection ou à la sûreté pourraient subir des défaillances, isolément ou conjointement, ou entraîner de toute autre manière des expositions potentielles, ainsi que des conséquences de ces défaillances.
- d) Mesures relatives à la protection et à la sûreté qui sont nécessaires pour mettre en œuvre le processus d'optimisation.
- e) Dispositifs de contrôle radiologique appropriés.

- f) Évaluation de l'exposition potentielle du public due aux effluents radioactifs provenant de l'installation.

3.56. Dans le cadre de l'évaluation radiologique préalable, l'évaluation des expositions peut être effectuée par une ou plusieurs des méthodes suivantes :

- a) Utilisation du contrôle radiologique du lieu de travail. Cette méthode peut donner une bonne estimation des doses que les travailleurs recevront, à condition que les conditions radiologiques sur le lieu de travail soient raisonnablement prévisibles (au moins pour plusieurs mois). Le contrôle radiologique du lieu de travail devrait être effectué à intervalles suffisants, et sans conteste lorsque les conditions de travail évoluent sensiblement.
- b) Utilisation de données extraites de la littérature scientifique et d'informations sur des installations comparables. Pour diverses situations sur le lieu de travail, certaines valeurs de dose figurent dans des publications. Elles peuvent en principe être utilisées pour juger si un contrôle radiologique est nécessaire.
- c) Utilisation de simulations. Les simulations numériques peuvent être très pertinentes et donner instantanément des informations sur les paramètres influençant les doses qui seraient reçues dans des situations d'exposition données. Les résultats des simulations devraient être vérifiés à l'aide de mesures.
- d) Utilisation de mesures de confirmation. Effectuer des mesures de confirmation avec des dosimètres individuels peut contribuer à déterminer si un contrôle radiologique individuel est nécessaire.

3.57. L'évaluation radiologique préalable contribuera à déterminer ce qui peut être accompli pendant la conception pour créer des conditions de travail satisfaisantes, grâce à des dispositifs techniques. Il peut par exemple s'agir de blindage, de confinement, de ventilation ou de verrouillage. Ces aspects devraient être pris en compte afin d'éviter autant que possible d'avoir recours à des contrôles administratifs et à des équipements de protection individuels pour assurer la protection et la sûreté en fonctionnement normal (voir par. 3.51). Il est ensuite possible de s'intéresser à d'autres procédures et restrictions d'exploitation qui pourraient être mises en œuvre pour contrôler davantage l'exposition des travailleurs. C'est uniquement lorsque ces mesures ne sont pas suffisantes pour limiter convenablement les doses reçues par les travailleurs que l'utilisation d'outils spéciaux et d'équipements de protection individuels et une formation sur des tâches particulières devraient être prises en considération dans le cadre de l'évaluation préalable.

3.58. S'agissant de l'évaluation de la sûreté, la prescription 13 de la publication GSR Part 3 [2] est la suivante :

« L'organisme de réglementation établit et fait appliquer des prescriptions pour l'évaluation de la sûreté, et la personne ou l'organisation responsable d'une installation ou d'une activité entraînant des risques radiologiques procède à une évaluation de la sûreté appropriée de cette installation ou activité. »

3.59. Le paragraphe 3.31 de la publication GSR Part 3 [2] stipule ce qui suit :

« Des évaluations de la sûreté sont effectuées à différents stades, notamment lors du choix du site, de la conception, de la fabrication, de la construction, de l'assemblage, de la mise en service, de l'exploitation, de la maintenance et du déclassement (ou de la fermeture) d'installations ou de parties d'installations selon le cas, [...] ».

Des prescriptions plus précises sur l'évaluation de la sûreté des installations et activités figurent dans la publication intitulée « Évaluation de la sûreté des installations et activités » [18] (n° GSR Part 4 (Rev.1) de la collection Normes de sûreté de l'AIEA) et dans divers guides de sûreté de l'AIEA consacrés à l'évaluation de la sûreté qui sont en cours d'élaboration.

Contenu du programme de radioprotection

3.60. Le programme de radioprotection devrait décrire les points suivants à un niveau de détail suffisant :

- a) attribution des responsabilités pour la protection et la sûreté des travailleurs à différents niveaux de la hiérarchie, dispositions organisationnelles correspondantes et, éventuellement (par exemple dans le cas des travailleurs itinérants), répartition des responsabilités entre les employeurs et les titulaires d'enregistrements ou de licences ;
- b) désignation et fonctions des experts qualifiés, s'il y a lieu (voir par. 3.65 à 3.71) ;
- c) prise en compte de la radioprotection professionnelle dans d'autres domaines de la santé et de la sûreté, comme l'hygiène du travail, la sûreté industrielle et la protection contre l'incendie ;
- d) mécanisme de responsabilisation pour les générateurs de rayonnements et les sources radioactives (voir par. 3.72 à 3.74) ;
- e) désignation des zones contrôlées et des zones surveillées (voir par. 3.75 à 3.86) ;

- f) règles locales que les travailleurs doivent suivre et supervision de leurs tâches (voir par. 3.87 à 3.92) ;
- g) fourniture d'équipements de protection individuels, s'il y a lieu (voir par. 3.93 et 9.53 à 9.64) ;
- h) dispositions relatives au contrôle radiologique des travailleurs et du lieu de travail, y compris concernant l'acquisition et la maintenance d'appareils adéquats (voir par. 3.97 à 3.128 et section 7) ;
- i) système de consignation et de déclaration de toutes les informations utiles qui concernent la maîtrise des expositions, les décisions relatives aux mesures prises en matière de radioprotection et de sûreté professionnelles et le contrôle radiologique des individus (voir par. 3.132 à 3.140 et section 7) ;
- j) programme de formation théorique et pratique sur la nature des risques et les mesures relatives à la protection et à la sûreté (voir par. 3.141 à 3.151) ;
- k) méthodes employées pour l'examen et l'audit périodiques du fonctionnement du programme de radioprotection (voir par. 3.157 et 3.158) ;
- l) plan d'urgence, lorsque l'évaluation de la sûreté montre qu'un tel plan est nécessaire (voir par. 4.5 et 4.6) ;
- m) programme de surveillance de la santé des travailleurs (voir section 10) ;
- n) prescriptions relatives à l'assurance de la qualité et à l'amélioration des processus.

3.61. Le paragraphe 3.13 de la publication GSR Part 3 [2] stipule ce qui suit :

« Les titulaires d'enregistrements et de licences ont la responsabilité de mettre en place et d'appliquer les mesures techniques et organisationnelles nécessaires pour assurer la protection et la sûreté des pratiques et des sources pour lesquelles ils ont reçu une autorisation. Ils peuvent désigner des personnes dûment qualifiées pour entreprendre des tâches liées à ces responsabilités, mais ils conservent la responsabilité première en matière de protection et de sûreté. Les titulaires d'enregistrements et de licences dressent la liste des personnes désignées pour veiller au respect des prescriptions des présentes Normes ainsi que des responsabilités qui leur incombent. »

3.62. La responsabilité relative à la mise en œuvre du programme de radioprotection au sein d'une organisation devrait être attribuée par la hiérarchie à des membres du personnel en tant que de besoin. À chaque niveau hiérarchique, de la direction aux travailleurs participant à des tâches particulières correspondant à un aspect du programme de radioprotection, les responsabilités devraient être clairement définies et figurer dans des politiques écrites afin que toute la hiérarchie et tout le personnel les connaissent.

3.63. La structure organisationnelle devrait refléter l'attribution des responsabilités et l'attachement de l'organisation à la protection et à la sûreté. La hiérarchie devrait faciliter la coopération entre les différents individus concernés. Le programme de radioprotection devrait être conçu de telle manière que les informations pertinentes soient communiquées aux personnes chargées des divers aspects des travaux.

3.64. Afin de coordonner la prise de décisions relatives au choix des mesures de protection et de sûreté, il peut être judicieux, selon la taille et la complexité de l'installation, de créer un comité consultatif spécifique où siègent des représentants des départements concernés par l'exposition professionnelle. Ce comité aurait principalement pour but de conseiller la direction sur le programme de radioprotection. Il devrait donc comprendre des cadres des départements concernés et des travailleurs ayant une expérience de terrain. Le rôle du comité devrait être de définir les principaux objectifs du programme de radioprotection en général et de la radioprotection opérationnelle en particulier, de valider les objectifs de radioprotection, de faire des propositions concernant le choix des mesures relatives à la protection et à la sûreté, et de formuler des recommandations à la hiérarchie au sujet des ressources, des méthodes et des outils qui doivent être employés pour que le programme de radioprotection puisse être exécuté.

Experts qualifiés

3.65. Le programme de radioprotection devrait préciser dans quelles disciplines la présence d'experts qualifiés est nécessaire et désigner de tels experts, par exemple dans les domaines suivants :

- a) radioprotection ;
- b) dosimétrie interne et externe ;
- c) contrôle radiologique du lieu de travail ;
- d) ventilation (par exemple dans les mines souterraines) ;
- e) santé au travail ;
- f) gestion des déchets radioactifs.

3.66. La hiérarchie devrait s'assurer que les services pertinents des experts qualifiés sont fournis et que les personnes qui fournissent de tels services dans le domaine de la radioprotection coopèrent étroitement et entretiennent des relations de travail étroites avec les personnes qui sont chargées du contrôle des risques non radiologiques. Lorsque l'organisme de réglementation l'exige, un responsable de la radioprotection devrait être nommé pour surveiller l'application des prescriptions réglementaires concernées et la conformité.

3.67. Pour l'exploitation de certaines installations, les fonctions des experts qualifiés de chaque domaine sont étroitement liées par bien des aspects et peuvent être regroupées. Ainsi, dans une petite mine souterraine, il peut être judicieux de regrouper les fonctions du responsable de la radioprotection et du responsable de la ventilation. Lorsque les responsabilités sont réparties entre deux experts qualifiés ou plus, ceux-ci devraient collaborer étroitement.

3.68. Les experts qualifiés devraient rendre compte directement au représentant de haut niveau de l'employeur dans l'installation qui a la responsabilité générale de la sûreté.

3.69. Les experts qualifiés devraient disposer du matériel, des ressources et du personnel adéquats pour remplir leurs fonctions.

3.70. L'efficacité des mesures de contrôle qui ont été mises en œuvre par les experts qualifiés devrait être évaluée périodiquement.

3.71. S'il y a lieu, la hiérarchie devrait consulter les experts qualifiés sur certains aspects du programme de radioprotection, notamment la désignation des zones contrôlées et des zones surveillées, l'élaboration des règles locales, la fourniture d'équipements de protection individuels et les dispositions relatives au contrôle radiologique du lieu de travail et des travailleurs, ainsi que sur tous les changements ultérieurs qui ont des conséquences importantes pour la protection et la sûreté.

Responsabilisation pour les générateurs de rayonnements et les sources radioactives

3.72. La prescription essentielle est la prescription 17 de la publication GSR Part 3 [2], selon laquelle « **[l]es titulaires d'enregistrements et de licences veillent à la sûreté des générateurs de rayonnements et des sources radioactives** ».

3.73. On trouvera des prescriptions plus détaillées sur les moyens propres à garantir la sûreté des générateurs de rayonnements et des sources radioactives aux paragraphes 3.49 à 3.60 de la publication GSR Part 3 [2]. Des orientations concernant la sûreté des générateurs de rayonnements et des sources radioactives scellées figurent dans la publication intitulée « Sûreté des générateurs de rayonnements et des sources radioactives scellées » [19] (n° RS-G-1.10 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA).

3.74. Le mécanisme de responsabilisation pour les générateurs de rayonnements et les sources radioactives devrait comprendre un inventaire où seraient consignés l'emplacement et la description de chaque générateur de rayonnements ou source radioactive, ainsi que l'activité, l'état physique et la forme chimique de chaque source radioactive. Cet inventaire devrait être mis à jour et vérifié périodiquement. En outre, il faudrait envisager de garder la trace des instructions spéciales pour chaque source radioactive, ainsi que des informations détaillées relatives au stockage définitif de chacune de ces sources.

Classification des zones

3.75. La hiérarchie devrait envisager de classer les zones de travail dans tous les cas d'exposition professionnelle aux rayonnements. Ces zones devraient être clairement définies dans le programme de radioprotection et leur classification devrait résulter de l'évaluation radiologique préalable qui est mentionnée aux paragraphes 3.53 à 3.56. Deux types de zones peuvent être définies : les zones contrôlées et les zones surveillées.

Zones contrôlées

3.76. Des prescriptions détaillées sur les zones contrôlées figurent aux paragraphes 3.88 à 3.90 de la publication GSR Part 3 [2] :

« 3.88. Les titulaires d'enregistrements et de licences classent comme zone contrôlée toute zone où des mesures de protection et de sûreté particulières sont ou pourraient être requises pour :

- a) Maîtriser les expositions ou empêcher la propagation d'une contamination dans des conditions de fonctionnement normal ;
- b) Prévenir les expositions potentielles ou en limiter la probabilité et l'étendue dans les incidents de fonctionnement prévus et les conditions accidentelles.

3.89. Lorsqu'ils fixent les limites d'une zone contrôlée, les titulaires d'enregistrements et de licences tiennent compte de la valeur des expositions prévisibles en fonctionnement normal, de la probabilité et de la valeur des expositions au cours d'incidents de fonctionnement prévus et de conditions accidentelles, ainsi que de la nature et de la portée des procédures de protection et de sûreté requises.

3.90. Les titulaires d'enregistrements et de licences :

- a) Délimitent les zones contrôlées par des moyens matériels ou, lorsque cela n'est pas raisonnablement possible dans la pratique, par d'autres moyens appropriés ;
- b) Lorsqu'une source n'est mise en position de travail ou sous tension que de façon intermittente ou lorsqu'elle est déplacée, délimitent une zone contrôlée appropriée par des moyens adaptés à la situation et spécifient les périodes d'exposition ;
- c) Affichent le symbole recommandé par l'Organisation internationale de normalisation [...], ainsi que des instructions aux points d'accès et en d'autres endroits appropriés des zones contrôlées ;
- d) Mettent en place des mesures de protection et de sûreté, y compris, le cas échéant, des mesures physiques pour maîtriser la propagation d'une contamination ainsi que des règles et procédures locales pour les zones contrôlées ;
- e) Restreignent l'accès aux zones contrôlées au moyen de procédures administratives, telles que la délivrance d'autorisations de travail, ainsi que de barrières physiques qui peuvent comprendre des serrures ou des systèmes de verrouillage ; les restrictions sont en rapport avec la probabilité et la valeur des expositions ;
- f) Prévoient, s'il y a lieu, aux entrées des zones contrôlées :
 - i) Des équipements de protection individuels ;
 - ii) Des appareils de surveillance individuelle et de surveillance du lieu de travail ;
 - iii) Des vestiaires ;
- g) Prévoient, s'il y a lieu, aux sorties des zones contrôlées :
 - i) Des moniteurs de contamination pour la peau et les vêtements ;
 - ii) Des moniteurs de contamination pour tout objet ou matière retiré de la zone ;
 - iii) Des lavabos ou des douches et d'autres installations de décontamination individuelle ;
 - iv) Un dépôt approprié pour les équipements de protection individuels contaminés ;
- h) Font régulièrement le point de la situation pour déterminer s'il est nécessaire de modifier les mesures de protection et de sûreté ou les limites des zones contrôlées ;
- i) Fournissent des informations pertinentes et dispensent une formation théorique et pratique aux personnes travaillant dans les zones contrôlées. »

3.77. Une zone devrait être classée comme zone contrôlée lorsque la hiérarchie considère qu'il faut mettre en œuvre des contrôles opérationnels pour que la

protection soit optimale et que les limites de dose applicables soient respectées. Le classement devrait dépendre de l'expérience d'exploitation et de l'appréciation des professionnels. Lorsqu'il existe un problème de contamination par des substances radioactives non scellées, une zone contrôlée est parfois définie par le débit de dose à la limite de la zone. Des valeurs de débits de dose correspondant à une fraction de la limite de dose applicable ont souvent été utilisées par le passé pour définir les limites des zones contrôlées. Cette méthode reste parfois appropriée, mais ne devrait pas être employée sans évaluation radiologique rigoureuse. Il conviendrait par exemple de tenir compte de la durée pendant laquelle le débit de dose reste égal ou supérieur au niveau défini, ainsi que des risques d'exposition potentielle.

3.78. L'utilisation de substances radioactives non scellées peut entraîner une contamination de l'air et des surfaces, ce qui peut conduire à une incorporation de radionucléides par les travailleurs. Ces contaminations sont généralement intermittentes et il n'est habituellement pas possible de maîtriser les incorporations en s'appuyant uniquement sur les caractéristiques de conception, surtout en cas d'incident. Des procédures d'exploitation sont donc nécessaires pour prévenir les incorporations ou en réduire la possibilité, et des zones contrôlées devraient généralement être établies.

3.79. Il peut ne pas être nécessaire de créer de zone contrôlée lorsque seules de petites quantités de substances radioactives non scellées sont utilisées (par exemple pour les études par marquage dans un laboratoire de recherche). De telles zones peuvent également être inutiles lorsque des matières dont la concentration d'activité est faible sont manipulées, par exemple dans divers secteurs d'activité où entrent en jeu des matières radioactives naturelles.

3.80. Aux entrées d'une zone contrôlée, les panneaux d'avertissement devraient servir à annoncer aux salariés, surtout au personnel de maintenance, que des procédures spéciales s'appliquent et que des sources de rayonnements sont probablement présentes.

3.81. Lors de la création de zones contrôlées, la hiérarchie peut juger utile de se servir des limites physiques existantes, comme les murs des pièces ou des bâtiments. Dans ce cas, il est possible que les zones soient plus grandes que ce qui serait strictement nécessaire pour la radioprotection. Ainsi, pour des raisons pratiques, dans certaines mines d'uranium souterraines, il peut être judicieux de classer toute la zone souterraine comme zone contrôlée. De même, dans certaines installations de diagnostic médical, il peut être approprié de classer toute la salle d'examen comme zone contrôlée.

3.82. Lors du choix des dispositifs de contrôle d'accès aux zones contrôlées, il conviendrait de tenir compte de considérations pratiques et du fait que les contrôles d'accès peuvent être nécessaires pour d'autres raisons (non radiologiques). Sur de nombreux lieux de travail, en particulier dans les bâtiments spécialement conçus où les travailleurs sont relativement peu nombreux, il peut être utile d'installer et de faire fonctionner des dispositifs de contrôle complets, par exemple des barrières physiques munies de serrures et de systèmes de verrouillage. Ce type de dispositif peut d'ailleurs être nécessaire pour des questions de sécurité. Sur d'autres lieux de travail, comme les mines souterraines, dans lesquelles des milliers de travailleurs sont employés, la surveillance et les moyens de contrôle d'accès comme les cartes ou les badges peuvent être la solution la plus pratique et la plus appropriée.

Zones surveillées

3.83. Les prescriptions relatives aux zones surveillées figurent aux paragraphes 3.91 et 3.92 de la publication GSR Part 3 [2] :

« 3.91. Les titulaires d'enregistrements et de licences classent comme zone surveillée toute zone qui n'est pas déjà classée comme zone contrôlée mais où les conditions d'exposition professionnelle doivent faire l'objet d'un suivi, même si aucune mesure de protection et de sûreté particulière n'est normalement nécessaire.

3.92. Les titulaires d'enregistrements et de licences, en tenant compte de la nature, de la probabilité et de la valeur des expositions ou de la contamination dans les zones surveillées :

- a) Délimitent les zones surveillées par des moyens appropriés ;
- b) Disposent des panneaux approuvés, selon que de besoin, aux points d'accès des zones surveillées ;
- c) Font régulièrement le point de la situation pour déterminer s'il est nécessaire de prendre d'autres mesures de protection et de sûreté ou de modifier les limites des zones surveillées. »

3.84. Le principal objectif du classement en zone surveillée est de répertorier les parties du lieu de travail qui devraient faire l'objet d'un suivi régulier sur le plan des conditions radiologiques pour déterminer si le statut de la zone devrait être modifié — par exemple à la suite de circonstances qui n'étaient pas prévues dans l'évaluation radiologique préalable — ou s'il y a eu une défaillance des contrôles, que ce soit pour les caractéristiques de conception ou les procédures

qui s'appliquent dans une zone contrôlée adjacente. Le suivi des conditions radiologiques comprend généralement un programme de surveillance régulière de la zone et, dans certains cas, des individus qui y travaillent. Il ne devrait pas être automatiquement nécessaire de créer une zone surveillée autour de chaque zone contrôlée, car les prescriptions qui s'appliquent à l'intérieur d'une zone contrôlée peuvent être tout à fait suffisantes.

3.85. Comme pour les zones contrôlées, il est préférable de classer une zone comme zone surveillée en fonction de l'expérience d'exploitation et de l'appréciation des professionnels, mais, là encore, un débit de dose peut être utilisé pour définir la limite de la zone. Il serait raisonnable de fixer comme objectif que les travailleurs qui sont exposés en dehors des zones classées bénéficient du même niveau de protection que s'ils étaient des personnes du public. Cela suppose de recourir à un débit de dose correspondant à une dose efficace de 1 mSv en un an comme moyen possible pour définir la limite de la zone surveillée. Dans une zone surveillée, les conditions devraient être telles que les salariés puissent pénétrer dans la zone en respectant un minimum de formalités sur le plan de la radioprotection. Lors de la définition des zones surveillées, il peut également être judicieux de se servir des limites physiques existantes (voir par. 3.81).

3.86. Dans bien des cas, il peut être judicieux d'annoncer les limites de zone surveillée par des panneaux d'avertissement, mais cette mesure n'est pas toujours nécessaire ni utile. Par exemple, il peut être nécessaire de classer des zones comme zones surveillées dans les parties des hôpitaux auxquelles les personnes du public peuvent accéder, mais des panneaux situés aux entrées de ces zones peuvent les inquiéter inutilement.

Règles locales et supervision

3.87. Comme l'explique le paragraphe 3.94 a) et b) de la publication GSR Part 3 [2], la hiérarchie :

« en consultation avec les travailleurs ou par l'intermédiaire de leurs représentants le cas échéant :

- a) Établi[t] par écrit les règles et procédures locales nécessaires pour assurer la protection et la sûreté des travailleurs et des autres personnes ;
- b) Indique [...], dans les règles et procédures locales, les niveaux d'investigation ou les niveaux autorisés pertinents, ainsi que les

procédures à suivre en cas de dépassement d'un quelconque de ces niveaux ».

La hiérarchie devrait veiller à ce que les travaux qui donnent lieu à une exposition professionnelle fassent l'objet d'une supervision adéquate et que les règles, les procédures et les mesures de protection et de sûreté soient portées à la connaissance des travailleurs auxquels elles s'appliquent. Elle devrait également faire tout ce qui est raisonnablement possible pour que ces règles, procédures et mesures soient observées.

3.88. Les règles et procédures locales devraient être adaptées à la conception et aux objectifs de l'installation concernée et devraient être établies de telle manière qu'elles facilitent l'optimisation de la protection et de la sûreté.

3.89. Les règles et procédures locales devraient décrire les structures organisationnelles et les procédures à suivre dans les zones contrôlées et peuvent comprendre tout ou partie des dispositions pour différentes parties du programme de radioprotection, et notamment :

- a) la surveillance des expositions et de la contamination ;
- b) les dispositifs techniques, par exemple les systèmes de ventilation ;
- c) l'utilisation d'équipements de protection individuels ;
- d) l'hygiène personnelle ;
- e) la surveillance de la santé des travailleurs ;
- f) la gestion des déchets radioactifs ;
- g) le contrôle radiologique de l'environnement ;
- h) le système de gestion ;
- i) la formation ;
- j) le développement d'une culture de sûreté ;
- k) la tenue de dossiers ;
- l) les signalements ;
- m) la préparation et la conduite des interventions d'urgence, s'il y a lieu.

3.90. Les règles et procédures locales devraient être affichées bien en évidence ou être facilement accessibles sur le lieu de travail.

3.91. Les travailleurs devraient bénéficier d'une formation adéquate pour leur permettre de respecter les règles et procédures locales.

3.92. La hiérarchie devrait attribuer des responsabilités pour la supervision des tâches. Cette supervision devrait être exercée afin de vérifier que, pendant les

heures de travail, toutes les mesures requises pour la protection et la sûreté ont été exécutées. Dans les lieux de travail reculés, cette responsabilité devrait être confiée au cadre qui est directement chargé du site concerné.

Équipements de protection individuels

3.93. Lorsque les dispositifs techniques et les contrôles administratifs ne sont pas suffisants pour assurer un niveau de protection optimisé pour les tâches à exécuter, la hiérarchie, conformément au paragraphe 3.95 de la publication GSR Part 3 [2], doit veiller à ce que les travailleurs soient munis d'équipements de protection individuels appropriés et suffisants qui ont été maintenus en bon état et, s'il y a lieu, essayés à intervalles réguliers. Lorsqu'il est envisagé d'utiliser des équipements de protection individuels pour réduire les expositions, il faudrait tenir compte de toute éventuelle hausse des expositions due aux retards ou à la gêne que provoque l'utilisation de ces équipements. Les travailleurs devraient être formés à l'utilisation de ces équipements avant de commencer à travailler. De plus amples détails sur ces équipements figurent aux paragraphes 9.53 à 9.64.

Planification des tâches et autorisations de travail

3.94. Lorsque l'intensité des rayonnements ou le niveau de contamination pourraient être élevés pendant des travaux qui doivent être menés, ou lorsque des travaux sont complexes (plusieurs groupes de travailleurs et de nombreuses activités entrant en jeu), la planification des tâches est l'un des moyens les plus efficaces pour optimiser la protection et la sûreté. Le responsable de la radioprotection devrait participer à la planification des tâches et devrait donner des conseils sur les conditions dans lesquelles des travaux peuvent être entrepris dans les zones contrôlées. Les situations qui justifient l'emploi de plans de travail détaillés et d'autorisations de travail se présentent généralement dans l'industrie nucléaire, mais peuvent également apparaître dans d'autres secteurs (par exemple dans le cadre de la maintenance ou du démantèlement d'accélérateurs). Des orientations supplémentaires sur le recours à la planification des tâches à des fins d'optimisation dans les centrales nucléaires ont été publiées par l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire [20].

3.95. Dans le cadre de la planification des tâches, des procédures écrites devraient être utilisées au besoin, en fonction du type d'installation ou d'activité. Les éléments à prendre en considération sont notamment les suivants :

- a) informations sur des travaux similaires qui ont déjà été menés à bien ;
- b) date de début des travaux, durée estimée et ressources humaines concernées ;

- c) cartes des débits de dose estimés ;
- d) conditions de fonctionnement de l'installation (pour une centrale nucléaire, par exemple, arrêt à froid ou à chaud et exploitation à pleine puissance ou à puissance réduite) ;
- e) autres activités qui pourraient perturber les travaux dans la même zone ;
- f) préparation et assistance aux opérations (isolement du processus, échafaudages et travaux d'isolement, par exemple) ;
- g) vêtements de protection et outils à utiliser ;
- h) moyens de communication nécessaires pour assurer la surveillance et la coordination ;
- i) gestion des éventuels déchets radioactifs résultant des travaux ;
- j) coordination avec les mesures de protection mises en place pour la sûreté ordinaire.

3.96. Pour chaque tâche qui exige des précautions radiologiques particulières, une autorisation de travail sous rayonnement devrait normalement être établie. Cette autorisation est délivrée par les personnes qui sont chargées de la planification des opérations, en collaboration avec le responsable de la radioprotection. Un double de l'autorisation devrait être remis à la personne qui supervise les travaux et devrait rester en possession de l'équipe de travail pendant l'exécution des travaux. En dehors d'une description des travaux à mener, l'autorisation de travail sous rayonnement peut contenir :

- a) une carte détaillée des débits de dose dans la zone de travail et des points chauds possibles, établie grâce à une étude effectuée avant les travaux ou obtenue par estimation d'une autre manière ;
- b) une estimation des niveaux de contamination et de la manière dont ils pourraient évoluer au cours des travaux ;
- c) les caractéristiques du contrôle radiologique supplémentaire du lieu de travail qui doit être effectué avant ou pendant les travaux ;
- d) une estimation de l'exposition individuelle et de l'exposition collective pour chaque étape des travaux ;
- e) les caractéristiques des dosimètres supplémentaires qui doivent être utilisés par les travailleurs ;
- f) les caractéristiques des équipements de protection individuels qui doivent être utilisés aux différentes phases des travaux ;
- g) des informations détaillées sur les restrictions temporelles ou sur les restrictions de dose ;
- h) des instructions pour savoir quand prendre contact avec le responsable de la radioprotection.

Contrôle radiologique et évaluation des expositions

Objectifs du contrôle radiologique

3.97. Le terme général « contrôle radiologique » désigne un processus qui comprend des mesures relatives à l'évaluation ou à la maîtrise de l'exposition aux rayonnements et de l'exposition due aux matières radioactives. Les mesures jouent un grand rôle dans tout programme de contrôle radiologique, mais le contrôle radiologique ne se résume pas aux mesures : il exige une interprétation et une évaluation. Elles devraient donc principalement se justifier par la manière dont elles contribuent à atteindre une protection et une sûreté adéquates et à en apporter la preuve, y compris pour le processus d'optimisation.

3.98. Un programme de contrôle radiologique peut avoir divers objectifs, en fonction de la nature et de l'ampleur de la pratique concernée. Ces objectifs peuvent notamment être les suivants :

- a) Évaluer l'exposition des travailleurs et démontrer que les prescriptions réglementaires sont respectées.
- b) Confirmer l'efficacité des pratiques de travail (par exemple la qualité de la supervision et de la formation) et des normes techniques.
- c) Déterminer les conditions radiologiques sur le lieu de travail et évaluer si elles font l'objet d'un contrôle adéquat et si des changements concrets ont amélioré ou aggravé la situation.
- d) Évaluer et améliorer les procédures d'exploitation grâce à un examen des données de contrôle radiologique qui ont été recueillies pour les individus et les groupes. Ces données peuvent être utilisées pour mettre en évidence les aspects positifs et négatifs des procédures d'exploitation et des caractéristiques de conception, et contribuer ainsi à la mise au point de pratiques professionnelles plus sûres en matière de rayonnements.
- e) Communiquer des informations qui peuvent permettre aux travailleurs de comprendre comment, où et quand ils sont exposés, et les inciter à prendre des mesures pour réduire leur exposition.
- f) Communiquer des informations pour l'évaluation des doses en cas d'exposition accidentelle.

Les données de contrôle radiologique peuvent également être utilisées pour effectuer une analyse risques-avantages et venir compléter les dossiers médicaux.

3.99. Le contrôle radiologique peut présenter des avantages supplémentaires importants dans le domaine des relations du travail ou des relations publiques

(rassurer et motiver le personnel, par exemple), ou de la recherche scientifique (comme les données utilisées pour des études épidémiologiques), ou en donnant des informations utiles pour déterminer qui est responsable si des effets nocifs sur la santé apparaissent chez certains travailleurs. Ces considérations peuvent influencer sur des décisions relatives à la nature et à l'étendue du programme de contrôle radiologique, mais elles ne constituent pas à elles seules la principale justification d'un tel programme pour la protection et la sûreté.

Programme de contrôle radiologique

3.100. La mise en place d'un programme de contrôle radiologique incombe en premier lieu à la hiérarchie. Ce programme devrait être élaboré en concertation avec un expert qualifié approprié, à l'aide de l'évaluation radiologique préalable qui est présentée aux paragraphes 3.53 à 3.59, les prescriptions réglementaires étant dûment prises en compte.

3.101. Les programmes de contrôle radiologique peuvent être divisés et subdivisés en sept types différents. La première division concerne les objectifs du contrôle. À ce niveau, quatre types de contrôle radiologique peuvent être définis pour les besoins de la radioprotection :

- a) Le contrôle radiologique de routine, qui est associé à l'exploitation normale, est destiné à satisfaire aux prescriptions réglementaires et à démontrer que les conditions de travail, y compris les niveaux de dose individuelle, restent satisfaisantes.
- b) Le contrôle radiologique spécial est mené à des fins d'étude, généralement dans une situation pour laquelle la quantité d'informations est insuffisante pour garantir un contrôle adéquat. Il est destiné à fournir des informations détaillées servant à élucider un problème et à définir les procédures ultérieures. Il devrait normalement être entrepris au stade de la mise en service de nouvelles installations, à la suite de modifications importantes apportées aux installations ou aux procédures ou lorsque des opérations sont effectuées dans des circonstances anormales, par exemple en cas d'accident.
- c) Un contrôle radiologique de confirmation est mené lorsqu'il faut vérifier des hypothèses qui ont été formulées concernant les conditions d'exposition (par exemple pour confirmer l'efficacité des mesures de protection).
- d) Le contrôle radiologique lié à une tâche s'applique à une opération spécifique. Il fournit des données utiles à la prise de décisions immédiates sur la gestion d'une opération. Il peut aussi contribuer à l'optimisation de la protection.

3.102. Chacun de ces types de programmes de contrôle radiologique peut être subdivisé en fonction de l'objet du contrôle :

- a) Le contrôle radiologique individuel comprend les mesures fournies par l'équipement porté par les travailleurs ou la mesure des quantités de substances radioactives présentes dans leur organisme ou sur leur corps, et l'interprétation de ces mesures.
- b) Le contrôle radiologique du lieu de travail comprend les mesures faites dans l'environnement de travail et l'interprétation de ces mesures.

3.103. Le contrôle radiologique individuel peut lui-même être subdivisé en contrôle radiologique de l'exposition externe, de l'exposition interne et de la contamination de la peau. Le contrôle radiologique du lieu de travail peut être subdivisé en contrôle radiologique des rayonnements externes, de la contamination de l'air et de la contamination de surface. Les caractéristiques des programmes dépendent de facteurs comme le type et l'énergie des rayonnements ou les radionucléides concernés (voir section 7).

3.104. La conception du programme de contrôle radiologique devrait tenir compte des objectifs du programme, qui devraient être définis clairement et consignés. Elle devrait comprendre le cadre d'interprétation des résultats du contrôle radiologique et le lien entre ce cadre et les objectifs du programme. Ce cadre devrait être décrit dans un document. Pour le programme, il faudrait établir une distinction entre contrôle radiologique aux fins de la maîtrise des opérations et contrôle radiologique pour l'évaluation formelle de l'exposition en vue de satisfaire aux prescriptions réglementaires.

3.105. Le matériel à utiliser pour le programme de contrôle radiologique devrait être adapté aux types de rayonnements et à l'état des matières radioactives qui se trouvent sur le lieu de travail. Il devrait être étalonné pour satisfaire aux normes applicables. On trouvera dans la section 7 des orientations plus détaillées, y compris sur la fourniture de services de dosimétrie approuvés. Des orientations sur le système de gestion que doivent mettre en place les prestataires de services de dosimétrie figurent dans la section 8.

3.106. La conception et la mise en œuvre d'un programme de contrôle radiologique devraient être conformes aux prescriptions d'assurance de la qualité qui sont inscrites dans le système de gestion afin que les procédures soient mises en place et suivies correctement et que les dossiers soient rapidement constitués et soient tenus à jour. Le modèle du programme de contrôle radiologique devrait préciser les données qui devraient être conservées, et les procédures

correspondantes de conservation et de suppression des données. Tous ces aspects devraient être examinés régulièrement, à intervalles prédéfinis ou à la suite de toute modification importante du fonctionnement de l'installation ou des prescriptions réglementaires. L'objectif de ces examens devrait être de s'assurer que les activités de contrôle radiologique (type, fréquence et ampleur) sont menées à bon escient. Les informations devraient également servir à mettre en évidence les aspects positifs et négatifs des procédures d'exploitation et des caractéristiques de conception.

Contrôle radiologique individuel

3.107. La nécessité et la pertinence du contrôle radiologique individuel des travailleurs dépendent de certains facteurs, par exemple :

- a) la quantité de matières radioactives présentes et les radionucléides concernés ;
- b) l'état physique et la forme chimique des matières radioactives ;
- c) le type de confinement utilisé ;
- d) les opérations exécutées ;
- e) les niveaux attendus et les variations probables des doses ou des incorporations ;
- f) la complexité des procédures de mesure et des procédures d'interprétation du programme de mesure ;
- g) les conditions générales de travail.

Par exemple, les travailleurs qui participent à la manipulation de sources scellées (ou de sources dispersables qui se trouvent dans des conteneurs fermés, munis ou non d'un blindage) peuvent avoir besoin d'un contrôle radiologique pour l'exposition externe, mais pas pour l'exposition interne. Inversement, des travailleurs qui manipulent des radionucléides comme le ^3H , le ^{125}I ou le ^{239}Pu peuvent avoir besoin d'un contrôle radiologique pour l'exposition interne, mais pas pour l'exposition externe.

3.108. Généralement, un contrôle radiologique individuel est davantage nécessaire aux premières étapes d'une opération. À mesure que l'expérience sur le lieu de travail s'accumule, la nécessité d'un contrôle radiologique individuel de routine peut être examinée régulièrement pour décider de poursuivre le contrôle radiologique individuel ou juger que le contrôle radiologique du lieu de travail est suffisant pour assurer la radioprotection. Lorsque l'on détermine si le contrôle radiologique individuel est nécessaire, il faudrait également prendre en considération les possibilités d'exposition accidentelle.

3.109. S'agissant des travaux qui donnent lieu à une exposition interne, la décision de faire participer un travailleur à un programme de contrôle radiologique individuel devrait dépendre de la probabilité d'incorporation de radionucléides au-delà d'un seuil prédéfini. Si des procédures d'exploitation doivent être mises en place pour prévenir les incorporations ou en réduire la possibilité, une zone contrôlée devrait généralement être établie. Un contrôle radiologique individuel des incorporations de radionucléides ne devrait être effectué régulièrement que pour les travailleurs qui interviennent dans des zones classées comme zones contrôlées expressément pour le contrôle de la contamination et dans lesquelles les incorporations pourraient être importantes. Si l'expérience a montré qu'il est peu probable que les doses efficaces engagées résultant de l'exposition professionnelle due aux incorporations annuelles de radionucléides dépassent 1 mSv, le contrôle radiologique individuel peut être inutile, mais un contrôle radiologique du lieu de travail devrait être effectué. Les activités suivantes sont des exemples d'activités pour lesquelles un contrôle radiologique individuel de routine devrait être envisagé pour l'exposition interne :

- a) manipulation de grandes quantités de substances gazeuses ou volatiles, par exemple le tritium et ses composés chimiques dans le cadre d'une production à grande échelle, dans des réacteurs à eau lourde et pour la production de sources de lumière gazeuses ;
- b) traitement du plutonium et d'autres transuraniens ;
- c) maintenance d'installations de réacteur, qui peut entraîner une exposition due aux produits de fission et aux produits d'activation ;
- d) production de radio-isotopes en grandes quantités ;
- e) production et manipulation de grandes quantités de radiopharmaceutiques, comme le fluor 18 pour les diagnostics établis à l'aide de la tomographie à émission de positons ou l'iode 131 pour les thérapies ;
- f) extraction de minerais à forte teneur en uranium, traitement des concentrés d'uranium et production de combustible nucléaire ;
- g) traitement de concentrés de minerais comme la monazite, riche en thorium, et production de substances contenant du thorium.

3.110. Pour obtenir l'exactitude et la précision requises, la dosimétrie individuelle devrait autant que possible être effectuée par un service de dosimétrie approuvé. L'organisme de réglementation devrait envisager d'instaurer une procédure nationale d'agrément qui permettrait d'approuver des services de dosimétrie. Le système de gestion que doivent mettre en place les prestataires de services de dosimétrie est présenté dans la section 8.

3.111. Pour les personnes qui font de brèves et rares visites dans des zones contrôlées, un contrôle radiologique individuel peut être effectué, mais il n'est pas indispensable. Les conditions radiologiques dans les zones contrôlées visitées (par exemple des données issues du contrôle radiologique du lieu de travail ou du contrôle radiologique individuel des personnes qui accompagnent les visiteurs) et la durée de visite dans ces zones devraient néanmoins être consignées.

Contrôle radiologique du lieu de travail

3.112. Les prescriptions relatives au contrôle radiologique du lieu de travail figurent aux paragraphes 3.96 à 3.98 de la publication GSR Part 3 [2] :

« 3.96. Les titulaires d'enregistrements et de licences, au besoin en coopération avec les employeurs, établissent, maintiennent et gardent à l'examen un programme de surveillance du lieu de travail, sous la direction d'un responsable de la radioprotection ou d'un expert qualifié.

3.97. Le type et la fréquence de la surveillance du lieu de travail :

- a) Sont tels qu'ils permettent :
 - i) D'évaluer les conditions radiologiques sur tous les lieux de travail ;
 - ii) D'évaluer les expositions dans les zones contrôlées et les zones surveillées ;
 - iii) De réexaminer la classification des zones contrôlées et des zones surveillées ;
- b) Sont basés sur le débit de dose, la concentration de l'activité ambiante et de la contamination de surface, y compris leurs fluctuations prévisibles, ainsi que sur la probabilité et la valeur des expositions au cours d'incidents de fonctionnement prévus et de conditions accidentelles.

3.98. Les titulaires d'enregistrements et de licences, au besoin en coopération avec les employeurs, consignent les données recueillies dans le cadre du programme de surveillance du lieu de travail. Ces données sont mises à la disposition des travailleurs, par l'intermédiaire de leurs représentants le cas échéant. »

3.113. Les programmes de contrôle radiologique du lieu de travail devraient préciser :

- a) les grandeurs à mesurer ;
- b) où et quand les mesures doivent être effectuées, et à quelle fréquence ;
- c) les méthodes et les procédures de mesure les plus appropriées ;
- d) les niveaux d'investigation et les actions qui doivent être engagées s'ils sont dépassés.

3.114. Les résultats et les conclusions du contrôle radiologique du lieu de travail devraient être consignés et mis à la disposition de la hiérarchie et des travailleurs, par l'intermédiaire de leurs représentants s'il y a lieu. Ces informations devraient être utilisées pour les évaluations préalables ou postérieures à un emploi, la planification des tâches, le contrôle de la contamination et la gestion des opérations de contrôle radiologique. Les évolutions importantes des résultats du contrôle radiologique devraient être détectés et les tendances devraient être analysées périodiquement. Des mesures correctives devraient être prises en tant que de besoin. Les données consignées devraient :

- a) montrer que la réglementation est respectée ;
- b) faire apparaître les modifications importantes de l'environnement de travail ;
- c) donner des détails sur les études radiologiques effectuées, comme la date, l'heure, l'emplacement, le débit de dose, la concentration d'activité dans l'air, les appareils utilisés, la personne qui a procédé aux mesures et d'autres informations ;
- d) donner des détails sur tous les rapports reçus au sujet du lieu de travail et montrant qu'il existe un risque de non-respect des prescriptions applicables ;
- e) donner des détails sur toutes les actions appropriées qui ont été engagées.

3.115. Il faudrait accorder une attention particulière au choix et à l'utilisation des appareils afin que leurs caractéristiques de performance soient adaptées à la situation particulière de contrôle radiologique du lieu de travail. La section 7 contient des orientations sur les considérations relatives à l'acquisition, à l'utilisation, à la maintenance et au test des appareils de contrôle radiologique du lieu de travail.

Évaluation de l'exposition

3.116. Les prescriptions particulières qui s'appliquent à l'évaluation de l'exposition professionnelle sont énoncées aux paragraphes 3.99 à 3.102 de la publication GSR Part 3 [2] :

« 3.99. Les employeurs, ainsi que les travailleurs indépendants, et les titulaires d'enregistrements et de licences sont chargés de prendre des dispositions pour évaluer l'exposition professionnelle des travailleurs à partir d'une surveillance individuelle, selon qu'il convient, et veillent à ce que des arrangements soient conclus avec des prestataires de services de dosimétrie autorisés ou approuvés appliquant un système de gestion de la qualité.

3.100. Les travailleurs qui travaillent habituellement dans une zone contrôlée, ou qui travaillent occasionnellement dans une zone contrôlée et sont susceptibles de recevoir une dose importante résultant de l'exposition professionnelle, font l'objet d'une surveillance individuelle lorsque cette méthode est adaptée, adéquate et applicable. Dans les cas où elle ne l'est pas, l'exposition professionnelle des travailleurs est évaluée d'après les résultats de la surveillance du lieu de travail et les informations concernant les endroits où les travailleurs ont subi une exposition et la durée de celle-ci³³.

3.101. Pour les travailleurs qui travaillent régulièrement dans une zone surveillée ou qui n'entrent qu'occasionnellement dans une zone contrôlée, l'exposition professionnelle est évaluée d'après les résultats de la surveillance du lieu de travail ou de la surveillance individuelle, selon le cas.

3.102. Les employeurs veillent à ce que les travailleurs qui peuvent être exposés à une contamination, y compris ceux qui utilisent des appareils respiratoires, soient identifiés. Ils organisent une surveillance appropriée dans la mesure nécessaire pour prouver l'efficacité des mesures de protection et de sûreté et évaluer l'incorporation de radionucléides et les doses efficaces engagées.

³³ La distinction faite entre les types de travailleurs aux paragraphes 3.100 et 3.101 aux fins de la surveillance présente des similitudes avec celle qui est faite entre les travailleurs des catégories A et B dans la législation de l'Union européenne [voir réf. [21]]. »

3.117. Une évaluation individuelle de l'exposition des travailleurs dans des conditions normales et dans des conditions anormales prévisibles devrait être envisagée si, pour une seule composante de l'exposition (par exemple une irradiation photonique très pénétrante, une irradiation neutronique ou une exposition interne), la dose efficace annuelle correspondante devait être supérieure à 1 mSv. Il faudrait également tenir compte de la probabilité et de la valeur des expositions potentielles.

3.118. En général, lorsque la valeur ou la variabilité de l'exposition risque d'être élevée, la radioexposition individuelle d'un travailleur devrait être évaluée à partir des résultats du contrôle radiologique individuel. Il arrive parfois que cette méthode ne soit pas applicable ou envisageable, surtout pour l'évaluation de l'exposition interne. Il faudrait alors recourir au contrôle radiologique du lieu de travail. Dans ce cas, le programme de contrôle radiologique devrait donner des informations détaillées sur les déplacements du travailleur et sur les variations spatiales et temporelles des concentrations dans l'air à proximité immédiate du travailleur. Il faudrait si possible utiliser des données de caractérisation du lieu de travail qui soient propres au site plutôt que des valeurs par défaut.

3.119. Pour les travaux qui présentent un risque d'exposition interne, il peut être nécessaire de définir un niveau de concentration d'activité dans l'air ou d'incorporation d'activité dans l'organisme qui serait utilisé pour déterminer si une exposition individuelle importante pourrait avoir lieu. Lors de la fixation de ce niveau, les matières radioactives et voies d'exposition particulières du lieu de travail concerné devraient être prises en compte dans la mesure du possible. Si le niveau est dépassé, des mesures directes supplémentaires de l'exposition interne de l'individu peuvent être nécessaires. Elles peuvent également être souhaitables s'il subsiste un doute quant au fait de savoir si l'exposition évaluée pour les conditions particulières du lieu de travail est suffisamment fiable.

3.120. Pour toute évaluation de l'exposition professionnelle, il faudrait estimer la fiabilité des procédures ou des dispositifs particuliers de contrôle radiologique qui sont utilisés pour déterminer l'exposition externe et interne. L'objectif devrait être de constituer un dossier raisonnablement complet sur les expositions qui sont crédibles et ont été évaluées en bonne et due forme. Il faudrait tenir compte des facteurs qui influent sur l'exactitude de l'évaluation. Les critères d'exactitude à appliquer aux mesures et à leur interprétation devraient être définis, et des mesures raisonnables et appropriées devraient être prises pour quantifier et réduire au minimum les incertitudes.

3.121. La section 7 contient des orientations plus détaillées sur l'évaluation de l'exposition.

Niveaux d'investigation

3.122. L'expérience d'une situation particulière montre parfois qu'il faut examiner les procédures et la performance. Cette expérience peut être qualitative (comme la constatation que la fréquence des petites contaminations a peut-être augmenté) ou quantitative (par exemple une tendance observée dans les résultats

des programmes de contrôle radiologique). L'exploitation de l'expérience quantitative peut être facilitée par l'application de niveaux d'investigation aux résultats du contrôle radiologique individuel et du contrôle radiologique du lieu de travail. Un niveau d'investigation est défini comme la « [v]aleur d'une grandeur, telle que la dose efficace, l'incorporation ou la contamination par unité de volume ou de surface, à laquelle ou au-dessus de laquelle il faudrait procéder à une investigation » [2].

3.123. Les niveaux d'investigation, outils à la disposition de la hiérarchie, jouent un rôle important dans les programmes de contrôle radiologique. Ils devraient être définis lors de la planification des activités et peuvent être revus en fonction de l'expérience d'exploitation. À des fins réglementaires, l'organisme de réglementation peut également souhaiter fixer un niveau d'investigation général pour les expositions individuelles. Des niveaux d'investigation peuvent être établis pour presque toutes les grandeurs mesurables qui concernent l'individu ou l'environnement de travail. Ils devraient être définis par la hiérarchie dans le programme de radioprotection, l'objectif étant de faciliter la maîtrise des opérations et des expositions.

3.124. Les niveaux d'investigation ne devraient être utilisés que de manière rétrospective et ne devraient pas être confondus avec les contraintes de dose. Si un niveau d'investigation est dépassé, un examen devrait être entrepris pour déterminer les causes de cette situation et étudier les dispositions relatives à la protection et à la sûreté et les raisons pour lesquelles la valeur est dépassée. Cet examen peut conduire à l'instauration de mesures supplémentaires pour garantir la protection et la sûreté. Il devrait avoir pour objectif de tirer les enseignements qui peuvent être utiles pour de futures opérations et de déterminer si des mesures supplémentaires sont nécessaires pour améliorer les dispositions relatives à la protection et à la sûreté qui sont en vigueur.

3.125. La hiérarchie devrait fixer les niveaux d'investigation en s'appuyant sur une connaissance de la situation sur le lieu de travail, des niveaux et de la variabilité attendus des grandeurs mesurées (comme la dose efficace ou l'incorporation), et du type et de la fréquence du contrôle radiologique. La valeur d'un niveau d'investigation devrait être compatible avec les objectifs du programme de contrôle radiologique et avec le type d'investigation qui sera entrepris. Elle peut être définie à partir d'une fraction de la limite de dose applicable et devrait correspondre à la période temporelle sur laquelle porte le résultat du contrôle radiologique individuel. Par exemple, un niveau d'investigation pour une opération courante faisant l'objet d'un contrôle radiologique de routine peut être fixé à partir d'une dose efficace engagée de 5 mSv par suite des incorporations

sur un an. Pour N intervalles par an entre deux contrôles radiologiques, le niveau d'investigation NI_j (en becquerels) pour l'incorporation du radionucléide j entre deux contrôles radiologiques serait donné par la formule suivante :

$$NI_j = \frac{0,005}{N \cdot e(g)_j} \quad 19)$$

où $e(g)_j$ est le coefficient de dose pour l'inhalation ou l'ingestion du radionucléide j , selon le cas (en sieverts ou en becquerels). Il faudrait établir la valeur du niveau d'investigation en tenant compte des autres sources d'exposition.

3.126. Un niveau peut être fixé pour des individus qui participent à une opération particulière, ou peut être déterminé précisément pour les personnes qui se trouvent sur un lieu de travail, sans référence à une opération particulière. Ce dernier cas est particulièrement pertinent lorsque des individus sont exposés à plusieurs sources différentes sur un lieu de travail ou participent à plusieurs tâches au travail.

3.127. La hiérarchie devrait désigner les personnes qui seront chargées d'entreprendre une investigation lorsqu'elle sera nécessaire. L'objectif de chaque niveau d'investigation et les actions correspondantes devraient être définis à l'avance avec précision. L'investigation devrait porter sur :

- a) les circonstances ayant conduit à l'exposition suspectée ;
- b) la vérification des résultats dosimétriques ;
- c) la probabilité que les limites ou les niveaux de dose puissent être dépassés à l'avenir dans les conditions de travail actuelles ;
- d) les mesures correctives à prendre.

3.128. Le contrôle radiologique du lieu de travail peut prendre la forme de mesures des débits de dose, des niveaux de contamination, des concentrations d'activité dans l'air ou de plusieurs de ces grandeurs. Pour le contrôle radiologique du lieu de travail, les niveaux d'investigation devraient être fixés par la hiérarchie en fonction des niveaux attendus et de l'expérience d'exploitation. Une valeur de la contamination de surface (activité par unité de surface) correspondant à une partie de la limite de dose applicable peut être utile pour indiquer l'importance de mesures particulières et pourrait donc servir de niveau d'investigation pour faire apparaître une détérioration des conditions radiologiques sur le lieu de travail.

Niveaux d'enregistrement

3.129. Pendant le contrôle radiologique de routine du lieu de travail ou des individus, une grande quantité de données produites ont peu d'importance quantitative lorsqu'elles sont converties en dose efficace (ou équivalente). Un niveau d'enregistrement est un niveau de dose, d'exposition ou d'incorporation, spécifié par l'organisme de réglementation, auquel ou au-dessus duquel il faut inscrire dans les dossiers d'exposition individuels des travailleurs les valeurs des doses, expositions ou incorporations qu'ils ont subies (voir par. 3.105 b), de la publication GSR Part 3 [2]). Par exemple, le niveau d'enregistrement pour une incorporation d'un radionucléide pourrait être fixé de telle manière qu'il corresponde à une dose efficace engagée de 1 mSv par suite des incorporations sur un an. Ainsi, pour N intervalles par an entre deux contrôles radiologiques, le niveau d'enregistrement NE_j (en becquerels) pour l'incorporation du radionucléide j entre deux contrôles radiologiques serait donné par la formule suivante :

$$RL_j = \frac{0,001}{N \cdot e(g)_j} \quad 20)$$

En cas d'exposition des travailleurs à des rayonnements de plus d'un type ou due à plusieurs radionucléides, la contribution de chaque type de rayonnement ou de chaque type de radionucléide devrait être prise en compte lors du choix du niveau d'enregistrement pour chaque contribution à la dose, à l'exposition ou à l'incorporation. En cas de contrôle radiologique individuel de l'exposition externe, le niveau d'enregistrement est généralement le niveau minimum de détection.

3.130. Pour l'évaluation de la dose interne, si la dose ou l'incorporation est inférieure au niveau d'enregistrement, le résultat de la mesure devrait quand même être consigné dans le dossier dosimétrique du lieu de travail ou de l'individu concerné.

Niveaux d'investigation et d'enregistrement dérivés

3.131. Il peut être opportun d'exprimer les niveaux d'investigation et d'enregistrement sous la forme des grandeurs réellement mesurées (c'est-à-dire les activités des radionucléides mesurées dans l'organisme ou dans des échantillons d'excreta). Ces valeurs sont respectivement appelées niveau d'investigation dérivé (NID) et niveau d'enregistrement dérivé (NED). Il s'agit des valeurs qui correspondent aux niveaux d'investigation ou d'enregistrement

pour des paramètres comme la dose efficace engagée ou l'incorporation de radionucléides. Pour l'incorporation de radionucléides, le NID et le NED, calculés séparément pour chaque radionucléide, sont propres à l'état physique et à la forme chimique du radionucléide sur le lieu de travail et dépendent de la période écoulée entre le moment de l'incorporation et le moment où la mesure est effectuée. Pour les exemples qui sont présentés dans les formules 19) et 20) :

$$\text{DIL}_j = \frac{0,005}{N \cdot e(g)_j} m(t_0)_j \quad 21)$$

$$\text{DRL}_j = \frac{0,001}{N \cdot e(g)_j} m(t_0)_j \quad 22)$$

où $m(t_0)_j$ est la partie de l'incorporation du radionucléide j qui reste dans l'organisme ou dans l'échantillon d'excreta après la durée t_0 . Pour calculer la valeur de t_0 , on suppose généralement que l'incorporation a lieu au milieu de l'intervalle qui sépare deux contrôles radiologiques, auquel cas :

$$t_0 = \frac{365}{2N} \text{ jours} \quad 23)$$

Dossiers sur l'exposition professionnelle

3.132. La tenue des dossiers est un aspect essentiel du contrôle radiologique individuel, comme l'affirment les paragraphes 3.103 et 3.106 de la publication GSR Part 3 [2] :

« 3.103. Les employeurs et les titulaires d'enregistrements et de licences tiennent des dossiers sur l'exposition professionnelle³⁴ de chaque travailleur dont l'évaluation est requise en application des paragraphes 3.99 à 3.102.

[...]

3.106. Les employeurs et les titulaires d'enregistrements et de licences :

- a) Donnent aux travailleurs accès aux dossiers sur leur propre exposition professionnelle ;
- b) Donnent au responsable du programme de surveillance de la santé des travailleurs, à l'organisme de réglementation et à l'employeur

concerné accès aux dossiers sur l'exposition professionnelle des travailleurs ;

- c) Facilitent la transmission aux nouveaux employeurs de copies des dossiers d'exposition des travailleurs lorsque ceux-ci changent d'emploi ;
- d) Prennent des dispositions pour que les dossiers d'exposition d'anciens travailleurs soient conservés par l'employeur ou le titulaire d'enregistrement ou de licence, selon le cas ;
- e) En se conformant aux dispositions des alinéas a) à d), s'attachent, avec le soin et l'attention voulus, à préserver le caractère confidentiel des dossiers.

³⁴ Les dossiers sur l'exposition professionnelle sont aussi appelés "dossiers d'exposition" ou "dossiers sur les doses". »

3.133. La hiérarchie devrait mettre en place une procédure qui précise comment les données et les résultats du contrôle radiologique doivent être communiqués, quels niveaux de dose doivent être consignés et quels documents et dossiers sur l'exposition professionnelle doivent être conservés. Le prestataire de services de dosimétrie a généralement peu de contacts directs avec les travailleurs et les membres de la hiérarchie présents dans l'installation. Les résultats du contrôle radiologique sont néanmoins souvent utilisés par la hiérarchie pour conseiller le personnel ayant des responsabilités en matière de radioprotection opérationnelle sur la question de savoir quand une intervention auprès des travailleurs, par exemple un prélèvement d'échantillons de suivi ou une restriction d'activités, est nécessaire. Une étroite coopération entre les personnes qui participent aux différents aspects des programmes de contrôle radiologique et des programmes de protection est donc indispensable.

3.134. Les dossiers sur l'exposition professionnelle individuelle devraient contenir toutes les doses équivalentes ou les incorporations évaluées, y compris les doses à la peau et au cristallin, s'il y a lieu. Ils devraient également comprendre des informations détaillées sur tout rôle joué dans des événements anormaux, même si aucune estimation de l'exposition n'a pu être effectuée. Les objectifs, les méthodes de contrôle radiologique et les modèles utilisés pour l'analyse et l'interprétation des données devraient être consignés, car ils peuvent être nécessaires pour une future interprétation des dossiers sur l'exposition professionnelle. La traçabilité des mesures et de l'évaluation des expositions est indispensable.

3.135. Le programme de contrôle radiologique devrait mentionner les périodes pendant lesquelles le contrôle radiologique et l'évaluation de l'exposition sont

effectués, que ce soit par des dosimètres ou dans le cadre du programme de prélèvement d'échantillons. Lorsque les expositions évaluées pour ces périodes sont identifiables séparément, des dossiers sur l'exposition professionnelle devraient être constitués.

3.136. Les dossiers sur l'exposition professionnelle devraient être tenus à jour et des procédures devraient être mises en place afin que les évaluations de l'exposition soient consignées sans délai dans le dossier d'exposition pour toutes les périodes de contrôle radiologique.

3.137. Les systèmes où sont enregistrés les dossiers doivent pouvoir produire des informations sur l'évaluation de l'exposition professionnelle pour toute période de présentation de données qui est définie dans le programme de radioprotection ou pour laquelle l'organisme de réglementation exige des informations. Si un travailleur change d'emploi, le dossier sur l'exposition professionnelle devrait être mis à jour et complété sans délai.

3.138. Les dossiers sur les doses devraient être facilement accessibles et être protégés contre la perte. Une telle protection est généralement obtenue en conservant des copies des dossiers dans des endroits bien séparés, de telle manière qu'un seul incident ne puisse détruire à la fois les copies et les originaux. Les dossiers devraient être regroupés pour chaque individu contrôlé, être complets et exacts, mentionner le site, l'objectif, la date et l'auteur, et être lisibles et intelligibles pour une personne qualifiée. Il faudrait tenir compte de toute prescription nationale applicable ou de tout accord international sur la confidentialité des dossiers individuels.

3.139. Si les employeurs et les titulaires d'enregistrements et de licences cessent d'exercer des activités donnant lieu à une exposition professionnelle des travailleurs, ils devraient prendre des dispositions pour que les dossiers sur l'exposition professionnelle de ces derniers soient conservés par l'organisme de réglementation, par un service public d'archives ou par l'employeur ou le titulaire d'enregistrement ou de licence concerné, selon le cas.

3.140. La section 7 contient des orientations plus détaillées pour les dossiers sur l'exposition professionnelle.

Information, formation théorique et pratique

3.141. Le paragraphe 3.110 de la publication GSR Part 3 [2] stipule ce qui suit :

« Les employeurs, en coopération avec les titulaires d'enregistrements et de licences :

- a) Fournissent à tous les travailleurs des informations adéquates sur les risques pour la santé de leur exposition professionnelle en fonctionnement normal, pendant les incidents de fonctionnement prévus et les conditions accidentelles, leur dispensent une formation théorique et pratique adéquate, complétée par un recyclage périodique, en matière de protection et de sûreté, et leur donnent des informations adéquates sur la portée de leurs actes du point de vue de la protection et de la sûreté ;
- b) Fournissent aux travailleurs qui pourraient être impliqués dans ou concernés par une intervention d'urgence les informations pertinentes et leur dispensent une formation théorique et pratique appropriée, complétée par un recyclage périodique, en matière de protection et de sûreté ;
- c) Tiennent des dossiers sur la formation dispensée aux travailleurs. »

3.142. Il incombe à la hiérarchie de veiller à ce que les travailleurs qui peuvent être professionnellement exposés aux rayonnements et les personnes qui se sont vu confier des responsabilités dans le cadre du programme de radioprotection reçoivent des informations générales sur la radioprotection et suivent une formation dans ce domaine. S'il y a lieu, cette formation devrait également être organisée pour les représentants des travailleurs et les membres des comités de sûreté compétents.

3.143. La direction devrait recevoir une formation sur les risques associés aux rayonnements, sur les principes fondamentaux de protection et de sûreté, sur ses responsabilités essentielles en matière de gestion des risques radiologiques et sur les principaux éléments du programme de radioprotection.

3.144. Les formations destinées aux travailleurs qui utilisent directement des sources de rayonnements devraient permettre de leur communiquer des informations pertinentes, présentées sous forme de documents, et devraient comprendre des conférences des formations pratiques et une formation en cours d'emploi qui met l'accent sur les procédures propres au poste du travailleur concerné. Les formations destinées aux travailleurs considérés comme exposés professionnellement devraient traiter les sujets à un niveau de détail adapté au poste des travailleurs et au risque existant. Les formations devraient par exemple porter sur les thèmes suivants :

- a) principaux risques associés aux rayonnements ionisants ;
- b) grandeurs et unités fondamentales utilisées en radioprotection ;
- c) prescriptions relatives à la radioprotection (notamment l'optimisation de la protection et la limitation des doses) ;
- d) règles fondamentales de la radioprotection en pratique (comme l'utilisation des équipements de protection individuels, le blindage et le comportement à adopter dans les zones classées) ;
- e) questions liées à des tâches particulières ;
- f) responsabilité d'avertir immédiatement une personne préalablement désignée si un fait imprévu provoquant une augmentation du risque radiologique se produit ;
- g) s'il y a lieu, actions qu'il peut être nécessaire d'engager en cas d'accident.

3.145. Lorsque des travaux donnant lieu à une exposition importante aux rayonnements doivent être entrepris, il faudrait envisager d'organiser des formations sur des maquettes ou des simulateurs afin de s'assurer que les travaux seront exécutés de la manière la plus fluide possible, que tous les risques inutiles seront évités et que les périodes d'exposition seront réduites au minimum.

3.146. Les travailleurs qui pourraient ne pas être exposés professionnellement, mais dont les actions peuvent avoir un effet sur le niveau d'exposition d'autres travailleurs ou de personnes du public (comme les concepteurs, les ingénieurs et les planificateurs), devraient recevoir des informations pertinentes sur les principes de la protection et de la sûreté. Ils devraient également être formés sur la manière de tenir compte des prescriptions relatives à la protection et à la sûreté pour leurs activités, afin d'optimiser la protection d'autres personnes.

3.147. Les individus dont les fonctions sont accessoires par rapport à l'utilisation des rayonnements, comme les gardiens ou le personnel de sécurité, et d'autres individus qui pourraient passer de courts moments dans des zones où une exposition est possible devraient recevoir des informations générales sur les risques et sur les mesures préventives à prendre. Pour ces personnes, il suffit de prévoir une brève discussion sur des points comme l'utilisation du temps et des distances pour limiter l'exposition, un examen qualitatif des risques que l'exposition peut leur faire courir et des instructions concernant les actions interdites, exigées ou recommandées.

3.148. Les prescriptions particulières de la publication GSR Part 3 [2] concernant les travailleuses qui pourraient entrer dans des zones contrôlées ou des zones surveillées sont abordées aux paragraphes 6.2 à 6.20. La hiérarchie devrait envisager que des informations et des formations supplémentaires

pourraient être nécessaires en cas de modification des conditions de travail, afin de réduire l'exposition de l'embryon, du fœtus ou du nourrisson allaité, à la suite d'une déclaration de grossesse.

3.149. Il faudrait accorder une attention particulière aux prestataires extérieurs, y compris les sous-traitants et les travailleurs itinérants. Les employeurs devraient coopérer afin de veiller à ce que les prestataires extérieurs, y compris les sous-traitants et les travailleurs itinérants, disposent des informations nécessaires et suivent une formation appropriée (voir par. 6.73 à 6.76).

3.150. Les connaissances des travailleurs sur les principes fondamentaux de la protection et de la sûreté, leur niveau de formation et les compétences qui leur permettent d'exécuter leurs tâches particulières devraient être évalués et devraient être jugés suffisants avant qu'une tâche ne leur soit confiée sans encadrement. La hiérarchie devrait mettre en place un processus d'évaluation des connaissances, du niveau de formation et des compétences des travailleurs.

3.151. Les programmes relatifs aux informations et à la formation sur la protection et la sûreté devraient être décrits et approuvés à un niveau approprié au sein de l'organisation. Ces programmes devraient être examinés périodiquement afin qu'ils restent à jour. Un dossier structuré sur la formation suivie par chaque travailleur et les tests qu'il a passés devrait être tenu à jour et conservé pendant une durée appropriée après la fin du contrat de travail. Un recyclage périodique devrait être organisé afin de s'assurer que les travailleurs disposent des connaissances les plus récentes concernant leurs tâches et qu'ils restent vigilants au sujet des risques sur le lieu de travail. Un recyclage devrait également être effectué lorsque la politique ou les procédures sont sensiblement modifiées. La formation devrait être régulièrement mise à jour.

3.152. Des orientations supplémentaires sur la formation théorique et pratique des travailleurs figurent dans la publication intitulée « Établissement de la compétence en radioprotection et dans l'utilisation sûre des sources de rayonnements » [22] (collection Normes de sûreté de l'AIEA n° RS-G-1.4).

Qualification et habilitation du personnel

3.153. Les travailleurs qui doivent disposer de solides compétences dans un domaine professionnel particulier où entrent en jeu des sources scellées, des sources non scellées ou des générateurs de rayonnements devraient posséder les qualifications requises et, au besoin, être titulaires de l'habilitation applicable. Il s'agit par exemple des radiodiagnosticiens, des utilisateurs d'appareils de

radiographie industrielle et des opérateurs de télémanipulateurs maître-esclave pour les sources de rayonnements en cellule chaude.

3.154. L'organisme de réglementation devrait donner des orientations sur les prescriptions applicables aux qualifications pour chaque catégorie d'emploi. Ces orientations devraient mentionner le niveau d'études minimal, les prescriptions minimales en matière de formation et de recyclage, et le niveau minimal d'expérience pour chaque catégorie d'emploi. En outre, l'organisme de réglementation devrait faire appliquer des prescriptions concernant la reconnaissance des qualifications relatives à certaines tâches et attributions, comme celles des responsables de la radioprotection. Sinon, l'organisme de réglementation devrait, s'il y a lieu, examiner et approuver les propositions formulées par la hiérarchie au sujet des prescriptions pour la formation.

3.155. Une fois la formation requise achevée avec succès et la durée d'expérience professionnelle nécessaire écoulée, la qualification du travailleur peut être officiellement reconnue. La reconnaissance de cette qualification peut être accordée par l'employeur, par l'organisme de réglementation ou par une commission, une société ou une instance professionnelle ou universitaire.

3.156. L'organisme de réglementation peut trouver judicieux et commode de reconnaître certains centres de formation et cours pour leur qualité et leur caractère approprié. Cette reconnaissance peut prendre la forme officielle d'un agrément.

Audits et examens

3.157. Le programme de radioprotection devrait être évalué régulièrement. Des audits et des examens des activités menées dans le cadre de ce programme devraient être organisés en fonction du statut et de l'importance de l'activité concernée. Le système de gestion (voir par 2.23 à 2.26) devrait prévoir un processus pour ces évaluations, afin de détecter et de corriger les problèmes d'administration et de gestion qui pourraient faire obstacle aux objectifs du programme. Les audits et les examens devraient être menés par des personnes qui sont techniquement capables d'évaluer les processus et les procédures concernés, mais qui n'exercent aucune responsabilité directe pour ces activités. Il peut s'agir de membres du personnel qui travaillent dans d'autres domaines au sein de l'organisation, mais une évaluation indépendante par d'autres organisations peut également présenter des avantages. L'objectif de ces évaluations est d'améliorer l'efficacité et l'efficience du programme de radioprotection.

3.158. Les audits et les examens devraient se dérouler conformément à des procédures écrites et à des listes de contrôle. Ils devraient être réalisés lorsqu'une ou plusieurs des conditions suivantes s'appliquent :

- a) l'organisme de réglementation l'exige ;
- b) une évaluation indépendante et systématique du programme est jugée nécessaire par la hiérarchie ;
- c) après la mise en œuvre d'un nouveau programme de radioprotection ou d'éléments importants du programme de radioprotection ;
- d) des modifications notables sont apportées à des parties opérationnelles du programme de radioprotection, par exemple une réorganisation importante ou une révision des procédures ;
- e) ils sont nécessaires pour contrôler la mise en œuvre de plusieurs mesures correctives répertoriées auparavant.

EXPOSITION DES TRAVAILLEURS DUE À DES SOURCES NATURELLES

Applicabilité des prescriptions relatives aux situations d'exposition planifiée

3.159. Selon le paragraphe 3.4 de la publication GSR Part 3 [2], l'exposition professionnelle due à des sources naturelles est généralement soumise aux prescriptions applicables aux situations d'exposition existante (voir la section 5). C'est toujours le cas lorsque l'exposition est due aux « radionucléides d'origine naturelle, quelle que soit leur concentration d'activité, dans des marchandises, y compris les denrées alimentaires, les aliments pour animaux, l'eau de boisson, les engrais et amendements agricoles, ainsi que les matériaux de construction, de même que les matières radioactives résiduelles dans l'environnement » (par. 5.1 c) ii) de la publication GSR Part 3 [2]). En cas d'exposition professionnelle due à des radionucléides naturels présents dans des matières autres que ces produits du quotidien et due à des radionucléides résiduels dans l'environnement (ces « autres » matières étant essentiellement issues de processus industriels), les prescriptions applicables dépendent des concentrations d'activité des radionucléides comme suit :

- a) Si, dans une matière utilisée pour un processus, la concentration d'activité d'un radionucléide de la famille radioactive de l'uranium 238 ou du thorium 232 est supérieure à 1 Bq/g ou si la concentration d'activité du potassium 40 dépasse 10 Bq/g, l'activité industrielle concernée est

considérée comme une pratique et les prescriptions relatives aux situations d'exposition planifiée s'appliquent.

- b) Si, dans toutes les matières utilisées pour un processus, les concentrations d'activité de tous les radionucléides de la famille radioactive de l'uranium 238 et du thorium 232 sont inférieures ou égales à 1 Bq/g et si la concentration d'activité du potassium 40 est inférieure ou égale à 10 Bq/g, la matière n'est pas considérée comme une matière radioactive naturelle, l'activité industrielle concernée n'est pas considérée comme une pratique et les prescriptions relatives aux situations d'exposition existante s'appliquent.

3.160. Les critères qui figurent au paragraphe 3.159 correspondent (en ordre de grandeur) aux limites supérieures des concentrations d'activité dans un sol normal [23], comme l'illustre la figure 3 pour les radionucléides de la famille radioactive de l'uranium 238 et du thorium 232. Cette figure montre de façon évidente que de nombreux minerais exploités commercialement présentent des

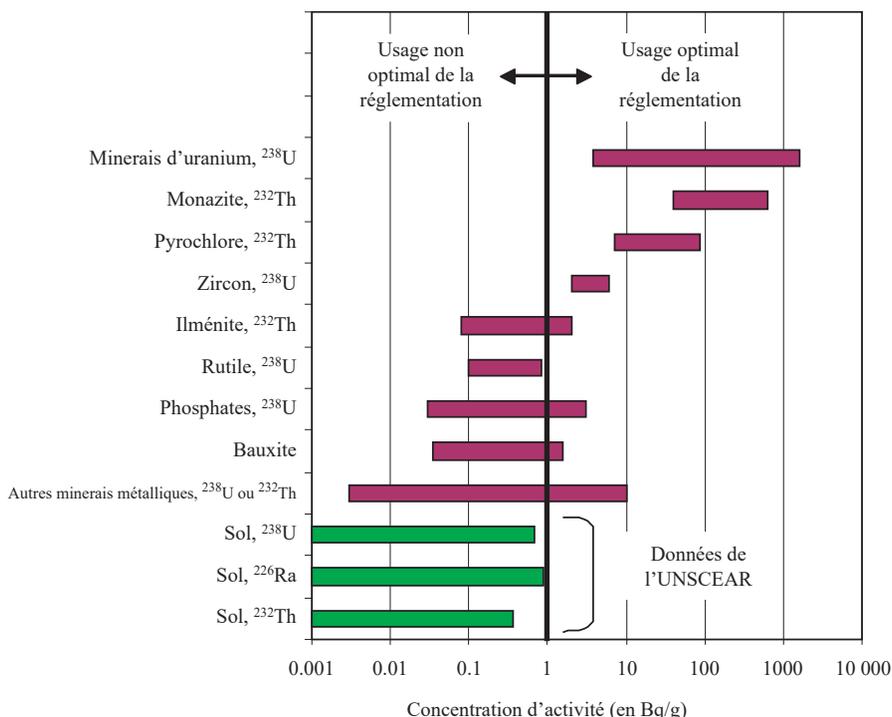


FIG. 3. Concentrations d'activité de radionucléides dans des matières naturelles.

concentrations d'activité en uranium 238 et en thorium 232 inférieures à 1 Bq/g et qu'il n'est pas nécessaire de les considérer comme des matières radioactives naturelles sur le plan réglementaire.

3.161. L'exposition due au radon sur le lieu de travail est normalement soumise aux prescriptions applicables aux situations d'exposition existante. Néanmoins, d'après le paragraphe 3.4 de la publication GSR Part 3 [2], les prescriptions relatives aux situations d'exposition planifiée s'appliquent :

- a) à l'exposition due au radon 222, au radon 220 et à leurs produits de filiation sur les lieux de travail où l'exposition professionnelle due à d'autres radionucléides de la famille radioactive de l'uranium 238 ou du thorium 232 est contrôlée en tant que situation d'exposition planifiée ;
- b) à l'exposition due au radon 222 et à ses produits de filiation sur les lieux de travail où la concentration d'activité moyenne annuelle de cet isotope dans l'air reste supérieure au niveau de référence (voir par. 5.19 à 5.23).

Les produits de filiation du radon 222 auxquels il est fait allusion au paragraphe 3.161 a) et b), sont le ^{218}Po , le ^{214}Pb , le ^{214}Bi et le ^{214}Po . Les produits de filiation du radon 220 auxquels il est fait allusion au paragraphe 3.161 a), sont le ^{216}Po , le ^{212}Pb , le ^{212}Bi , le ^{212}Po et le ^{208}Tl . On trouvera des informations plus détaillées sur le radon 222, le radon 220 et leurs produits de filiation aux paragraphes 5.45 à 5.51.

3.162. Compte tenu des critères qui sont présentés aux paragraphes 3.159 et 3.161 et des mesures de l'exposition professionnelle actuellement publiées, les activités industrielles suivantes sont ou peuvent être soumises aux prescriptions qui concernent les situations d'exposition planifiée [24] :

- a) extraction et traitement du minerai d'uranium ;
- b) extraction des terres rares [25] ;
- c) production et utilisation du thorium et de ses composés ;
- d) production du niobium et du ferro-niobium ;
- e) extraction de minerais autres que le minerai d'uranium ;
- f) production de pétrole et de gaz [26] ;
- g) fabrication de pigments de dioxyde de titane [27] ;
- h) activités dans l'industrie des phosphates [28] ;
- i) activités dans l'industrie du zircon et de la zircone [29] ;
- j) production d'étain, de cuivre, d'aluminium, de zinc et de plomb, et sidérurgie ;
- k) combustion du charbon ;
- l) traitement de l'eau.

Approche graduée

3.163. Concernant les activités industrielles où entrent en jeu des matières radioactives naturelles, l'approche graduée de la réglementation devrait être adoptée pour les raisons suivantes :

- a) importance économique de nombreux secteurs d'activité où entrent en jeu des matières radioactives naturelles ;
- b) grands volumes de résidus et de déchets issus de traitements qui peuvent être produits, ce qui laisse peu de possibilités pour les gérer ;
- c) coût potentiellement élevé de la réglementation associée aux réductions d'exposition qui peuvent raisonnablement être atteintes lorsque les niveaux d'exposition et les risques radiologiques correspondants sont déjà assez faibles ;
- d) les doses seront toujours bien inférieures au seuil fixé pour les effets déterministes sur la santé ; en outre, il n'y a jamais de risque réel qu'une situation d'urgence radiologique apparaisse.

3.164. Afin de déterminer quelle est la meilleure approche réglementaire, l'organisme de réglementation ne devrait pas se contenter d'établir que les critères présentés aux paragraphes 3.159 et 3.161 ne sont pas respectés. Il devrait également prendre en considération des types particuliers d'opérations, de processus et de matières plus en détail, y compris en procédant à une évaluation radiologique préalable des expositions possibles et en tenant compte du coût de la réglementation, eu égard aux avantages escomptés.

3.165. Concernant l'approche graduée, l'organisme de réglementation devrait tout d'abord déterminer si l'exemption de la pratique est la meilleure mesure réglementaire ; l'expérience montre que tel peut bien être le cas pour de nombreuses activités industrielles où entrent en jeu des matières radioactives naturelles. Pour une exposition due à ce type de matière, le critère d'exemption sans autre examen, tel qu'il figure au paragraphe I.4 de la publication GSR Part 3 [2], est une dose de l'ordre de 1 mSv ou moins en un an. Lorsqu'une décision doit être prise concernant la meilleure mesure réglementaire (exemption, déclaration, enregistrement ou délivrance d'une licence), il faudrait dûment tenir compte de l'effet (et de l'efficacité) des contrôles existants qui pourraient permettre de réduire les doses et qui pourraient déjà être en place par suite d'autres formes de réglementation, comme la réglementation applicable à la santé et à la sûreté au travail, faute de quoi la dose peut être largement surestimée. Pour les pratiques où entre en jeu une exposition due à des matières radioactives naturelles, il ne sera probablement nécessaire d'adopter le plus haut niveau de

l'approche graduée (délivrance d'une licence) que pour les opérations où entrent en jeu des quantités substantielles de matières qui contiennent des radionucléides dont la concentration d'activité est très élevée.

3.166. Selon le paragraphe I.12 b) de la publication GSR Part 3 [2], les matières (comme les résidus de matières radioactives naturelles) contenant des radionucléides naturels et associées à une pratique autorisée peuvent être libérées du contrôle réglementaire sans autre examen à condition que la concentration d'activité de chaque radionucléide de la famille radioactive de l'uranium 238 et du thorium 232 soit inférieure ou égale à 1 Bq/g et que la concentration d'activité du potassium 40 soit inférieure ou égale à 10 Bq/g.

3.167. Dans une installation autorisée, les matières qui ont été libérées au vu de leur faible teneur en radionucléides peuvent quand même présenter des risques non radiologiques pour les êtres humains et l'environnement à cause d'autres éléments constitutifs, par exemple les métaux lourds. Un contrôle permanent de ces matières peut donc être nécessaire au titre de la réglementation applicable.

Évaluation radiologique préalable

Voies d'exposition

3.168. Lorsqu'une évaluation radiologique préalable des activités industrielles où entrent en jeu des matières radioactives naturelles est effectuée, les voies d'exposition des travailleurs qui seront le plus probablement à prendre en considération sont l'exposition externe aux rayons gamma émis par des matières utilisées pour un processus et l'exposition interne par inhalation de poussières radioactives :

- a) Les principaux radionucléides naturels qui contribuent à l'exposition aux rayons gamma sont le ^{214}Pb et le ^{214}Bi , de la famille radioactive du ^{238}U , et le ^{228}Ac , le ^{212}Pb et le ^{208}Tl , de la famille radioactive du ^{232}Th . L'énergie gamma la plus élevée (2 614 keV) est émise par le ^{208}Tl . L'exposition aux rayons gamma est principalement due à des accumulations de concentrés de minerais ou de résidus. Les débits de dose les plus élevés sont généralement mesurés près des cuves, des tuyaux et des filtres de traitement, ainsi que des stocks importants de matières.
- b) Les particules de poussière en suspension dans l'air proviennent de la remise en suspension de substances contaminées présentes sur les sols et sur d'autres surfaces, de rejets résultant d'opérations de traitement et du transport de minerais. Pour l'inhalation de ces particules par des travailleurs

dans le cadre d'activités industrielles où entrent en jeu des matières radioactives naturelles, l'exposition due aux radionucléides de la famille radioactive de l'uranium 238 et du thorium 232 peut être préoccupante sur le plan de la radioprotection.

3.169. La prise en considération de l'exposition interne par inhalation du radon 222 émis par des matières utilisées pour un processus — qui provoquent une exposition due à ses produits de filiation à vie courte — peut être nécessaire pour certaines activités où entrent en jeu des minéraux et des matières premières (d'après le paragraphe 3.161, une telle situation d'exposition ne serait pas nécessairement considérée comme une situation d'exposition planifiée). En principe, l'exposition due au radon 220 et à ses produits de filiation ne pose pas de problème, car la période du radon 220 est beaucoup plus courte que celle du radon 222. Il faudrait cependant accorder de l'attention au radon 220 sur certains lieux de travail qui renferment des minerais à forte teneur en thorium 232, comme la monazite. Sur ces lieux de travail, il est probable que l'exposition serait dans tous les cas contrôlée en tant que situation d'exposition planifiée et non en tant que situation d'exposition existante, car il faut contrôler l'exposition qui est due aux autres radionucléides de la famille radioactive du thorium 232 [voir par. 3.161 a)].

3.170. Il est peu probable que l'exposition interne des travailleurs par ingestion doive être prise en considération dans les conditions de fonctionnement normales.

Niveaux d'exposition attendus

3.171. L'expérience montre que les doses efficaces annuelles reçues par les travailleurs dans le cadre d'activités industrielles où entrent en jeu des matières radioactives naturelles sont souvent faibles, même lorsque les concentrations des radionucléides de la famille radioactive de l'uranium 238 et du thorium 232 sont bien supérieures à 1 Bq/g. L'évaluation radiologique préalable devrait donc être menée de manière à déterminer rapidement quelles voies d'exposition posent un réel problème de protection et de sûreté, par opposition à celles qui ne suscitent guère de préoccupations. Pour l'exposition aux rayons gamma et l'exposition due à la poussière en suspension dans l'air, il est possible d'estimer grossièrement la dose attendue si l'on connaît les concentrations d'activité dans les différentes matières utilisées pour le processus. Une méthode exploitant la relation linéaire qui existe entre la dose et la concentration d'activité et permettant d'effectuer cette estimation est décrite dans l'appendice I.

3.172. Sur la grande majorité des lieux de travail, la concentration de radon 222 est similaire au niveau normal dans les bâtiments ou peut être réduite grâce à l'amélioration de la ventilation, conformément aux prescriptions applicables aux situations d'exposition existante (voir section 5). D'après le paragraphe 3.161 a), l'exposition due au radon 222 sur les lieux de travail où entrent en jeu des matières radioactives naturelles peut être soumise aux prescriptions relatives aux situations d'exposition planifiée, car il faut contrôler (en tant que situation d'exposition planifiée) l'exposition due aux autres radionucléides de la famille radioactive de l'uranium 238 et du thorium 232. Même sur ces lieux de travail, la concentration de radon 222 reste généralement proche du niveau normal dans les bâtiments, car le radon 222 susceptible d'être émis par des minerais à forte teneur en radium 226 peut facilement être dispersé grâce à la ventilation. Il existe cependant des lieux de travail où la concentration de radon 222 peut être élevée. Dans certains cas, cette concentration reste supérieure au niveau de référence pour le radon 222 (voir par. 5.60) malgré tous les efforts raisonnables qui sont déployés pour la réduire, et l'exposition est donc soumise à un contrôle en tant que situation d'exposition planifiée conformément au paragraphe 3.161 b). Les lieux de travail concernés seront vraisemblablement des lieux de travail souterrains dans lesquels la capacité de ventilation est limitée ou dans lesquels les minerais riches en radium (par exemple dans les mines d'uranium souterraines) ou l'eau riche en radium (comme dans les mines souterraines et les stations de traitement des eaux souterraines) peuvent émettre des quantités importantes de radon 222 dans l'air. En général, la concentration de radon 222 sur le lieu de travail est extrêmement variable et les expositions sont très difficiles à prévoir par modélisation. Lorsqu'on soupçonne que la concentration de radon 222 pourrait être très élevée, une étude sur cet isotope devrait être menée sur le lieu de travail dans le cadre de l'évaluation radiologique préalable afin de déterminer si des mesures de maîtrise de l'exposition due au radon 222 pourraient être nécessaires. Cette démarche ne dépend pas du fait de savoir si la situation d'exposition sera finalement considérée comme une situation d'exposition planifiée ou comme une situation d'exposition existante.

3.173. Comme le potassium naturel contient 0,012 % de potassium 40, ce radionucléide est largement présent dans les minéraux et les matières premières. Le potassium 40, dont la période s'élève à 1,25 milliard d'années, se désintègre par émission bêta pour former du calcium 40 (89 %) et par capture électronique pour former de l'argon 40 (11 %), en émettant un rayonnement gamma de 1,46 MeV. Dans l'organisme, le potassium 40 fait l'objet d'un contrôle homéostatique et tout excès est excrété. Le corps d'un adulte contient environ 160 g de potassium. Comme il est généralement admis qu'il n'est pas matériellement possible de contrôler le potassium 40 dans l'organisme, on considère que ce radio-isotope ne

se prête pas à un contrôle et il est exclu des normes (voir par. 1.42 de la publication GSR Part 3 [2]). Pour la protection et la sûreté, le seul problème possible est celui des rayons gamma émis par de grandes quantités de matières riches en potassium, par exemple certains types d'engrais. D'après les chiffres qui figurent dans la référence [24], la dose efficace annuelle par concentration d'activité qui résulte des rayons gamma émis par le potassium 40 contenu dans des minéraux riches en potassium devrait être comprise entre 0,02 et 0,03 mSv par Bq/g. La concentration d'activité est toujours inférieure à 30,6 Bq/g, valeur égale à la concentration d'activité du potassium 40 dans le potassium pur. La dose efficace reçue par un travailleur qui est exposé à cause de minéraux riches en potassium sera donc toujours inférieure à 1 mSv en un an. Il n'est donc généralement pas nécessaire de tenir compte de l'exposition professionnelle due au potassium 40 contenu dans des minéraux riches en potassium lors de l'évaluation radiologique préalable.

Contrôle des expositions des travailleurs

Exposition aux rayons gamma

3.174. Afin de réduire au minimum l'exposition externe qui est due aux matières radioactives naturelles, des mesures de protection particulières sur le lieu de travail, comme le contrôle de la période d'occupation des lieux, voire le blindage, sont parfois appropriées. Les matières dont la concentration d'activité est relativement faible sont à l'origine de petits débits de dose gamma (qui ne dépassent généralement pas quelques microsievverts par heure), même par contact. En pareil cas, réduire l'accès et le rendre plus difficile, par exemple en entreposant les matières dans des zones en grande partie inoccupées, peut être suffisant. Dans les zones qui contiennent des matières dont la concentration d'activité est relativement élevée, des barrières physiques et des panneaux d'avertissement peuvent être nécessaires.

Exposition due à la poussière et à d'autres contaminants présents dans l'air

3.175. Sur de nombreux lieux de travail, l'exposition due à la poussière en suspension dans l'air est probablement contrôlée au titre de la réglementation applicable à la santé et à la sûreté au travail. Le contrôle de la qualité de l'air en vue de réduire au minimum le niveau d'empoussièrement peut également contribuer à réduire les concentrations des produits de filiation du radon 222 et du radon 220. L'organisme de réglementation devrait donc d'abord déterminer si les mesures de contrôle en vigueur pour garantir la santé et la sûreté au travail permettent de réduire la radioexposition des travailleurs au minimum avant de

décider d'imposer des mesures de contrôle supplémentaires uniquement pour des raisons radiologiques. Sur certains lieux de travail, les mesures de contrôle en vigueur qui garantissent la santé et la sûreté au travail peuvent à elles seules assurer une protection suffisante contre l'exposition interne. Dans d'autres cas, des mesures de contrôle supplémentaires spécialement destinées à assurer la radioprotection peuvent être nécessaires pour se conformer aux prescriptions qui s'appliquent aux situations d'exposition planifiée.

3.176. De nombreux lieux de travail où des matières radioactives naturelles provoquent une exposition sont par nature poussiéreux. Il s'agit notamment des zones minières, des zones de concassage de minerai, et des zones de manipulation et d'emballage des produits. Sur ces lieux de travail, en particulier ceux qui sont fermés, les systèmes de ventilation jouent généralement un rôle essentiel dans le contrôle de la poussière en suspension dans l'air. Les systèmes de ventilation peuvent jouer un rôle décisif dans le contrôle du radon 222 et de ses produits de filiation, ainsi que des contaminants non radioactifs présents dans l'air ; dans les mines souterraines, les contaminants non radioactifs peuvent comprendre le méthane et les gaz dégagés à la suite d'un minage. Pour une mine souterraine, la conception des systèmes de ventilation devrait faire partie intégrante de la planification globale et de la mise en exploitation de la mine. Lorsque cela est possible, il faudrait limiter au minimum l'accumulation de radon 222 dans les lieux de travail souterrains en évitant le passage d'air frais dans les zones excavées et en mettant en place un système à passage unique. La vitesse de l'air devrait être suffisante pour disperser les contaminants présents dans l'air, mais pas trop grande, afin d'éviter que la poussière déposée ne se remette en suspension. Les zones d'où provient l'apport d'air devraient être bien séparées des zones où l'air est évacué, afin d'éviter le mélange des deux flux d'air. Il est préférable de faire fonctionner le système de ventilation principal en permanence afin d'éviter l'accumulation de radioactivité dans les zones de travail. Les travailleurs ne devraient pas pouvoir accéder aux zones non ventilées, sauf s'ils bénéficient d'une autorisation spéciale et s'ils sont convenablement protégés. Il faudrait éviter d'installer des postes de travail fixes dans les flux de retour d'air. Si cette mesure ne peut être mise en œuvre, il faudrait installer des cabines d'opérateur équipées d'une alimentation en air filtré.

3.177. Dans les installations où le risque d'exposition due à la poussière en suspension dans l'air, au radon 222 ou à d'autres contaminants présents dans l'air est élevé, l'employeur devrait faire en sorte que les services d'un responsable de la ventilation qualifié soient sollicités. Cette personne devrait avoir les responsabilités suivantes :

- a) conseiller la hiérarchie sur toutes les questions relatives aux systèmes de ventilation et d'épuration de l'air ;
- b) veiller au bon fonctionnement des systèmes de ventilation (y compris les systèmes de ventilation auxiliaires, qui peuvent se détériorer rapidement dans les mines souterraines), engager toutes les modifications nécessaires et veiller à ce que tous les problèmes soient corrigés rapidement ;
- c) veiller à ce que les flux d'air et la vitesse de l'air soient mesurés conformément aux bonnes pratiques de ventilation ;
- d) veiller à ce que des instruments de mesure correctement étalonnés soient utilisés ;
- e) mettre en œuvre des programmes d'échantillonnage et de contrôle de la poussière, en liaison avec le responsable de la radioprotection ;
- f) participer aux programmes de formation et mettre au point ou approuver tous les supports de formation sur la ventilation et le contrôle de la poussière ;
- g) bien connaître les propriétés du radon 222, du radon 220 et de leurs produits de filiation, s'il y a lieu.

3.178. Le confinement complet des matières est souvent impossible à réaliser, surtout pour de grandes quantités de matières dont la concentration d'activité est faible. Cependant, le déversement et la dispersion de matières en dehors de la zone n'ont souvent aucune importance radiologique, sauf s'ils se traduisent par des concentrations notables et durables de poussière en suspension dans l'air. La méthode la plus efficace consiste donc sans doute à prévenir la remise en suspension de la poussière. Le contrôle de la contamination de surface peut être difficile et irréalisable, et des mesures particulières de contrôle de ce type de contamination ne sont utiles que lorsque des matières à forte concentration d'activité sont présentes. Cependant, même lorsque la concentration d'activité des matières manipulées est faible, les bonnes pratiques industrielles devraient toujours être appliquées, notamment la mise en place de règles et de procédures de travail appropriées (c'est-à-dire un nettoyage par aspiration) afin que la remise en suspension de la poussière soit convenablement contrôlée. Des mesures destinées à favoriser un bon entretien général, un contrôle des fuites et l'hygiène personnelle devraient être établies et examinées régulièrement.

3.179. Lorsque les concentrations d'activité des radionucléides présents dans les matières manipulées sont faibles, il faudrait reconnaître que, sur le plan de la santé au travail, la teneur en silice de la poussière en suspension dans l'air sera vraisemblablement plus préoccupante que sa teneur en radionucléides.

Sensibilisation et formation des travailleurs

3.180. Dans de nombreuses activités industrielles où entrent en jeu des matières radioactives naturelles, la notion de radioexposition ne s'impose pas d'emblée. La sensibilisation et la formation des travailleurs devraient faciliter l'instauration de règles locales et la compréhension des précautions prévues par ces règles. Les pratiques professionnelles individuelles des salariés peuvent augmenter la production de poussière et, dans certains cas, annuler complètement les effets de tous les dispositifs techniques qui ont été installés. La maintenance des appareils peut être assurée de manière imparfaite. Des examens périodiques sont donc nécessaires pour déterminer si des améliorations sont possibles.

3.181. Les programmes de formation théorique et pratique des travailleurs devraient porter sur des sujets propres aux activités industrielles où entrent en jeu des matières radioactives naturelles. S'il y a lieu, ces sujets devraient notamment être :

- a) les propriétés des radionucléides de la famille radioactive du ^{238}U et du ^{232}Th (y compris le ^{222}Rn et le ^{220}Rn , s'il y a lieu) et les risques qui y sont associés ;
- b) l'application des principes de durée, de distance et de blindage afin de réduire au minimum l'exposition aux rayons gamma à proximité des grands amas de matières radioactives naturelles, surtout lorsque les concentrations d'activité sont élevées ;
- c) la mesure de l'activité de la poussière, du radon 222 et de ses produits de filiation dans l'air ;
- d) la nécessité de contrôler et d'éliminer la poussière en suspension dans l'air, et les méthodes employées ;
- e) le fonctionnement et le rôle des systèmes de ventilation, et leur importance pour la protection et la sûreté.

4. EXPOSITION DES TRAVAILLEURS EN SITUATION D'URGENCE NUCLÉAIRE OU RADIOLOGIQUE

4.1. Les prescriptions relatives à la protection et à la sûreté des travailleurs en situation d'urgence nucléaire ou radiologique figurent dans la publication GSR Part 3 [2] et dans la publication intitulée « Préparation et conduite des

interventions en cas de situation d'urgence nucléaire ou radiologique » [30] (collection Normes de sûreté de l'AIEA n° GSR Part 7).

4.2. En situation d'urgence nucléaire ou radiologique, quatre groupes de travailleurs peuvent être exposés, du fait de leur participation à l'intervention d'urgence ou de leur rôle en situation d'urgence nucléaire ou radiologique dans une installation ou pour une activité particulière :

- a) les membres d'une équipe d'intervention auxquels des tâches ont été confiées ;
- b) les travailleurs qui exercent leurs fonctions sur un lieu de travail et ne participent pas à l'intervention en cas d'urgence nucléaire ou radiologique ;
- c) les travailleurs auxquels on demande de cesser d'accomplir leur mission sur un lieu de travail et de quitter le site ;
- d) les travailleurs qui sont exposés fortuitement par suite d'un accident ou d'un incident dans l'installation ou pendant la conduite d'une activité et dont l'exposition n'a pas de rapport avec l'intervention d'urgence.

4.3. La définition de ces quatre groupes résulte de l'examen d'un large éventail de scénarios et des différentes tâches et responsabilités des travailleurs dans une installation ou pour une activité (tels les membres des équipes d'intervention désignés, le personnel administratif présent sur le site et les salariés qui travaillent dans des services opérationnels situés à proximité). En situation d'urgence nucléaire ou radiologique, les missions des différents travailleurs ne sont pas les mêmes et des stratégies de protection appropriées devraient être appliquées pour assurer une protection adéquate de tous les travailleurs. La protection des membres des équipes d'intervention visés au paragraphe 4.2 a) devrait être assurée conformément aux prescriptions qui figurent dans la publication GSR Part 3 [2] pour les situations d'exposition d'urgence et dans la publication GSR Part 7 [30]. La protection des travailleurs mentionnés au paragraphe 4.2 b) devrait être assurée de la même manière que celle des travailleurs qui sont placés dans une situation d'exposition planifiée, conformément aux prescriptions de la publication GSR Part 3 [2]. La protection des travailleurs visés au paragraphe 4.2 c) devrait être assurée de la même manière que celle des personnes du public qui sont placées dans une situation d'exposition d'urgence, conformément aux prescriptions de la publication GSR Part 7 [30]. Sur le plan de l'évaluation de la dose et du suivi et du traitement médical, la protection des travailleurs exposés accidentellement [par. 4.2 d)] devrait être conforme aux prescriptions des publications GSR Part 3 [2] et GSR Part 7 [30].

4.4. La protection des assistants dans une situation d'urgence (c'est-à-dire des personnes du public qui apportent une aide spontanément et volontairement dans

une situation d'urgence nucléaire ou radiologique) n'est pas spécifiquement abordée dans le présent guide de sûreté. Néanmoins, ces assistants devraient être immatriculés et associés aux opérations d'intervention d'urgence et devraient bénéficier du même niveau de protection que les membres des équipes d'intervention qui n'étaient pas désignés comme tels au stade de la préparation, conformément aux prescriptions de la publication GSR Part 7 [30].

PLANIFICATION DES INTERVENTIONS D'URGENCE ET RESPONSABILITÉS

4.5. Les dispositions relatives à la protection des travailleurs en situation d'urgence nucléaire ou radiologique devraient figurer dans le plan d'urgence qui est établi à partir de l'évaluation des dangers conformément à la publication GSR Part 7 [30]. Le degré de planification devrait être adapté à la nature et à l'ampleur des risques, ainsi qu'à la possibilité d'atténuer les conséquences d'une situation d'urgence si une telle situation se produisait.

4.6. Concernant la protection des membres des équipes d'intervention, le plan d'urgence devrait comprendre les points suivants :

- a) personnes ou organisations chargées d'assurer le respect des prescriptions applicables à la protection et à la sûreté des travailleurs en situation d'urgence nucléaire ou radiologique, y compris celles qui portent sur la maîtrise de l'exposition des membres d'une équipe d'intervention ;
- b) attributions précises de tous les travailleurs qui participent à l'intervention en cas d'urgence nucléaire ou radiologique ;
- c) informations détaillées sur les actions protectrices appropriées à entreprendre, les équipements de protection individuels et le matériel de contrôle radiologique à utiliser, et les dispositions relatives à la dosimétrie ;
- d) prise en compte du contrôle des accès pour les travailleurs en situation d'urgence nucléaire ou radiologique sur le site.

PROTECTION DES MEMBRES DES ÉQUIPES D'INTERVENTION

4.7. En situation d'exposition d'urgence, la différence fondamentale entre les personnes du public et les membres des équipes d'intervention est que les personnes du public pourraient recevoir des doses si aucune mesure n'est prise pour empêcher que cela n'arrive, alors que les membres des équipes d'intervention recevront des doses à cause des tâches particulières qui leur sont confiées. Dans la

mesure du possible, il est donc raisonnable de continuer de prendre en compte les expositions des membres des équipes d'intervention selon les prescriptions prévues pour les situations d'exposition planifiée, conformément à l'approche graduée, en particulier aux dernières étapes de la situation d'urgence. L'exposition des membres des équipes d'intervention commence lorsque la mission d'entreprendre une action particulière leur est confiée et se termine lorsque cette mission est accomplie ou que la fin de la situation d'urgence est déclarée.

4.8. La protection des membres des équipes d'intervention devrait au minimum être assurée par les moyens suivants :

- a) formation des membres des équipes d'intervention désignés comme tels à l'avance ;
- b) communication d'instructions juste avant leur exécution aux membres des équipes d'intervention qui n'ont pas été désignés comme tels à l'avance⁸ sur la manière d'exécuter les tâches qui leur sont confiées en situation d'urgence et de se protéger (« formation juste à temps ») ;
- c) gestion, contrôle et enregistrement des doses reçues ;
- d) fourniture d'équipements de protection individuels et de contrôle radiologique spécialisés et appropriés ;
- e) prophylaxie à l'iode, s'il y a lieu ;
- f) suivi médical et accompagnement psychologique, s'il y a lieu ;
- g) obtention du consentement éclairé des membres des équipes d'intervention à accomplir les tâches qui leur ont été confiées, s'il y a lieu.

Justification

4.9. Au stade de la préparation, les actions protectrices et les autres actions d'intervention à entreprendre en situation d'urgence nucléaire ou radiologique devraient être justifiées. Il faudrait dûment tenir compte du détrimement résultant des doses reçues par les membres des équipes d'intervention qui entreprennent des actions protectrices et d'autres actions d'intervention. Toutes les parties intéressées (organisme de réglementation, organismes d'intervention et autres) devraient attacher de l'importance au processus de justification.

⁸ Les membres des équipes d'intervention qui n'ont pas été désignés comme tels au stade de la préparation doivent être immatriculés et associés aux opérations d'intervention d'urgence conformément aux prescriptions de la publication GSR Part 7 [30].

Optimisation

4.10. Au stade de la préparation, le processus d'optimisation, y compris une utilisation de niveaux de référence, devrait être mis en œuvre pour la protection des travailleurs. Toutes les parties intéressées (organisme de réglementation, organismes d'intervention et autres) devraient attacher de l'importance à ce processus.

4.11. Dans le cadre du processus d'optimisation, des niveaux de référence devraient être établis. Un niveau de référence devrait représenter le niveau de dose au-dessus duquel il est jugé inapproprié de prévoir d'autoriser des expositions et pour lequel des actions protectrices devraient donc être planifiées et optimisées. Les doses à comparer aux niveaux de référence sont généralement des doses éventuelles (c'est-à-dire des doses qui pourraient être reçues à l'avenir, car seules ces doses futures peuvent être modifiées par des décisions qui concernent des actions protectrices). Un niveau de référence n'est pas destiné à être une sorte de limite de dose rétrospective.

4.12. En cas d'urgence nucléaire ou radiologique, la phase initiale d'intervention se caractérise par un manque d'informations sur l'événement, une pénurie de matériel nécessaire pour mettre en œuvre les mesures de protection et la nécessité d'entreprendre en urgence des actions protectrices. Il n'est donc guère possible de mener à bien le processus d'optimisation lorsque l'on gère la protection des membres des équipes d'intervention pendant cette phase. Les efforts déployés devraient viser à réduire les expositions dans la mesure du possible, compte tenu des conditions difficiles qui règnent dans une situation d'urgence évolutive.

4.13. Lorsque des actions protectrices sont entreprises durant la phase tardive d'une urgence nucléaire ou radiologique et la transition d'une situation d'exposition d'urgence à une situation d'exposition existante, le processus d'optimisation devrait être appliqué à la protection des membres des équipes d'intervention de la même manière que pour la protection des travailleurs en situation d'exposition planifiée.

Restriction de l'exposition des membres des équipes d'intervention

4.14. L'exposition des membres des équipes d'intervention étant intentionnelle et contrôlée, il faudrait supposer que les limites de dose qui concernent les travailleurs s'appliquent, sauf s'il y a des motifs impérieux de ne pas les appliquer. Comme le prévoit le paragraphe 4.15 de la publication GSR Part 3 [2] (voir aussi le paragraphe 5.55 de la publication GSR Part 7 [30]) :

« Les organismes d'intervention et les employeurs veillent à ce qu'aucun membre d'une équipe d'intervention ne soit, dans une situation d'urgence, soumis à une exposition supérieure à 50 mSv si ce n'est :

- a) Pour sauver des vies ou éviter des blessures graves ;
- b) Lors de la mise en œuvre d'actions visant à prévenir des effets déterministes graves et d'actions visant à prévenir la survenance de conditions catastrophiques qui pourraient avoir des incidences importantes sur les personnes et l'environnement ; ou
- c) Lors de la mise en œuvre d'actions visant à éviter une dose collective importante. »

4.15. Des valeurs indicatives pour la restriction de l'exposition des membres des équipes d'intervention devraient être définies en fonction des tâches attribuées, conformément aux indications de l'appendice I de la publication GSR Part 7 [30], qui sont reproduites dans le tableau 2 du présent guide de sûreté. Lorsqu'il s'agit d'actions destinées à sauver des vies, il faudrait tout faire pour maintenir les doses individuelles reçues par les membres des équipes d'intervention en dessous de 500 mSv pour l'exposition due aux rayonnements externes pénétrants, tandis que les autres types d'exposition devraient être évités par tous les moyens possibles. Néanmoins, lors de l'estimation des doses reçues par les membres des équipes d'intervention, les expositions par toutes les voies externes et internes devraient être évaluées et incluses dans le total. La valeur de 500 mSv ne devrait être dépassée que lorsque les avantages escomptés pour autrui compensent nettement les risques pour la santé des membres des équipes d'intervention, et que ceux-ci sont volontaires pour exécuter l'action et comprennent et acceptent ces risques.

4.16. Quelles que soient les circonstances, les organismes d'intervention et les employeurs devraient faire tout ce qui est raisonnablement possible pour maintenir les doses reçues par les membres des équipes d'intervention en dessous des seuils des effets déterministes graves qui figurent dans les publications GSR Part 3 [2], GSR Part 7 [30] et GSG-2 [31].

4.17. Lorsque des militaires sont désignés comme membres d'une équipe d'intervention, il faudrait tout faire pour qu'ils soient protégés de la même manière que les autres membres des équipes d'intervention.

TABLEAU 2. VALEURS INDICATIVES POUR LA RESTRICTION DE L'EXPOSITION DES MEMBRES DES ÉQUIPES D'INTERVENTION [30]

Tâches	Valeur indicative ^a
Actions destinées à sauver des vies	$H_p(10)^b < 500 \text{ mSv}$ $E^c < 500 \text{ mSv}$ $AD_T^d < \frac{1}{2}AD_T^e$ Cette valeur peut être dépassée — compte dûment tenu des critères génériques figurant dans le tableau II.1 de la publication GSR Part 7 [30] — lorsque les avantages escomptés pour autrui compensent nettement les risques pour la santé des membres des équipes d'intervention, et que ceux-ci sont volontaires pour agir et comprennent et acceptent ces risques.
Actions destinées à prévenir les effets déterministes graves et à éviter des conditions catastrophiques qui pourraient avoir des incidences importantes sur les personnes et l'environnement	$H_p(10)^b < 500 \text{ mSv}$ $E^c < 500 \text{ mSv}$ $AD_T^d < \frac{1}{2}AD_T^e$
Actions destinées à éviter une dose collective importante	$H_p(10)^b < 100 \text{ mSv}$ $E^c < 100 \text{ mSv}$ $AD_T^d < 0,1AD_T^e$

^a Ces valeurs sont établies pour être entre deux et dix fois inférieures aux critères génériques figurant dans le tableau II.1 de la publication GSR Part 7 [30] et elles s'appliquent à :

- a) la dose résultant de l'exposition à un rayonnement externe très pénétrant pour $H_p(10)$. Les doses résultant de l'exposition externe à un rayonnement peu pénétrant et de l'incorporation ou de la contamination de la peau doivent être évitées par tous les moyens. Si cela n'est pas possible, la dose efficace et la dose absorbée pondérée selon l'EBR à un tissu ou un organe doivent être limitées pour réduire le plus possible le risque sanitaire pour la personne, compte tenu du risque associé aux valeurs indicatives données ici ;
- b) la dose efficace totale E et la dose absorbée pondérée selon l'EBR à un tissu ou un organe ADT dues à toutes les voies d'exposition (à savoir la dose due à l'exposition externe et la dose engagée résultant de l'incorporation), qui doivent être estimées dès que possible afin de pouvoir restreindre toute nouvelle exposition, selon qu'il convient.

^b Équivalent de dose individuel $HP(d)$ où $d = 10 \text{ mm}$.

^c Dose efficace.

^d Dose absorbée pondérée selon l'EBR à un tissu ou un organe.

^e Valeurs de la dose absorbée pondérée selon l'EBR à un tissu ou un organe données dans le tableau II.1 de la publication GSR Part 7 [30].

GESTION DE L'EXPOSITION DES MEMBRES DES ÉQUIPES D'INTERVENTION

4.18. D'après le paragraphe 4.12 de la publication GSR Part 3 [2], le gouvernement doit établir un programme pour la gestion, le contrôle et l'enregistrement des doses reçues par les membres des équipes d'intervention en situation d'urgence nucléaire ou radiologique. Les organismes d'intervention et les employeurs devraient mettre en œuvre ce programme.

4.19. Le groupe des membres d'une équipe d'intervention qui est défini au paragraphe 4.2 a) peut être subdivisé en trois catégories :

- a) Catégorie 1. Membres des équipes d'intervention qui entreprennent des actions d'atténuation et des actions protectrices urgentes sur le site, y compris des actions destinées à sauver des vies, des actions destinées à prévenir des blessures graves, des actions visant à prévenir la survenance de conditions catastrophiques qui pourraient avoir des incidences importantes sur les personnes et l'environnement, des actions visant à prévenir des effets déterministes graves et des actions visant à éviter une dose collective importante. Les membres d'une équipe d'intervention qui appartiennent à la catégorie 1 doivent être désignés comme tels au stade de la préparation. Il s'agit souvent de membres du personnel d'exploitation qui travaillent dans l'installation ou qui entreprennent l'activité voulue, mais il peut également s'agir de membres du personnel des services d'urgence. Ils sont employés soit par un titulaire d'enregistrement ou de licence (organisme exploitant), soit par un organisme d'intervention, et ils devraient suivre une formation en radioprotection professionnelle.
- b) Catégorie 2. Membres des équipes d'intervention qui entreprennent des actions protectrices urgentes en dehors du site (évacuation, mise à l'abri et contrôle radiologique, par exemple) pour éviter une dose collective importante. Il s'agit le plus souvent de policiers, de pompiers, de professionnels de santé, et de chauffeurs et de membres de l'équipage des véhicules d'évacuation. Il faudrait tout faire pour que les membres des équipes d'intervention qui appartiennent à la catégorie 2 soient désignés comme tels au stade de la préparation. Lors d'une intervention d'urgence, ils doivent avoir une mission prédéfinie et, en tant que premiers intervenants, ils devraient suivre régulièrement des formations en radioprotection professionnelle. Ils ne sont normalement pas considérés comme professionnellement exposés aux rayonnements et leur employeur est un organisme d'intervention.

- c) Catégorie 3. Membres des équipes d'intervention qui entreprennent des actions protectrices rapides et d'autres actions d'intervention en dehors du site (relogement, décontamination et contrôle radiologique de l'environnement, par exemple), ainsi que d'autres actions visant à mettre un terme à la situation d'urgence. Les membres d'une équipe d'intervention qui appartiennent à la catégorie 3 peuvent ou non être désignés comme tels au stade de la préparation. Ils peuvent ou non être normalement considérés comme professionnellement exposés aux rayonnements, et ils peuvent ou non avoir suivi une formation pertinente, y compris en radioprotection.

4.20. Il faudrait fixer une éventuelle limite pour la durée des travaux entrepris par les membres des équipes d'intervention et les conditions dans lesquelles ils travailleront en planifiant les travaux à accomplir dans la situation d'urgence en fonction des valeurs indicatives de dose.

4.21. Les tâches devraient être attribuées en fonction de la catégorie des membres des équipes d'intervention comme suit :

- a) les membres d'une équipe d'intervention qui appartiennent à la catégorie 1 devraient entreprendre des actions destinées à sauver des vies ou à prévenir des blessures graves, des actions visant à prévenir des effets déterministes graves et des actions visant à prévenir la survenance de conditions catastrophiques qui pourraient avoir des incidences importantes sur les personnes et l'environnement ;
- b) les membres d'une équipe d'intervention qui appartiennent à la catégorie 2 ne devraient pas être choisis en premier pour mener des actions destinées à sauver des vies ;
- c) les membres des équipes d'intervention qui appartiennent aux catégories 1 et 2 devraient entreprendre des actions visant à éviter une dose collective importante ;
- d) les membres des équipes d'intervention qui appartiennent à la catégorie 3 devraient mener des actions au cours desquelles ils ne recevront pas une dose supérieure à 50 mSv⁹.

4.22. Dans presque toutes les situations d'urgence, on ne mesure, de manière continue, que la dose due aux rayonnements pénétrants externes, dans le meilleur des cas. Les indications opérationnelles données aux membres des équipes d'intervention devraient donc reposer sur les mesures des rayonnements

⁹ Les assistants dans une situation d'urgence ne devraient pas être autorisés à mener des actions telles qu'ils pourraient recevoir une dose efficace supérieure à 50 mSv.

pénétrants (comme celles qui sont affichées sur un écran de dosimètre actif ou à lecture directe). Il faudrait prévenir par tous les moyens les doses dues aux incorporations, à la contamination de la peau et à l'exposition du cristallin, par exemple en ayant recours à des équipements de protection individuels et à la prophylaxie à l'iode (dans l'éventualité d'une exposition due au radio-iode) et en communiquant des instructions sur les opérations dans des conditions radiologiques potentiellement dangereuses. Ces instructions devraient porter sur l'application des principes de durée, de distance et de blindage, la prévention de l'ingestion de radionucléides et l'utilisation d'équipements de protection respiratoire. Les informations disponibles concernant les conditions radiologiques sur le site devraient être utilisées pour faciliter la prise de décisions relatives à la protection appropriée des membres des équipes d'intervention.

4.23. Les travailleuses qui savent ou pensent qu'elles sont enceintes ou qui allaitent devraient être encouragées à le signaler à leur employeur et ne devraient normalement pas pouvoir accomplir de tâches en situation d'urgence, sauf si ces tâches peuvent être exécutées dans le respect des prescriptions applicables à l'exposition professionnelle qui figurent aux paragraphes 3.114 et 4.15 de la publication GSR Part 3 [2]. Les travailleuses désignées comme membres d'une équipe d'intervention avant une situation d'urgence et qui savent ou pensent qu'elles sont enceintes ou qui allaitent pendant une situation d'urgence peuvent être volontaires pour entreprendre une mission d'urgence, à condition que le paragraphe I.4 de la publication GSR Part 7 [30] soit appliqué.

4.24. Les organismes d'intervention et les employeurs doivent veiller à ce que les membres des équipes d'intervention qui mènent des actions au cours desquelles les doses reçues pourraient dépasser 50 mSv (voir par. 4.14 du présent guide de sûreté, par. 4.17 de la publication GSR Part 3 [2] et par. 5.57 de la publication GSR Part 7 [30]) le fassent volontairement. Ces membres d'équipes d'intervention devraient être informés à l'avance, clairement et exhaustivement, des risques sanitaires associés, ainsi que des mesures de protection proposées, et devraient autant que possible être initiés aux actions qu'ils devront mener. Les dispositions d'urgence précisent généralement que les actions d'intervention entreprises par les membres des équipes d'intervention le sont sur la base du volontariat.

4.25. Les travailleurs ne devraient normalement pas être soustraits à toute nouvelle exposition professionnelle en raison des doses reçues dans une situation d'urgence.

ÉVALUATION DE L'EXPOSITION

4.26. Les organismes d'intervention et les employeurs devraient prendre toutes les mesures raisonnables pour évaluer et enregistrer les expositions des travailleurs dans les situations d'urgence. Une fois que la dose totale reçue par les membres des équipes d'intervention par toutes les voies d'exposition (y compris les doses engagées dues aux incorporations) a été estimée, les valeurs indicatives qui figurent dans le tableau 2 pour la dose efficace et la dose absorbée au tissu ou à l'organe pondérée par l'EBR devraient être utilisées pour limiter une nouvelle exposition en situation d'urgence nucléaire ou radiologique. Les doses dues aux expositions des membres des équipes d'intervention pendant les interventions d'urgence et aux expositions des travailleurs exposés accidentellement [voir par. 4.2 d)] devraient si possible être enregistrées séparément des doses reçues durant l'exécution des tâches courantes, mais devraient être inscrites dans les dossiers sur l'exposition professionnelle des travailleurs.

4.27. Le degré de précision requis pour toute évaluation de l'exposition devrait augmenter avec le niveau de l'exposition que le travailleur a probablement subie. Certaines indications préétablies, exprimées sous forme de dose et de grandeurs directement mesurables comme le débit de dose ou la concentration dans l'air, peuvent faciliter la gestion des expositions des membres des équipes d'intervention de catégorie 1. Il faudrait surveiller les expositions de chacun des membres des équipes d'intervention à l'aide de moyens adaptés, par exemple des dosimètres à lecture directe ou des dosimètres sonores.

4.28. Les enregistrements de l'exposition professionnelle devraient être établis et conservés par tous les organismes d'intervention et tous les employeurs sous une forme standard simplifiée pour éviter toute confusion. Les informations sur les doses reçues et les risques sanitaires correspondants devraient être communiquées aux membres des équipes d'intervention concernés.

4.29. Les orientations qui figurent aux paragraphes 7.222 et 7.223 peuvent également être utiles pour les situations d'urgence.

SOINS MÉDICAUX

4.30. Les membres des équipes d'intervention et les salariés exposés accidentellement devraient bénéficier de soins médicaux appropriés pour les doses qu'ils peuvent avoir reçues (voir par. 10.29 à 10.34). Un dépistage en fonction des doses équivalentes à des organes radiosensibles particuliers

comme base du suivi et de l'accompagnement médical devrait être organisé si un membre d'une équipe d'intervention ou un salarié exposé accidentellement a reçu une dose efficace supérieure à 100 mSv sur une période d'un mois ou si le travailleur le demande. Un membre d'une équipe d'intervention ou un salarié exposé accidentellement qui reçoivent des doses en situation d'urgence nucléaire ou radiologique ne devraient normalement pas être soustraits à toute nouvelle exposition professionnelle, mais il faudrait obtenir un avis médical autorisé avant de permettre une nouvelle exposition professionnelle lorsqu'une personne a reçu une dose efficace supérieure à 200 mSv. Cet avis devrait également être rendu à la demande du travailleur. Il vise à évaluer l'état de santé et l'aptitude du travailleur, conformément aux prescriptions des publications GSR Part 3 [2] et GSR Part 7 [30].

4.31. Il faudrait en particulier se préoccuper de savoir si un travailleur a reçu une dose suffisante pour provoquer des effets déterministes graves. Si la dose reçue par un travailleur dépasse les seuils des effets déterministes graves qui figurent dans le tableau IV.1 de la publication GSR Part 3 [2] et le tableau II.1 de la publication GSR Part 7 [30], des actions protectrices et d'autres actions d'intervention devraient être entreprises conformément aux prescriptions de la publication GSR Part 7 [30]. Ces actions peuvent notamment consister à :

- a) entreprendre immédiatement des examens médicaux, des consultations et le traitement indiqué ;
- b) effectuer un contrôle de la contamination ;
- c) procéder à une décontamination immédiate¹⁰ (s'il y a lieu) ;
- d) procéder à l'enregistrement pour un suivi sanitaire à long terme ;
- e) assurer un accompagnement psychologique global.

4.32. Des informations complémentaires sur les interventions médicales en situation d'urgence figurent dans la publication GSG-2 [31] et dans les références [32] et [33].

¹⁰ La décontamination désigne les processus biologiques, facilités par un agent chimique ou biologique, grâce auxquels des radionucléides incorporés sont éliminés de l'organisme.

5. EXPOSITION DES TRAVAILLEURS DANS LES SITUATIONS D'EXPOSITION EXISTANTE

5.1. Comme l'énonce le paragraphe 5.1 a) de la publication GSR Part 3 [2] :

« Les prescriptions énoncées [...] pour les situations d'exposition existante s'appliquent :

- a) À l'exposition due à la contamination de zones par des matières radioactives résiduelles résultant :
 - i) D'activités passées qui n'ont jamais été soumises à un contrôle réglementaire ou qui ont été soumises à un tel contrôle mais pas conformément aux prescriptions des présentes Normes ;
 - ii) D'une situation d'urgence nucléaire ou radiologique, après la déclaration de la fin de la situation d'exposition d'urgence [...] ».

5.2. L'exposition mentionnée au paragraphe 5.1 peut être due directement aux matières radioactives résiduelles elles-mêmes ou indirectement à des produits de base qui contiennent des radionucléides provenant des matières radioactives résiduelles. Ces produits de base comprennent les denrées alimentaires, les aliments pour animaux, l'eau de boisson et les matériaux de construction. Les radionucléides contenus dans les matières radioactives résiduelles peuvent être des radionucléides d'origine artificielle ou des radionucléides naturels.

5.3. Une contamination de zones peut également être due à des installations et à des activités soumises à un contrôle réglementaire concernant les prescriptions applicables aux situations d'exposition planifiée, par suite d'activités autorisées comme le rejet d'effluents, la gestion des déchets radioactifs ou le déclassement. Une situation d'exposition résultant de ce type de contamination est contrôlée dans le cadre de l'ensemble de la pratique. Il s'agit donc d'une situation d'exposition planifiée et non d'une situation d'exposition existante.

5.4. D'après le paragraphe 5.1 c) de la publication GSR Part 3 [2], les prescriptions relatives aux situations d'exposition existante s'appliquent également, en général, à une exposition due à des sources naturelles, lorsqu'une telle exposition n'est pas exclue du champ d'application de la publication GSR Part 3 [2] (voir par. 2.4 du présent guide de sûreté). Les sources naturelles comprennent :

- a) les matières (naturelles ou transformées) dans lesquelles les radionucléides sont pratiquement tous d'origine naturelle ;
- b) le radon 222, le radon 220 et leurs produits de filiation, dans les conditions fixées au paragraphe 3.161 ;
- c) les rayons cosmiques.

5.5. Les mesures destinées à prévenir ou à réduire les doses qui pourraient être reçues en l'absence de mesures dans une situation d'exposition existante peuvent prendre la forme d'actions correctives ou d'actions protectrices :

- a) Dans une situation d'exposition existante, les actions correctives consistent notamment à enlever la source ou à réduire son activité ou les quantités présentes. L'enlèvement des matières radioactives résiduelles qui se trouvent sur un site contaminé est un exemple d'action corrective.
- b) Dans une situation d'exposition existante, les actions protectrices comprennent notamment les mesures qui influent sur les voies d'exposition plutôt que sur la source elle-même. À titre d'exemple d'actions protectrices, on peut citer le contrôle de l'accès à un site contaminé et les restrictions sur l'utilisation de l'eau contaminée comme eau de boisson.

5.6. Dans les situations d'exposition existante, les catégories d'exposition sont l'exposition professionnelle et l'exposition du public. Pour l'exposition professionnelle, on peut distinguer deux groupes de travailleurs exposés :

- a) Les travailleurs qui sont exposés pendant qu'ils exécutent des actions correctives. L'exposition de ces travailleurs peut augmenter par suite directe de leurs tâches (c'est-à-dire lorsque ces actions consistent notamment à manipuler, à transporter ou à évacuer des matières radioactives résiduelles).
- b) Les travailleurs qui sont exposés dans la situation d'exposition existante mais n'exécutent aucune action corrective. Les expositions de ces travailleurs peuvent finalement être réduites grâce à des actions correctives ou protectrices.

5.7. Dans les situations d'exposition existante, les doses reçues devraient être bien inférieures au seuil des effets déterministes sur la santé. Les effets stochastiques sont donc les seuls effets sanitaires préoccupants.

STRATÉGIES DE PROTECTION

5.8. D'après les paragraphes 5.2 et 5.3 de la publication GSR Part 3 [2], le gouvernement exerce certaines responsabilités en matière de situations d'exposition existante. Il doit veiller à ce que les situations d'exposition existante soient détectées et évaluées en vue de déterminer quelles expositions (y compris les expositions professionnelles) sont préoccupantes du point de vue de la radioprotection. Dans le cadre législatif et réglementaire applicable à la gestion des expositions préoccupantes, y compris pour l'attribution des responsabilités en matière de protection et de sûreté, il doit également prévoir de fixer des critères appropriés pour la protection et la sûreté sous forme de niveaux de référence (voir par. 5.19 à 5.23), et de prendre des décisions sur la réduction des expositions grâce à des actions correctives ou protectrices.

5.9. Lorsqu'il est décidé que les expositions doivent être réduites, des stratégies de protection appropriées devraient être mises en place. Dans le cadre législatif et réglementaire, le gouvernement doit prévoir des dispositions pour l'élaboration et la mise en œuvre de stratégies de protection, notamment concernant :

- a) la définition des principes généraux sur lesquels reposent les stratégies de protection ;
- b) l'attribution des responsabilités pour l'élaboration et la mise en œuvre des stratégies de protection à l'organisme de réglementation ou à une autre autorité compétente (par exemple une autorité de santé ou une agence de protection de l'environnement)¹¹ et aux autres parties associées à la mise en œuvre de ces stratégies ;
- c) les dispositions prévues pour la participation des parties intéressées à la prise de décisions, s'il y a lieu.

5.10. Sur le plan de l'approche graduée (voir par. 2.20), le gouvernement, en concertation avec l'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente visée au paragraphe 5.9 b) devrait veiller à ce que les stratégies de protection applicables aux situations d'exposition existante soient adaptées aux risques radiologiques correspondants.

5.11. D'après le paragraphe 5.4 de la publication GSR Part 3 [2], l'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente doit veiller à ce que la stratégie de protection applicable à une situation d'exposition existante particulière

¹¹ Plusieurs autorités peuvent être concernées, auquel cas le terme « autorité » désigne le réseau d'autorités.

définisse les objectifs à atteindre et les niveaux de référence appropriés (voir par. 5.19 à 5.23).

5.12. Diverses actions correctives ou protectrices peuvent généralement être entreprises pour atteindre les objectifs de la stratégie de protection dans une situation d'exposition existante particulière. D'après le paragraphe 5.5 de la publication GSR Part 3 [2], lorsqu'ils mettent en œuvre la stratégie de protection, l'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente doivent prendre des dispositions pour évaluer ces actions correctives ou protectrices. L'évaluation comprendra une évaluation de l'efficacité des actions finalement prévues et mises en œuvre.

5.13. Lorsqu'ils mettent en œuvre la stratégie de protection adoptée, l'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente doivent veiller à ce que des informations soient mises à la disposition des individus exposés au sujet des risques sanitaires associés à l'exposition et des moyens de réduire leurs expositions et les risques correspondants.

JUSTIFICATION

5.14. L'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente devrait mettre en place la stratégie de protection pour une situation d'exposition existante particulière conformément au principe de justification. Autrement dit, il ne faudrait envisager d'inclure dans la stratégie de protection que les actions correctives ou protectrices dont les avantages escomptés sont suffisants pour l'emporter sur les détriments associés à leur exécution, y compris les détriments revêtant la forme de risques radiologiques, le coût des actions et le préjudice ou les dommages qu'elles pourraient entraîner.

5.15. Les détriments revêtant la forme de risques radiologiques qui doivent être pris en compte dans le cadre du processus de justification devraient comprendre les expositions des travailleurs qui participent à l'exécution des actions correctives.

OPTIMISATION

Approche générale

5.16. L'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente et les autres parties qui sont chargées de mettre en place une stratégie de protection

devraient veiller à ce que la forme, l'ampleur et la durée des actions correctives ou protectrices soient optimisées (c'est-à-dire qu'elles offrent le meilleur avantage net possible, en ce sens que toutes les expositions sont contrôlées à des niveaux aussi bas que raisonnablement possible, compte tenu des facteurs économiques, sociaux et environnementaux). La mise en œuvre de la stratégie de protection optimisée ne se traduira pas nécessairement par la plus grande réduction possible des doses, car la réduction des doses n'est qu'un des aspects qui sont pris en considération au cours du processus d'optimisation.

5.17. Comme pour le processus de justification (voir par. 5.14 et 5.15), les détriments revêtant la forme de risques radiologiques qui doivent être pris en compte dans le cadre du processus d'optimisation devraient comprendre les expositions des travailleurs qui participent à l'exécution des actions correctives.

5.18. Dans une situation d'exposition existante, l'optimisation de la protection est obtenue par :

- a) une évaluation de la situation d'exposition, y compris de toute exposition potentielle ;
- b) la détermination des modalités de protection possibles, exprimées sous forme d'actions correctives ou protectrices justifiées ;
- c) le choix de la meilleure solution dans les circonstances du moment ;
- d) la mise en œuvre de la méthode retenue.

Niveaux de référence

5.19. Dans le cadre du processus d'optimisation, un niveau de référence devrait être utilisé. Il représente le niveau de dose au-dessus duquel il est jugé inapproprié de prévoir d'autoriser des expositions. Lorsque l'on examine les différentes actions correctives ou protectrices possibles, le niveau de référence sert de limite supérieure pour la gamme des options considérées ; la stratégie de protection optimisée visera ainsi à ramener les doses à une certaine valeur en dessous du niveau de référence.

5.20. Un niveau de référence sert également à hiérarchiser la mise en œuvre des actions correctives et des actions protectrices. Lorsqu'une situation d'exposition existante a été découverte, les expositions réelles pouvaient être supérieures ou inférieures au niveau de référence. Le processus d'optimisation vise à assurer une protection optimisée pour tous les individus exposés, mais il faudrait accorder la priorité aux groupes qui ont reçu des doses supérieures au niveau de référence en

prenant toutes les mesures raisonnables pour ramener ces doses en dessous du niveau de référence.

5.21. Les niveaux de référence sont généralement exprimés sous forme de dose efficace annuelle dans la gamme des 1 à 20 mSv. Pour l'exposition due au radon, ils sont en revanche exprimés sous forme de concentration moyenne annuelle du radon dans l'air.

5.22. Pour une situation d'exposition existante particulière, un niveau de référence devrait être fixé par le gouvernement, un organisme de réglementation ou une autre autorité compétente agissant au nom du gouvernement. Cette valeur devrait être choisie en tenant compte de tous les facteurs pertinents, et notamment :

- a) de la nature de l'exposition et de la possibilité pratique de réduire l'exposition ;
- b) des conséquences sociales ;
- c) des facteurs nationaux ou régionaux ;
- d) de l'expérience acquise dans la gestion de situations similaires ;
- e) des orientations internationales et des bonnes pratiques adoptées ailleurs.

5.23. L'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente devraient examiner périodiquement les niveaux de référence afin qu'ils restent appropriés compte tenu des circonstances du moment.

EXPOSITIONS RÉSULTANT D' ACTIONS CORRECTIVES DANS DES ZONES CONTAMINÉES PAR DES MATIÈRES RADIOACTIVES RÉSIDUELLES

Application des prescriptions de protection et de sûreté

5.24. Comme l'explique le paragraphe 5.6 a), les travailleurs qui exécutent des actions correctives pour des zones contaminées par des matières radioactives résiduelles peuvent voir leur exposition augmenter par suite d'activités comme la manipulation, le transport ou l'évacuation de telles matières. Selon le paragraphe 5.26 de la publication GSR Part 3 [2], les employeurs de ces travailleurs doivent veiller à ce que leurs expositions soient contrôlées conformément aux prescriptions prévues pour les situations d'exposition planifiée qui sont énoncées dans la section 3 de la même publication. Les orientations qui figurent dans la section 3 du présent guide de sûreté s'appliquent donc à ces travailleurs. Celles

qui sont présentées aux paragraphes 5.38, 5.39 et 5.42 à 5.44 sont également pertinentes.

5.25. Comme l'explique le paragraphe 5.6 b), les travailleurs qui n'exécutent pas d'action corrective peuvent quand même être exposés dans une situation d'exposition existante, car les matières radioactives résiduelles modifient les niveaux d'exposition sur leurs lieux de travail. Les expositions de ces travailleurs sont également soumises à un contrôle, en ce sens qu'elles peuvent être réduites grâce à des actions correctives. Les prescriptions de protection et de sûreté en application desquelles ce contrôle s'exerce sont les mêmes que pour le contrôle des expositions des personnes du public dans les situations d'exposition existante. Les expositions de ces travailleurs sont donc contrôlées comme si ces derniers étaient des personnes du public. Les paragraphes 5.28 à 5.44 contiennent des orientations sur la réduction des expositions par des actions correctives, accompagnées des activités nécessaires après remédiation. On trouvera des orientations plus détaillées dans la publication intitulée « Remediation Process for Areas Affected by Past Activities and Accidents » [34] (collection Normes de sûreté de l'AIEA n° WS-G-3.1).

Stratégies de protection

5.26. Lors de l'élaboration de stratégies de protection pour les zones contaminées par des matières radioactives résiduelles, toutes les zones contaminées ou potentiellement contaminées devraient être surveillées ou étudiées par l'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente afin que les zones où des actions correctives ou protectrices sont nécessaires puissent être répertoriées et que des niveaux de référence appropriés puissent être définis. Il faudra faire intervenir plusieurs organismes publics et privés, et il faudrait prévoir des dispositions pour gérer la communication entre ces organismes et pour qu'ils puissent contribuer au processus. Il faudrait tenir compte de tous les effets possibles des actions sur les États voisins.

5.27. L'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente devraient établir des critères de sûreté pour l'élaboration et la mise en œuvre de stratégies de protection, y compris des critères et des méthodes pour évaluer l'efficacité des mesures correctives et des critères précisant les conditions à remplir pour le stade final de la remédiation.

Dispositions organisationnelles pour les actions correctives

5.28. Les dispositions organisationnelles pour les actions correctives, les mécanismes de financement et les attributions, y compris le cadre législatif et réglementaire, devraient être conformes aux orientations qui figurent dans la publication n° WS-G-3.1 [34].

Attributions

5.29. Comme la remédiation d'une zone contaminée peut faire intervenir plusieurs entités où travaillent des individus qui peuvent ne pas bien connaître les prescriptions applicables à la radioprotection et à la sûreté, les attributions des différentes parties concernées par la remédiation devraient être clairement définies dans le cadre législatif et réglementaire. Des responsabilités devraient notamment être définies au sujet de la protection des travailleurs durant la planification et la mise en œuvre du programme de remédiation.

5.30. Les personnes ou organisations qui sont chargées de fournir des ressources humaines, du matériel et une infrastructure d'appui appropriés pour la radioprotection professionnelle dans le cadre de la remédiation devraient être clairement désignées.

Considérations relatives à la réglementation

5.31. Le cadre législatif et réglementaire, appuyé si nécessaire par des documents d'orientation, devrait assurer une protection adéquate de l'environnement et des individus (y compris les travailleurs) lorsqu'une remédiation est entreprise.

5.32. Des actions protectrices sous forme de restrictions à l'utilisation de la zone ou à l'accès à celle-ci devraient être envisagées avant, pendant et, au besoin, après la remédiation. Ce type de restrictions devrait être prévu par le cadre législatif et réglementaire.

5.33. En cas de remédiation, le processus de réglementation ne se limite pas à la radioprotection. D'autres lois et règlements qui régissent des questions comme la santé et la sûreté au travail, la protection de l'environnement, l'aménagement des terres et les critères applicables aux aliments et à l'eau de boisson relèvent généralement de différents organismes publics. Ces autres lois et règlements devraient être appliqués en tant que de besoin afin qu'une approche réglementaire cohérente soit mise en place.

Programme de remédiation

5.34. La remédiation d'une zone contaminée comprend une évaluation radiologique préalable de la situation, l'élaboration et l'approbation d'un plan de travail, les opérations de remédiation proprement dites et la gestion des déchets radioactifs résultant de ces opérations. Lors de l'évaluation radiologique préalable, il faudrait définir correctement la nature du problème et les questions connexes qui concernent la radioprotection des travailleurs.

5.35. Dans le cadre de l'élaboration d'un plan de remédiation, les actions suivantes qui ont trait à la protection des travailleurs devraient notamment être envisagées :

- a) déterminer la nature et l'étendue de la contamination ;
- b) déterminer les voies d'exposition des travailleurs ;
- c) évaluer les doses individuelles reçues par toutes les voies d'exposition ;
- d) analyser les questions ayant trait à la santé et à la sûreté pendant les opérations de remédiation, y compris l'utilisation d'équipements de protection individuels appropriés.

5.36. La conception de l'étude de caractérisation du site est déterminée par les conditions radiologiques dans la zone, le type et l'étendue de la contamination sur le site et les ressources disponibles. Il faudrait veiller à ce que les appareils et les techniques d'échantillonnage et de mesure les plus adaptés soient choisis, et à ce que toute l'attention voulue soit accordée à l'étalonnage des appareils et à l'enregistrement des données (voir section 7). La collecte des données imposera très probablement des mesures du rayonnement gamma ambiant et une collecte d'échantillons du sol, du sous-sol, des matières radioactives en suspension dans l'air, de l'eau et du biote, ainsi que des mesures pour ces échantillons.

5.37. Les actions correctives et les actions protectrices à mettre en œuvre devraient être justifiées et optimisées (voir par. 5.14 à 5.23). Il faudrait donner la priorité aux situations dans lesquelles le niveau de référence est dépassé (voir par. 5.20). Les décisions relatives aux actions correctives et aux actions protectrices devraient être prises avec la participation des acteurs concernés par la situation de contamination. Pour la protection et la sûreté, il faudrait tenir compte des générations futures et de la génération actuelle, y compris les travailleurs.

5.38. Dans le cadre du processus de justification, les avantages de la remédiation qui devraient être pris en considération comprennent non seulement les réductions à terme des doses individuelles et des doses collectives, mais aussi la

diminution attendue de l'anxiété chez les individus, notamment les travailleurs. Les inconvénients qui devraient être pris en compte comprennent non seulement la charge financière directe de la remédiation, mais aussi les coûts économiques et sociaux, les conséquences des opérations de remédiation pour la santé et l'environnement (y compris les risques radiologiques pour les travailleurs qui exécutent ces opérations) et leurs effets perturbateurs sur la société. Même si l'objectif général est de réduire les doses reçues par les individus, les opérations de remédiation peuvent elles-mêmes donner lieu temporairement à des doses supplémentaires. Celles-ci devraient se justifier par l'avantage net qu'elles procurent, compte tenu notamment de la réduction de la dose annuelle qui s'ensuit.

5.39. Au cours du processus d'optimisation, il faudrait optimiser les actions correctives et les actions protectrices en adoptant la même approche générale que celle qui a été appliquée pour l'optimisation de la protection dans les situations d'exposition planifiée (voir par. 3.8 à 3.33), le rôle du niveau de référence étant à certains égards équivalent au rôle de la contrainte de dose dans les situations d'exposition planifiée. La nature, l'ampleur et la durée optimales des actions correctives et des actions protectrices devraient être choisies dans une liste de solutions justifiées pour la remédiation. Concernant le choix de la solution de remédiation optimisée, les impacts radiologiques sur les personnes et l'environnement devraient être pris en considération conjointement avec les impacts non radiologiques et avec les facteurs techniques, sociaux et économiques. Les facteurs relatifs à la gestion des déchets radioactifs devraient également être pris en compte. Il s'agit notamment du coût que représente la gestion des déchets (y compris le coût du transport), de la radioexposition des travailleurs qui s'occupent des déchets, des risques sanitaires qu'ils courent et de toute exposition ultérieure éventuelle résultant de l'évacuation des déchets. Dans certains cas, le résultat du processus d'optimisation peut être que l'utilisation des habitats humains sera soumise à certaines restrictions, auquel cas des contrôles institutionnels destinés à faire respecter ces restrictions devraient être maintenus.

5.40. Le plan de remédiation devrait comprendre un programme de contrôle radiologique afin que toutes les informations nécessaires sur les conditions radiologiques soient rassemblées avant, pendant et après la remédiation. Afin que le programme de remédiation soit suffisamment étayé, un système de documentation devrait faire partie du plan et devrait comprendre :

- a) une description des activités menées ;
- b) les données issues des programmes de contrôle radiologique et de surveillance ;

- c) les dossiers de santé et de sûreté au travail pour les travailleurs qui participent à la remédiation ;
- d) des registres sur les types et les quantités de déchets radioactifs produits et sur leur gestion ;
- e) les données issues du contrôle radiologique de l'environnement ;
- f) le relevé des charges financières ;
- g) les dossiers relatifs à l'implication des parties intéressées ;
- h) la description des responsabilités qui continuent de s'exercer pour le site ;
- i) l'inventaire des emplacements qui ont fait l'objet d'une remédiation et de ceux où subsiste une contamination résiduelle ;
- j) la définition des zones qui restent d'accès restreint et les restrictions applicables ;
- k) la déclaration de tout zonage ou de toute restriction ou condition contractuelle ;
- l) la description des enseignements qui ont été tirés.

5.41. Des procédures devraient être mises en place afin que les conditions anormales qui touchent la protection et la sûreté soient signalées à l'organisme de réglementation ou à une autre autorité compétente. Les individus, y compris les travailleurs, devraient être tenus informés et les parties concernées par la situation devraient être associées à la planification, à la mise en œuvre et à la vérification des actions correctives, et du contrôle radiologique et de la surveillance postérieurs à la remédiation. Le plan de remédiation, étayé par l'évaluation radiologique préalable, devrait être soumis à l'organisme de réglementation ou à une autre autorité compétente pour approbation. En fonction des circonstances, cette approbation peut soulever la question d'une autorisation sous forme d'enregistrement ou de licence, qui pourrait être nécessaire pour une situation d'exposition planifiée (voir par. 3.3).

Exécution des actions correctives

5.42. Pendant toute l'exécution des actions correctives, la personne ou l'organisation responsable devrait prendre la responsabilité générale de la protection et de la sûreté, même lorsque des prestataires extérieurs accomplissent des tâches ou remplissent des fonctions particulières. Cette responsabilité générale comprend la responsabilité de la protection et de la sûreté pour le transport, le traitement, l'entreposage et l'évacuation des déchets radioactifs résultant des opérations de remédiation. Procéder à une évaluation de la sûreté (et la soumettre à l'organisme de réglementation ou à une autre autorité compétente pour approbation) et, s'il y a lieu, à une évaluation de l'impact environnemental et à des évaluations de suivi fait partie de cette responsabilité. Comme l'explique

le paragraphe 5.24, même si les actions correctives sont entreprises dans une situation d'exposition existante, l'exposition des travailleurs qui exécutent les opérations de remédiation devrait être contrôlée conformément aux prescriptions applicables à l'exposition professionnelle dans les situations d'exposition planifiée. Cette règle impose diverses obligations à l'employeur des travailleurs, et notamment :

- a) d'élaborer et d'appliquer des procédures de protection et de sûreté appropriées ;
- b) d'adopter de bonnes pratiques techniques ;
- c) de veiller à ce que le personnel dispose de la formation, des qualifications et des compétences nécessaires ;
- d) de veiller à ce que la protection et la sûreté soient intégrées au système de gestion générale.

5.43. Si l'employeur des travailleurs qui sont affectés aux opérations de remédiation est une entreprise extérieure, la personne ou l'organisation qui est chargée des actions correctives devrait coopérer avec cet employeur dans la mesure nécessaire pour que les deux parties se conforment aux prescriptions applicables en matière de protection et de sûreté (voir par. 6.21 à 6.100).

5.44. Pendant que les actions correctives sont exécutées, l'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente doit vérifier quotidiennement le respect des prescriptions réglementaires, et notamment des prescriptions qui concernent la protection contre l'exposition professionnelle. La vérification de la conformité suppose de mener régulièrement des inspections et d'examiner les procédures de travail, les programmes de contrôle radiologique et les résultats de ces programmes. Il y a également des responsabilités qui concernent des questions particulières, y compris les mesures de coercition à prendre en cas de nonrespect des prescriptions, les actions à engager (si nécessaire) à la suite du signalement d'un événement anormal, et l'examen et l'approbation des modifications apportées aux procédures, au matériel ou au plan de remédiation lui-même, lorsque ces modifications peuvent avoir des conséquences radiologiques importantes pour les travailleurs, le public ou l'environnement.

EXPOSITION DUE AU RADON

Voies d'exposition

5.45. De l'uranium est naturellement présent dans les roches et le sol. La désintégration du radium 226, qui fait partie de la famille radioactive de l'uranium 238, produit du radon 222, gaz radioactif inerte et naturellement présent, dont la période s'élève à 3,8 jours. Une partie de ce radon s'échappe dans l'air et une autre partie se dissout dans les eaux souterraines. C'est dans les espaces clos que la concentration de radon 222 dans l'air est la plus élevée. Cette concentration dépend du débit d'entrée et du niveau de ventilation. L'exposition d'une personne qui est due au radon 222 et à ses produits de filiation à vie courte (^{218}Po , ^{214}Pb , ^{214}Bi et ^{214}Po) a surtout lieu lorsque cette personne respire de l'air, ce qui provoque une dose aux poumons. Seul 1 % environ de la dose aux poumons est due au radon 222 lui-même, car la plus grande partie du gaz inhalé est expirée. La dose résulte presque entièrement des produits de filiation, qui s'attachent aux noyaux de condensation et aux particules de poussière présents dans l'air. Ces particules et des particules libres se déposent le long de différentes voies respiratoires de l'arbre bronchique. L'exposition des poumons est principalement provoquée par des particules alpha émises par les produits de filiation à vie courte, même si des particules bêta et des rayons gamma sont également émis. L'exposition due à l'ingestion de radon 222 présent dans les eaux souterraines ne risque guère d'être une source réelle de préoccupation pour la radioprotection professionnelle.

5.46. La situation est similaire pour le thorium présent dans les roches et le sol, la décroissance du thorium 232 produisant un gaz, le radon 220 (généralement appelé thoron). L'exposition due au radon 220 et à ses produits de filiation à vie courte pose toutefois rarement des problèmes dans les situations d'exposition existante, car la période du radon 220 (56 s) est beaucoup plus courte que celle du radon 222. L'inhalation de radon 220 et de ses produits de filiation par des travailleurs lors de l'extraction et du traitement des minerais riches en thorium peut provoquer des expositions préoccupantes. En pareille situation, ces expositions seront cependant contrôlées dans le cadre d'une situation d'exposition planifiée, avec les expositions dues aux autres radionucléides de la famille radioactive du thorium 232 (voir par. 3.169). Dans les paragraphes qui suivent, le terme radon désigne donc uniquement le radon 222.

Concentrations de radon

Bâtiments

5.47. Dans les bâtiments, l'accumulation de radon dans l'air est principalement due au radon qui vient directement de la terre et pénètre dans le sous-sol par des fissures présentes dans le sol. Dans les zones tempérées, l'air situé à l'intérieur des bâtiments se trouve normalement à une pression légèrement inférieure à celle de l'air extérieur, car ce dernier est plus froid que l'air intérieur. Ce phénomène provoque un écoulement convectif qui, conjugué aux effets du vent qui souffle dans les cheminées et par les autres ouvertures, entraîne le gaz du sol et donc le radon dans le bâtiment. En dehors de la différence de pression, certains facteurs, comme l'humidité relative ou l'humidité du sol, peuvent influencer sur la concentration de radon dans un bâtiment.

5.48. Il peut également y avoir accumulation de radon dans un bâtiment, souvent dans une moindre mesure, lorsque du radon présent dans des matériaux de construction s'échappe dans l'air à l'intérieur du bâtiment, surtout lorsque ces matériaux sont poreux et riches en radium 226. L'eau qui alimente les bâtiments peut également permettre au radon de pénétrer dans l'air à l'intérieur des bâtiments, mais la concentration de radon dans l'eau à usage domestique est généralement assez faible, sauf peut-être lorsque l'eau provient du sous-sol. L'accumulation de radon dans les bâtiments qui sont des lieux de travail peut également dépendre de la présence de minéraux et de matières premières riches en radionucléides de la famille radioactive de l'uranium 238, mais cette influence est généralement assez faible si la ventilation est adéquate (voir par. 3.172).

5.49. La concentration dans les locaux varie selon les pays, en raison de différences sur le plan de la géologie, du climat, des matériaux de construction, des techniques de construction, des types de ventilation assurée (naturelle ou artificielle) et des habitudes domestiques. Il peut y avoir des écarts régionaux importants dans un même pays. Des données sur la concentration de radon dans les locaux pour le monde entier figurent dans la référence [35]. Les valeurs de la moyenne arithmétique publiées pour différents pays vont de 7 Bq/m³ à 200 Bq/m³. Dans des régions où le rayonnement de fond est élevé, la moyenne arithmétique est comprise entre 112 et 2 745 Bq/m³. Dans certaines parties d'Europe du Nord, des valeurs maximales pouvant atteindre 84 000 Bq/m³ ont été signalées. La moyenne arithmétique mondiale pondérée par la population s'élèverait à 39 Bq/m³.

Lieux de travail souterrains

5.50. C'est dans les lieux de travail souterrains que la concentration de radon est généralement la plus élevée. Ces lieux de travail comprennent les mines souterraines, les tunnels, les espaces de rangement et les aires de stationnement en sous-sol, les installations souterraines de traitement et de distribution de l'eau, les grottes, les anciennes mines ouvertes au public et les établissements thermaux. Dans ces lieux de travail, il existe de nombreuses interfaces par lesquelles le radon peut pénétrer en quantités importantes dans l'air, et des considérations pratiques peuvent limiter la capacité de ventilation. Dans certaines mines souterraines, y compris dans des mines où la concentration de radium 226 dans les roches n'est pas très élevée, la concentration de radon est forte à cause du radon qui, après avoir pénétré par les eaux souterraines, est libéré dans l'atmosphère de la mine. Une situation similaire peut se produire dans des installations souterraines de traitement et de distribution de l'eau.

5.51. D'après les chiffres publiés, la concentration de radon sur le lieu de travail est comprise entre 20 Bq/m³ et plus de 20 000 Bq/m³ dans les grottes et les mines souterraines ouvertes au public, et entre 200 Bq/m³ et 7 000 Bq/m³ dans les tunnels [36]. Des valeurs beaucoup plus élevées ont été mesurées dans des mines souterraines en activité, en particulier dans des mines d'uranium.

Application des prescriptions de protection et de sûreté

5.52. Comme pour toute autre exposition due à des sources naturelles, l'exposition professionnelle due au radon est soumise aux prescriptions relatives aux situations d'exposition existante (par. 5.1 c) i) de la publication GSR Part 3 [2]). Néanmoins, les prescriptions relatives aux situations d'exposition planifiée s'appliquent dans certaines situations, comme l'explique le paragraphe 3.161.

5.53. En général, l'exposition professionnelle due au radon n'est préoccupante que dans les lieux de travail fermés, comme les bâtiments ou les mines souterraines. L'exposition professionnelle due au radon à l'extérieur ne pose habituellement pas de problème, sauf peut-être pour des mines à ciel ouvert dans certaines conditions atmosphériques.

Répertoire des lieux de travail où l'exposition due au radon est préoccupante

5.54. Le gouvernement devrait veiller à ce que des informations soient rassemblées concernant la concentration de radon dans les locaux, notamment

sur les lieux de travail. Puisqu'il n'est pas possible de mesurer la concentration de radon sur tous les lieux de travail, des études devraient être conçues et menées afin que les informations recueillies soient raisonnablement représentatives du pays dans son ensemble, comme pour les études sur le radon dans les habitations. Cette exigence impose que les études soient systématiques et impartiales dans la mesure du possible. Les considérations géographiques sont souvent un bon indicateur général pour trouver les régions où la concentration de radon est probablement supérieure à la moyenne. Cette démarche a néanmoins des limites, car les relations entre la concentration de radon dans les locaux et des caractéristiques géologiques comme la porosité du sol ou la concentration d'uranium et de radium sont complexes. Des considérations géologiques peuvent cependant être utilisées pour effectuer une interpolation entre les résultats de l'étude et peuvent être utiles pour mieux délimiter les zones concernées.

5.55. La concentration de radon mesurée sur les lieux de travail en surface peut fortement contribuer à déterminer les zones sujettes au radon pour les habitations et vice versa, car les zones sujettes au radon sont souvent les mêmes pour les lieux de travail en surface et pour les habitations¹².

5.56. Une fois les résultats des mesures rassemblés, le gouvernement devrait veiller à ce que l'analyse des données permette de connaître les lieux de travail dans lesquels l'exposition due au radon est préoccupante. S'il n'y en a pas, aucune action supplémentaire n'est requise. En revanche, si des expositions préoccupantes sont répertoriées, le gouvernement devrait veiller à ce que les actions à engager pour réduire l'exposition sur les lieux de travail soient incluses dans un plan d'action national global sur le radon dans les locaux. Le plan d'action devrait être adapté à la situation d'exposition et aux conditions générales du pays.

Plan d'action

5.57. Un plan d'action national concernant l'exposition due au radon dans les locaux, y compris l'exposition sur les lieux de travail, devrait permettre de définir les actions correctives destinées à réduire les expositions préoccupantes. Il devrait également permettre de veiller à ce que, par des campagnes

¹² Une zone sujette au radon est une zone dans laquelle, en raison des caractéristiques du sol ou du plan ou de l'utilisation des bâtiments, le pourcentage des bâtiments où la concentration de radon 222 est supérieure à un niveau prédéfini (très probablement le niveau de référence applicable) dépasse un certain seuil fixé par l'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente.

appropriées, les informations pertinentes sur l'exposition due au radon soient communiquées aux employeurs, aux travailleurs, aux personnes du public et aux autres parties intéressées, comme les organismes professionnels. L'objectif de ces campagnes d'information devrait être de diffuser les principales conclusions des études nationales et de mieux faire connaître le radon, les risques sanitaires correspondants et les mesures simples qui peuvent être prises pour réduire les risques. Le tabagisme étant une cause très fréquente de cancer du poumon, il faudrait insister sur le risque accru que représentent le tabagisme et le radon.

5.58. Pour les expositions sur les lieux de travail considérés comme préoccupants, le plan d'action devrait définir une série d'actions coordonnées afin de réduire la concentration de radon sur les lieux de travail existants et sur les futurs lieux de travail.

5.59. Il est possible de concentrer les efforts de contrôle du radon en déterminant quels sont les « bâtiments sujets au radon ». Ces bâtiments peuvent être reconnus grâce à certaines caractéristiques de la conception, des matériaux de construction ou des méthodes de construction qui risquent d'entraîner une forte concentration de radon.

Niveaux de référence

5.60. Lors de l'élaboration du plan d'action, il faudrait définir des niveaux de référence appropriés pour le radon sur les lieux de travail, compte tenu des conditions sociales et économiques prédominantes. En général, le niveau de référence pour les lieux de travail doit être fixé à une valeur qui ne dépasse pas une concentration moyenne annuelle d'activité de $1\ 000\ \text{Bq/m}^3$ pour le radon (par. 5.27 de la publication GSR Part 3 [2]). Cette valeur correspond à une dose efficace annuelle de l'ordre de 10 mSv, dans l'hypothèse où le facteur d'équilibre est de 0,4 et où la durée d'occupation annuelle s'élève à 2 000 heures. Il est commode d'adopter une valeur unique pour le niveau de référence, qui s'applique à tous les lieux de travail quel que soit le facteur d'équilibre. D'autres niveaux de référence peuvent cependant être appropriés si le facteur d'équilibre est sensiblement différent de cette valeur, ce qui peut être le cas dans certaines mines souterraines, par exemple. Le choix d'un niveau de référence approprié est complexe : il faudrait déterminer sa valeur avec beaucoup de circonspection, en tenant compte non seulement du niveau d'exposition, mais aussi de l'ampleur probable de l'action corrective correspondante, qui a des conséquences économiques pour le secteur d'activité concerné et l'État dans son ensemble. Dans les bâtiments à taux d'occupation élevée pour les personnes du public, comme les jardins d'enfants, les écoles ou les hôpitaux, l'exposition de tous les

occupants est contrôlée à l'aide du niveau de référence qui est utilisé pour les habitations (par. 5.20 de la publication GSR Part 3 [2]).

Actions correctives sur les lieux de travail

5.61. Sur les lieux de travail qui ont été répertoriés dans le plan d'action, des mesures supplémentaires et plus précises de la concentration de radon peuvent être nécessaires. Les dispositions à adopter pour effectuer ces mesures et engager toute action corrective ultérieure incombent à l'employeur concerné. Ce dernier devrait pouvoir solliciter des conseils d'experts sur les mesures correctives à prendre. Il peut être approprié que l'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente donne des orientations écrites conformes aux pratiques de construction nationales.

5.62. L'employeur devrait veiller à ce que la concentration d'activité du radon sur les lieux de travail soit aussi basse que raisonnablement possible, la priorité étant donnée aux lieux de travail dans lesquels le niveau de référence est dépassé. Sur certains lieux de travail, en particulier les mines souterraines, la concentration de radon peut varier fortement dans le temps et dans l'espace. Il faudrait tenir compte de ce point lorsque l'on détermine si le niveau de référence est dépassé.

5.63. Si, malgré tous les efforts raisonnables de l'employeur pour réduire la concentration de radon sur le lieu de travail, celle-ci reste supérieure au niveau de référence, les prescriptions relatives à l'exposition professionnelle dans les situations d'exposition planifiée s'appliquent [voir par. 3.161 b)]. Ce cas de figure est rare, sauf pour certaines mines souterraines où des contraintes pratiques peuvent empêcher de réduire la quantité de radon qui pénètre dans l'air et limiter la capacité de ventilation (voir par. 3.176).

Méthodes de réduction des concentrations de radon dans les bâtiments

Dépressurisation du sol

5.64. Pour les fondations et les soubassements en contact avec la terre, la méthode de réduction de la concentration de radon la plus efficace consiste à réduire la pression du gaz du sol à proximité des fondations par rapport à la pression qui existe dans la structure. Pour y parvenir, il est possible d'installer un réseau de tuyaux qui part de la terre située sous les fondations et maintient un gradient de pression négatif entre la terre et les fondations. Le gaz du sol qui contient du radon peut alors être rejeté sans danger dans l'atmosphère. Il est recommandé de creuser si possible une cavité ou une fosse petite et simple dans les fondations, à

laquelle le réseau de tuyaux peut être fixé. Dans les bâtiments dont les fondations sont grandes et complexes, plusieurs systèmes de dépressurisation peuvent être nécessaires.

Ventilation du soubassement

5.65. Si le rez-de-chaussée n'est pas en contact avec la terre, il est possible de réduire la quantité de radon qui pénètre dans la structure en ventilant l'espace situé sous le sol. Pour y parvenir, on peut augmenter la ventilation naturelle ou installer un ventilateur qui retire l'air situé sous le sol et le remplace par de l'air extérieur.

Étanchement du sol et membranes

5.66. Comme la plus grande partie du radon qui provient de la terre traverse le sol par des fissures et d'autres ouvertures, il est possible de réduire la concentration de radon dans un local en bouchant ces points d'entrée. Cette méthode est toutefois généralement moins efficace que la dépressurisation et la ventilation, car il est difficile de boucher correctement tous les accès, et les dispositifs d'étanchéité se dégradent avec le temps. Elle peut être utilisée comme mesure complémentaire pour accroître l'efficacité de la dépressurisation du sol ou de la ventilation du soubassement. Des membranes en plastique très solide placées dans les fondations peuvent servir de barrière contre la pénétration du radon, à condition que tous les joints soient correctement scellés et que les membranes ne soient pas percées pendant leur installation. Ces membranes ne peuvent être posées dans des bâtiments existants.

Augmentation de la ventilation

5.67. Il est possible de disperser le radon présent dans des locaux en augmentant les échanges d'air avec l'extérieur. Cette méthode peut provoquer de grosses pertes d'énergie, surtout lorsque le climat est chaud ou froid. Les échangeurs de chaleur permettent de réduire ces pertes, mais ils supposent un investissement et des coûts de fonctionnement et de maintenance importants. Dans certaines structures, l'augmentation de la ventilation peut en réalité accroître la concentration de radon à l'intérieur en provoquant une hausse de la pression différentielle négative entre l'air intérieur et le gaz du sol.

Enlèvement de la terre

5.68. Une concentration élevée de radon à l'intérieur est parfois due à une forte concentration de radium 226 dans la terre située sous le bâtiment ou autour de celui-ci. Dans ce type de situation, il est possible de réduire la concentration de radon dans les locaux en enlevant de la terre et en la remplaçant par de la terre non contaminée. Il s'agit d'une opération lourde, qui ne devrait être menée que s'il n'existe aucune solution simple.

Traitement de l'eau

5.69. Dans les rares situations où l'eau utilisée dans le bâtiment est à l'origine d'une grande partie du radon présent dans les locaux, le traitement préalable de l'eau par aération peut être efficace. Une filtration par charbon actif est également possible, mais sera probablement moins efficace. L'aération des eaux peut réduire la concentration de radon dans les bâtiments concernés, mais peut aussi aggraver le problème dans les installations municipales de traitement de l'eau où l'aération est effectuée. Dans les installations de traitement de l'eau, l'air des zones où des personnes pénètrent fréquemment devrait être bien ventilé afin d'empêcher l'accumulation de radon. Dans les installations qui traitent des eaux souterraines à forte teneur en radon, se contenter de ces mesures peut être insuffisant, et il peut être nécessaire de limiter les durées pendant lesquelles des travailleurs de l'installation sont présents dans une zone où la concentration de radon est élevée. Cette disposition ne pose généralement pas de problème, car les travailleurs ne font normalement que de brèves inspections périodiques dans ces zones.

Mesures préventives dans les nouveaux bâtiments

5.70. En dehors des actions correctives à entreprendre sur les lieux de travail existants, actions qui relèvent de l'employeur, l'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente devrait se pencher sur les mesures préventives qui peuvent être appliquées aux nouveaux bâtiments, notamment les lieux de travail, dans les zones sujettes au radon. Pour les habitations, il a été constaté que, dans les zones où la concentration de radon est supérieure à 200 Bq/m³ pour plus de 5 % des bâtiments, des mesures préventives pour tous les nouveaux bâtiments seront probablement rentables [37]. La difficulté que présentent les nouveaux bâtiments est que la concentration de radon ne peut être prévue avec précision ; celle-ci ne peut être déterminée qu'à l'issue des travaux de construction. L'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente devrait établir un principe permettant de savoir à l'avance pour quels bâtiments des mesures préventives devraient être mises en œuvre lors de la conception et de la construction et,

après les travaux de construction, devrait contrôler l'efficacité de ces mesures. Des règles de construction appropriées et des orientations sur les pratiques de construction devraient être élaborées. Il faudrait examiner avec le plus grand soin les constructions élevées sur un remblai si certains signes montrent que les matériaux qui le composent pourraient présenter une forte concentration de radium 226. Une évaluation quantitative approfondie peut être nécessaire et, s'il y a lieu, l'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente peut imposer des restrictions.

5.71. Les fondations des nouveaux bâtiments qui sont élevés dans des zones sujettes au radon devraient être conçues et construites de manière à réduire au minimum la pénétration de radon provenant du sol. Certaines mesures préventives peuvent imposer d'apporter des changements importants à la conception et à la construction des fondations. D'autres mesures, très simples, peuvent être mises en œuvre à un coût relativement faible. Elles consistent notamment à mettre une couche de remblai poreux sous la dalle béton afin que le radon présent dans le gaz du sol puisse être extrait. Il est également possible de laisser un espace permettant d'installer un conduit d'évacuation intérieur pour l'air extrait. Il faudrait également se pencher sur les caractéristiques de conception qui permettent facilement d'instaurer des mesures correctives supplémentaires une fois la construction achevée, si de telles mesures sont jugées nécessaires.

5.72. La méthode privilégiée par l'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente dépend du style des bâtiments locaux et de l'ampleur et de la gravité de la propension à l'accumulation de radon. Une combinaison de méthodes peut s'avérer être la meilleure solution. Pendant la phase initiale du plan d'action national, l'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente devrait examiner soigneusement les effets des mesures préventives et des mesures correctives afin de s'assurer qu'elles sont efficaces et durables.

EXPOSITION AU RAYONNEMENT COSMIQUE

Sources d'exposition

5.73. Les trois principales sources de rayons cosmiques qui devraient être prises en considération pour l'exposition professionnelle sont les suivantes :

- a) Les sources de rayons cosmiques situées en dehors du système solaire. Les rayons cosmiques galactiques qui touchent la haute atmosphère sont composés à 98 % de nucléons (principalement des protons et des ions

d'hélium) et à 2 % d'électrons. Lorsque l'activité solaire augmente, le débit de fluence diminue, mais le pic du spectre d'énergie se déplace vers les hautes énergies.

- b) Le rayonnement cosmique solaire, qui est produit près de la surface du soleil par des perturbations magnétiques. Ce rayonnement résulte des éruptions solaires et des éjections de masse coronale, lorsque les particules produites se dirigent vers la Terre. Ces particules sont principalement des protons. Seules les particules les plus énergétiques contribuent aux doses au niveau du sol.
- c) Le rayonnement émis par les ceintures de rayonnement qui entourent la Terre (ceintures de Van Allen). Les ceintures de rayonnement de Van Allen sont constituées de protons et d'électrons piégés par le champ magnétique terrestre. Il y a deux ceintures de Van Allen : une ceinture intérieure, dont le centre se situe à environ 3 000 kilomètres de la surface de la Terre, et une ceinture extérieure, dont le centre se trouve à 22 000 kilomètres de la surface. Dans une région située à l'est du Brésil et appelée anomalie de l'Atlantique Sud, la ceinture de Van Allen intérieure descend à quelques centaines de kilomètres de la surface de la Terre.

5.74. L'intensité des rayons cosmiques qui touchent la haute atmosphère est réduite par le champ magnétique terrestre et dépend donc de la latitude. Elle est maximale près des pôles géomagnétiques et minimale près de l'équateur. L'intensité du rayonnement cosmique total varie également avec le temps. Les variations suivent le cycle d'activité solaire de onze ans, l'intensité du rayonnement étant minimale lorsque l'activité solaire est au plus haut.

5.75. Les particules de haute énergie qui touchent l'atmosphère interagissent avec les atomes et les molécules de l'air et produisent un ensemble complexe de particules secondaires chargées ou non chargées, notamment des protons, des neutrons, des pions et des noyaux relativement légers. La désintégration des pions non chargés produit des photons de haute énergie, qui produisent à leur tour une cascade d'électrons et de photons de haute énergie. La désintégration des pions chargés produit des muons, qui parcourent de grandes distances dans l'atmosphère. Au niveau du sol, la composante muonique du rayonnement cosmique est donc la composante qui contribue le plus à la dose (elle est à l'origine d'environ 80 % du débit de dose pour la dose absorbée).

Application des prescriptions de protection et de sûreté

5.76. On considère que l'exposition au rayonnement cosmique au niveau du sol ne se prête pas à un contrôle. Elle est donc exclue du champ d'application de la publication GSR Part 3 [2]¹³.

5.77. Pour les équipages d'aéronefs, le contrôle de l'exposition professionnelle au rayonnement cosmique au-dessus du niveau du sol doit être envisagé par rapport aux prescriptions applicables aux situations d'exposition existante, et l'exposition doit être contrôlée pour les personnes qui participent à des activités spatiales (voir par. 5.30 à 5.33 de la publication GSR Part 3 [2]).

Exposition des équipages d'aéronefs

5.78. À l'altitude où volent les aéronefs commerciaux, c'est-à-dire généralement entre 6 100 et 12 200 mètres, les principales composantes du rayonnement cosmique sont les neutrons, les électrons, les positons, les photons et les protons, les neutrons étant à l'origine de 40 % à 80 % du débit de dose pour la dose efficace en fonction de l'altitude, de la latitude et de la phase du cycle solaire. Chaque augmentation d'altitude de 1 830 mètres provoque un doublement du débit de dose. À des altitudes plus élevées, les noyaux lourds commencent à jouer un rôle important [23].

5.79. Dans les aéronefs commerciaux, le débit de dose dépend de l'altitude, de la latitude et de la phase du cycle solaire. Pour une altitude comprise entre 9 000 et 12 000 mètres à une latitude de 50 degrés (ce qui correspond à un vol entre l'Europe du Nord et l'Amérique du Nord), le débit de dose est généralement compris entre 4 et 8 $\mu\text{Sv/h}$. À une altitude plus basse, le débit de dose est normalement plus faible et, compte tenu des montées et des descentes, un débit de dose moyen de 4 $\mu\text{Sv/h}$ peut être utilisé pour tous les vols long-courriers. Pour les vols court-courriers, l'altitude est généralement plus basse (entre 7 500 et 10 000 m) et le débit de dose moyen est d'environ 3 $\mu\text{Sv/h}$. Pour les équipages d'aéronefs, la durée de vol annuelle moyenne est habituellement comprise entre 600 et 900 heures [23].

5.80. Ces dernières années, les techniques utilisées pour estimer le champ de rayonnement à bord d'un aéronef ont progressé (voir par. 7.36). En outre,

¹³ On estime que la dose efficace annuelle moyenne reçue par les populations qui est due au rayonnement cosmique est comprise entre 0,3 et 2 mSv, la dose moyenne pondérée par la population étant d'environ 0,38 mSv [23].

plusieurs codes informatiques ont été mis au point pour estimer les doses reçues par les équipages d'aéronefs pour des paramètres de vol particuliers. On a observé que les valeurs mesurées et les valeurs calculées concordent [38]. Aujourd'hui, on exécute donc couramment des codes informatiques pour évaluer les doses, au lieu de procéder à des mesures.

5.81. Les doses annuelles moyennes reçues par les équipages d'aéronefs sont habituellement comprises entre 1 et 3 mSv, des valeurs comprises entre 3,5 et 6,5 mSv étant signalées par certains États [23].

5.82. Dans l'aviation civile, les activités varient considérablement d'un État à l'autre et, dans certaines parties du monde, la possibilité que des équipages d'aéronefs reçoivent des doses importantes dues aux rayons cosmiques peut être très réduite. L'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente (qui peut être une administration de l'aviation civile) doit déterminer si l'évaluation de l'exposition des équipages d'aéronefs se justifie (par. 5.30 de la publication GSR Part 3 [2]). Si elle ne se justifie pas, aucune action supplémentaire n'est nécessaire.

5.83. Lorsque l'évaluation de l'exposition des équipages d'aéronefs due aux rayons cosmiques est jugée opportune, les prescriptions suivantes s'appliquent (voir par. 5.31 et 5.32 de la publication GSR Part 3 [2]) :

- a) L'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente doit établir un cadre qui comprend un niveau de dose de référence et une méthodologie pour l'évaluation et l'enregistrement des doses reçues par les équipages d'aéronefs à cause d'une exposition professionnelle aux rayons cosmiques. Un niveau de référence d'environ 5 mSv peut être considéré comme raisonnable.
- b) Lorsqu'il est probable que la dose reçue par les membres des équipages d'aéronefs dépassera le niveau de référence, leurs employeurs doivent :
 - i) évaluer les doses et archiver les résultats ;
 - ii) mettre les dossiers à la disposition des membres des équipages d'aéronefs.
- c) Les employeurs doivent :
 - i) informer les membres féminins des équipages d'aéronefs des risques dus à une exposition aux rayons cosmiques pour l'embryon ou le fœtus et de la nécessité de déclarer rapidement une grossesse ;
 - ii) appliquer les prescriptions du paragraphe 3.114 de la

publication GSR Part 3 [2] en ce qui concerne la déclaration de grossesse¹⁴, selon lesquelles :

« Le fait qu'une travailleuse déclare à son employeur qu'elle pense être enceinte ou qu'elle allaite n'est pas considéré comme une raison de la priver d'un emploi. L'employeur d'une femme qui lui a annoncé qu'elle pense être enceinte ou qu'elle allaite adapte les conditions de travail en ce qui concerne l'exposition professionnelle, afin que l'embryon, le fœtus ou le nourrisson bénéficie du même niveau général de protection que celui qui est requis pour les personnes du public. »

Pour les membres féminins des équipages d'aéronefs qui sont enceintes, l'employeur devrait mettre en œuvre les mêmes mesures de radioprotection que celles qui s'appliqueraient dans une situation d'exposition planifiée (voir par. 6.2 à 6.20). Ces mesures comprennent une limitation de la dose efficace annuelle à 1 mSv.

5.84. D'après la publication GSR Part 3 [2], les prescriptions relatives à l'évaluation de la dose et à l'archivage des résultats [voir ci-dessus, par. 5.83 b)] s'appliquent uniquement lorsqu'il est probable que la dose reçue par les membres des équipages d'aéronefs dépassera le niveau de référence. La dose ne devrait donc être évaluée que pour une petite partie des effectifs. Toutefois, en pratique, les États dont les activités d'aviation civile sont importantes évaluent généralement la dose pour tous les membres des équipages d'aéronefs. Étant donné que des codes informatiques appropriés existent pour évaluer directement la dose à partir des paramètres de vol (voir par. 5.80), cette solution semble possible (et plus acceptable pour le personnel).

5.85. S'agissant de la pratique aéronautique actuelle, les altitudes de vol sont bien établies et les durées de vol des équipages d'aéronefs sont contrôlées pour des raisons non radiologiques — ces contrôles peuvent être suffisants pour maîtriser les expositions. À nouveau pour des raisons non radiologiques, certaines compagnies aériennes peuvent déjà avoir mis en place des modalités de travail spéciales pour les membres féminins des équipages après déclaration d'une grossesse, ce qui limitera les doses reçues. Ces limitations garantissent que les doses annuelles moyennes resteront à un faible pourcentage (environ 10 %

¹⁴ La déclaration d'une grossesse, d'une grossesse supposée ou d'un allaitement à un employeur ne peut pas être imposée à une travailleuse dans les normes de sûreté de l'AIEA. Il est néanmoins nécessaire que toutes les travailleuses comprennent l'importance de faire ces déclarations afin que leurs conditions de travail puissent être modifiées en conséquence.

habituellement) de la limite de dose annuelle applicable aux travailleurs dans les situations d'exposition planifiée. Il n'y a donc aucun cas de figure évident dans lequel les doses pourraient dépasser les niveaux actuels, mais, parallèlement, il existe peu de perspectives raisonnables de réduire les doses. Par exemple, toute limitation supplémentaire de la durée de vol des équipages d'aéronefs pourrait avoir des conséquences inacceptables. Toute tentative de réduction des doses reçues par un membre d'équipage qui consiste à le réaffecter à d'autres vols ne permet pas de réduire la dose collective. Tous ces facteurs devraient être pris en compte lorsque l'on examine s'il y a un avantage quelconque à imposer des mesures de contrôle supplémentaires pour réduire les doses. À l'heure actuelle, il semblerait que des mesures supplémentaires ne se justifient guère.

Exposition des équipages de vaisseaux spatiaux

5.86. À une altitude comprise entre 200 et 600 kilomètres et à faible inclinaison, l'exposition des équipages de vaisseaux spatiaux est principalement due aux protons et aux électrons qui sont piégés par le champ magnétique terrestre dans la ceinture de Van Allen intérieure, au niveau de l'anomalie de l'Atlantique Sud, où cette ceinture est la plus proche de la surface de la Terre [23]. Pour les missions de durée limitée en orbite basse, les résultats de certaines évaluations de doses montrent que les valeurs de l'équivalent de dose individuel pour une mission varient entre 1,9 et environ 27 mSv. Dans le cadre d'un éventail plus large d'activités spatiales, les doses reçues au cours d'une mission peuvent aller jusqu'à 100 mSv.

5.87. Seuls quelques États mènent des activités astronautiques. Pour les équipages de vaisseaux spatiaux, la méthode de contrôle des expositions a été mise au point par les agences spatiales nationales ou régionales. Les prescriptions de la publication GSR Part 3 [2] qui s'appliquent au contrôle des expositions dans ces conditions exceptionnelles sont nécessairement plutôt générales et tiennent principalement compte des bonnes pratiques actuelles des États concernés :

- a) l'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente devrait établir, s'il y a lieu, un cadre de protection radiologique qui s'applique aux personnes participant à des activités spatiales ;
- b) il faudrait déployer tous les efforts raisonnables pour optimiser la protection en restreignant les doses reçues par les équipages de vaisseaux spatiaux sans limiter indûment l'étendue des activités qu'ils mènent.

5.88. Le cadre de protection des équipages de vaisseaux spatiaux devrait prévoir la fixation de niveaux de référence appropriés (par exemple des niveaux de

référence pour la dose reçue au cours d'une mission et au cours d'une carrière). Durant la phase de conception avant les vols, il devrait également permettre de déterminer des méthodes pour réduire au minimum les doses par des moyens comme le blindage et par le choix du moment où certaines activités sont menées et de leur durée. S'il y a lieu, un contrôle radiologique de zone et un contrôle radiologique individuel devraient être effectués pour évaluer la dose et détecter que les conditions d'exposition ont changé. Le contrôle radiologique et l'évaluation de la dose sont des éléments d'information essentiels pour le processus d'optimisation. On trouvera des orientations complémentaires sur ces différentes questions dans les références [39] à [41].

6. PROTECTION DES TRAVAILLEURS DANS DES CAS PARTICULIERS

6.1. La section 6 donne des orientations sur la radioprotection professionnelle de deux groupes de travailleurs pour lesquels le contrôle de la radioprotection présente des problèmes de gestion particuliers :

- a) Les travailleuses pendant et après la grossesse, dont l'exposition a des conséquences non seulement pour elles-mêmes, mais aussi pour l'embryon, le fœtus ou le nourrisson.
- b) Les travailleurs qui exercent leurs fonctions dans les locaux ou sur le site d'un autre employeur et qui peuvent être exposés parce que l'exploitant du site utilise des rayonnements, et les travailleurs qui peuvent apporter leur propre source de rayonnements sur un site, ce qui a des conséquences pour leur propre exposition et pour celle des salariés de l'exploitant du site. Ces travailleurs, appelés travailleurs itinérants, sont souvent employés par des entreprises extérieures.

TRAVAILLEUSES PENDANT ET APRÈS LA GROSSESSE

6.2. Il n'y a aucune raison d'établir une distinction générale entre les travailleurs en fonction de leur sexe dans le cadre de la radioprotection professionnelle. Il faut toutefois envisager des mesures de protection supplémentaires pour les travailleuses pendant et après la grossesse afin de protéger l'embryon, le fœtus ou le nourrisson.

Voies d'exposition de l'embryon, du fœtus ou du nourrisson

6.3. Les voies d'exposition de l'embryon, du fœtus ou du nourrisson présentées ci-après peuvent poser un problème :

- a) *in utero* :
 - i) expositions externes dues à des sources de rayonnements qui sont extérieures à l'organisme de la travailleuse et qui irradient non seulement les tissus maternels, mais aussi l'embryon ou le fœtus ;
 - ii) expositions internes dues à l'incorporation par la travailleuse de radionucléides (ou à des radionucléides présents dans des organes maternels creux comme la vessie ou les intestins) qui franchissent la barrière placentaire ; ou exposition du fœtus à des rayonnements pénétrants émis par des radionucléides déposés dans les tissus maternels (ou présents dans des organes maternels creux) ;
- b) nourrisson :
 - i) expositions externes dues à des rayonnements pénétrants émis par des radionucléides déposés dans les tissus maternels ou présents dans des organes maternels creux comme la vessie ou les intestins ;
 - ii) expositions internes dues à l'incorporation de radionucléides par le nourrisson, qui passent des tissus au lait maternel et sont ultérieurement ingérés pendant l'allaitement.

Responsabilités de la hiérarchie

6.4. D'après le paragraphe 3.113 de la publication GSR Part 3 [2], la hiérarchie doit donner aux travailleuses qui sont susceptibles d'entrer dans des zones contrôlées ou des zones surveillées ou qui peuvent entreprendre une mission d'urgence les informations voulues sur les risques pour l'embryon, le fœtus ou le nourrisson pendant et après la grossesse. Ces travailleuses ne peuvent être tenues d'annoncer à leur employeur qu'elles savent ou pensent qu'elles sont enceintes, ou qu'elles allaitent. La hiérarchie doit néanmoins donner aux travailleuses des informations sur l'importance d'avertir leur employeur le plus tôt possible afin que les conditions de travail relatives à l'exposition professionnelle puissent être modifiées en conséquence afin que l'embryon, le fœtus ou le nourrisson soit protégé.

6.5. Dès qu'une travailleuse susceptible d'entrer dans des zones contrôlées ou des zones surveillées ou pouvant entreprendre une mission d'urgence annonce à son employeur qu'elle sait ou pense qu'elle est enceinte ou qu'elle allaite, ce dernier doit adapter les conditions de travail relatives à l'exposition

professionnelle afin que l'embryon, le fœtus ou le nourrisson bénéficie du même niveau général de protection que celui qui est requis pour les personnes du public (voir par. 3.114 de la publication GSR Part 3 [2]). Cette annonce ne doit pas être considérée comme une raison de la priver d'un emploi (voir par. 5.83), mais elle entraînera des restrictions plus sévères sur les expositions professionnelles auxquelles la travailleuse est soumise. L'employeur devrait informer la travailleuse de la décision d'appliquer des restrictions plus sévères.

6.6. Les restrictions plus sévères ne devraient pas nécessairement empêcher la travailleuse de travailler sous rayonnements ou avec des matières radioactives, ni de pénétrer ou de travailler dans des zones sous rayonnement. Les restrictions devraient cependant être telles que, dans des conditions normales de fonctionnement, les prescriptions de la publication GSR Part 3 [2] qui concernent la limitation des doses pour les personnes du public soient respectées pour l'embryon ou le fœtus pendant la grossesse et pour le nourrisson après l'accouchement. En outre, les conditions de travail adaptées devraient permettre d'éviter toute exposition potentielle importante due à un accident ou à un autre événement imprévu qui pourrait donner lieu à des doses élevées causées par une exposition externe ou une exposition interne.

6.7. Lorsque l'on détermine quelles restrictions plus sévères seront imposées, il faudrait tenir compte de toutes les doses qui ont été reçues par l'embryon ou le fœtus par suite de l'exposition professionnelle de la travailleuse aux rayonnements externes entre la conception et l'annonce de la grossesse. Il faudrait également prendre en considération toutes les doses qui ont été ou seront reçues par l'embryon, le fœtus ou le nourrisson et qui résultent des incorporations de radionucléides par la travailleuse avant l'annonce de la grossesse, y compris des incorporations qui ont précédé la conception.

6.8. L'employeur devrait examiner si la travailleuse a besoin d'informations et d'une formation supplémentaires par suite de toute modification des conditions de travail destinée à réduire l'exposition de l'embryon, du fœtus ou du nourrisson.

Contrôle radiologique

6.9. En raison des restrictions plus sévères concernant la dose, les travailleuses devraient faire l'objet d'un contrôle radiologique pendant et après la grossesse. Il faudrait évaluer les doses en tenant compte de toutes les voies d'exposition externe ou interne pertinentes.

6.10. Une fois la grossesse annoncée, le programme de contrôle radiologique devrait être redéfini afin de vérifier que la dose estimée reçue par l'embryon, le fœtus ou le nourrisson (y compris la dose résultant des radionucléides incorporés par la travailleuse avant la conception) qui pourrait être due à l'exposition professionnelle ne dépassera pas 1 mSv. Il peut être nécessaire de modifier ce programme pour l'exposition interne, car certains radionucléides peuvent davantage contribuer aux doses fœtales qu'aux doses maternelles. La biocinétique de certains éléments peut changer pendant la grossesse, mais les informations disponibles ne sont généralement pas suffisamment précises pour pouvoir élaborer un autre modèle permettant d'établir un lien entre les valeurs relatives à l'excrétion ou à la rétention dans les organes et les quantités incorporées. Certaines modifications de la biocinétique qui ont été étudiées par la CIPR [42] peuvent être appliquées pour les évaluations de doses spéciales.

6.11. S'il y a des raisons de penser que la dose reçue par l'embryon, le fœtus ou le nourrisson pourrait être proche de 1 mSv par an, un contrôle radiologique individuel de la travailleuse et une évaluation individuelle de la dose engagée reçue par l'embryon, le fœtus ou le nourrisson devraient être effectués. Les rapports sur les doses devraient être disponibles rapidement afin de pouvoir prendre des mesures sans délai s'il s'avère que la dose reçue par l'embryon, le fœtus ou le nourrisson pourrait être supérieure à 1 mSv par an.

6.12. Une plus grande fréquence du contrôle radiologique peut être souhaitable pour surveiller de plus près les éventuelles expositions par inadvertance. Il faudrait toutefois définir cette fréquence en tenant compte du niveau d'enregistrement du dosimètre passif ou des autres dispositifs techniques utilisés. Lorsque le niveau d'enregistrement du dosimètre est inférieur à 0,1 mSv, une fréquence de contrôle inférieure à un mois pourrait être trop courte pour évaluer correctement la dose reçue par le fœtus pendant toute la période qui a suivi l'annonce de la grossesse. Un dosimètre actif peut être utilisé pour détecter toute exposition accidentelle éventuelle. Dans tous les cas, la dose enregistrée pour la travailleuse enceinte devrait être celle de son dosimètre habituel.

6.13. Il faudrait envisager d'étalonner les dosimètres pour pouvoir évaluer les doses reçues par l'embryon ou le fœtus. Pour les champs de rayonnements pénétrants, les dosimètres qui ont été étalonnés pour l'équivalent de dose individuel $H_p(10)$ afficheront une dose surestimée. En revanche, tel n'est pas toujours le cas pour les champs de rayonnement produits par des neutrons de haute énergie ou par des particules dans des installations équipées d'accélérateurs, pour lesquelles des dosimètres étalonnés pour des doses à différentes profondeurs sous la surface sont exigés.

6.14. Un dosimètre supplémentaire sur l'abdomen n'est pas obligatoire, mais il peut donner aux travailleuses l'assurance que l'on prête attention à toute exposition pendant la grossesse. La hiérarchie devrait envisager d'utiliser un dosimètre approprié pour contrôler la dose reçue par le fœtus. Si les rayonnements externes sont homogènes, il n'existe pas de position recommandée pour le dosimètre sur l'abdomen. En revanche, si le champ de rayonnement est hétérogène, le dosimètre devrait être placé sur la partie de l'abdomen qui pourrait être la plus irradiée.

6.15. En cas d'incorporation accidentelle présumée, il faudrait effectuer un contrôle radiologique spécial afin de s'assurer que la limite de dose pour l'embryon, le fœtus ou le nourrisson ne sera pas dépassée. Ce contrôle peut être réalisé par anthroporadiométrie du corps entier ou d'un organe (comme la thyroïde ou un poumon) ou par analyse *in vitro* des excréments de la travailleuse.

Évaluation de la dose

6.16. Des informations sur la dose qui est reçue par l'embryon ou le fœtus et résulte des incorporations de radionucléides par la mère ont été publiées par la CIPR [42]. Il s'agit notamment de coefficients de dose établis à partir de modèles de biocinétique et de dosimétrie qui tiennent compte des radionucléides traversant la barrière placentaire et de l'exposition photonique due aux radionucléides présents dans le placenta et les tissus maternels. Ces coefficients, exprimés en sieverts par becquerel, représentent la dose efficace engagée à l'embryon ou au fœtus par activité incorporée par la travailleuse. Des coefficients de dose pour les organes du fœtus ont également été publiés.

6.17. En cas d'incorporation aiguë par une travailleuse à la suite d'un accident ou d'un incident survenu pendant ou avant la grossesse, les coefficients de dose de la CIPR peuvent être utilisés pour calculer les doses engagées aux organes et les doses efficaces reçues par l'embryon ou le fœtus. Pour les incorporations chroniques, ces coefficients s'appliquent à trois cas de figure : i) incorporation chronique pendant la grossesse ; ii) incorporation chronique un an avant la grossesse ; iii) incorporation chronique cinq ans avant la grossesse.

6.18. Pour l'évaluation de la dose externe reçue par le fœtus, seuls les rayonnements pénétrants devraient être pris en compte. Si les champs de rayonnement sont homogènes, pour les photons et les rayons bêta, la dose enregistrée par le dosimètre de la travailleuse est une estimation surévaluée de la dose reçue par le fœtus, car, au moment où la grossesse sera annoncée, la dose à la profondeur où se situe le fœtus sera généralement plus faible. Si les champs

sont hétérogènes, les résultats de la dosimétrie et la dose reçue par le fœtus doivent être soigneusement évalués.

6.19. Des informations sur la dose reçue par le nourrisson qui résulte de l'ingestion de radionucléides contenus dans le lait — notamment des coefficients de dose — ont été publiées par la CIPR [43]. Les incorporations avant et durant la grossesse, ainsi que pendant l'allaitement, sont prises en compte.

6.20. L'évaluation de la dose reçue par le nourrisson qui résulte de l'exposition externe due aux radionucléides présents dans les tissus maternels repose sur des estimations de la position de la mère et du nourrisson, et de la durée pendant laquelle la mère porte le nourrisson ou est proche de lui. Des modèles mathématiques de la mère et du nourrisson sont ensuite utilisés pour effectuer des simulations de MonteCarlo sur les tissus maternels comme sources d'exposition pour le nourrisson.

TRAVAILLEURS ITINÉRANTS

6.21. Dans le cadre du présent guide de sûreté, un travailleur itinérant est une personne professionnellement exposée qui travaille dans des zones surveillées ou des zones contrôlées en différents lieux et qui n'est pas salariée par la hiérarchie de l'installation où elle travaille [44]. Les travailleurs itinérants peuvent être indépendants ou peuvent être employés par une entreprise extérieure (ou une entité juridique similaire) qui fournit des services dans les installations d'autres employeurs (ces installations peuvent être ou non détenues par un titulaire d'enregistrement ou de licence ou soumises d'une autre manière à un contrôle réglementaire).

6.22. La hiérarchie au sein d'une installation et l'entreprise extérieure sont toutes deux des employeurs. La hiérarchie exerce le contrôle principal sur l'installation, tandis que l'entreprise extérieure fournit des services contractuels. Lorsqu'ils travaillent dans des zones surveillées ou des zones contrôlées d'une installation qui n'est pas exploitée ou principalement contrôlée par l'entreprise extérieure, les salariés de cette dernière entrent dans la définition du travailleur itinérant. Dans des situations plus complexes, une entreprise extérieure pourrait elle-même confier par contrat des travaux à un sous-traitant. Les salariés de l'entreprise extérieure et du sous-traitant pourraient alors être des travailleurs itinérants. Lorsque l'entreprise extérieure est un indépendant, celui-ci est considéré à la fois comme un employeur et un travailleur, et comme ayant les devoirs qui s'y rattachent.

6.23. Les travailleurs itinérants peuvent eux-mêmes utiliser des sources de rayonnements ou pourraient être exposés à cause de sources de rayonnements contrôlées par la hiérarchie dans l'installation où ils travaillent.

6.24. Les travailleurs itinérants peuvent être des apprentis qui sont formés pour un emploi impliquant une exposition aux rayonnements. L'exposition des étudiants n'est pas une exposition professionnelle, mais des étudiants peuvent aussi être considérés comme des « étudiants itinérants » lorsque leur cursus ou leur expérience professionnelle (sous la supervision de leur maître de stage dans l'entreprise extérieure) impose leur présence dans des zones surveillées ou des zones contrôlées qui ont été mises en place dans une installation.

6.25. Quelques exemples de travailleurs itinérants et des types de tâches qu'ils accomplissent :

- a) travailleurs chargés de la maintenance dans l'industrie électronucléaire — employés par une entreprise extérieure qui fournit des services en fonctionnement normal, lors des arrêts pour maintenance et lors des autres mises à l'arrêt ;
- b) personnel chargé de l'assurance de la qualité, des inspections en service et des examens ou des essais non destructifs dans l'industrie électronucléaire et dans d'autres secteurs ;
- c) dans tous les secteurs d'activité, personnel chargé de la maintenance et agents d'entretien qui pourraient être exposés aux rayonnements à cause d'applications très diverses ;
- d) agents qui assurent des services spécialisés — comme l'élimination du tartre et des autres sédiments dans les tuyaux et les cuves (pour la décontamination du matériel), le transport des déchets radioactifs ou le chargement ou le changement des sources radioactives dans les installations d'irradiation ;
- e) travailleurs contractuels dans les mines et les installations de traitement de minerais qui pourraient être exposés aux rayonnements émis par des matières radioactives naturelles ;
- f) salariés d'une entreprise de radiographie industrielle chargés d'intervenir dans une installation exploitée par une hiérarchie qui n'est pas celle de l'entreprise ;
- g) travailleurs sous-traitants qui procèdent à des contrôles de sécurité à l'aide d'appareils à rayons X ou de sources radioactives ;
- h) travailleurs sous-traitants qui participent au déclassement d'installations de différents types, à la décontamination des bâtiments associés et à la remédiation des zones extérieures ;

- i) travailleurs salariés par des entreprises qui installent et mettent en service des équipements médicaux ;
- j) professionnels de santé qui travaillent dans des zones surveillées ou des zones contrôlées dans plusieurs hôpitaux ou cliniques (fixes ou mobiles) qui ne sont pas gérés par leur employeur.

Problèmes que présente le recours aux travailleurs itinérants

6.26. Une gestion efficace des travailleurs itinérants est indispensable pour garantir la protection et la sûreté, mais peut être rendue plus difficile par des problèmes comme le chevauchement des responsabilités, des différences concernant les procédures de travail locales et les normes de protection, des difficultés de communication et la supervision à distance.

6.27. Les problèmes que présente le recours aux travailleurs itinérants concernent principalement le contrôle hiérarchique. Des incertitudes concernant la répartition des responsabilités relatives aux dispositions applicables à la protection des travailleurs peuvent créer des difficultés pour le contrôle individuel de l'exposition des travailleurs itinérants dans le temps, par exemple sur une année civile. Comme les travailleurs itinérants se déplacent d'installation en installation, ils peuvent accumuler des doses qui approchent, voire dépassent, la limite de dose individuelle annuelle. Une telle situation peut se produire même si aucune des contraintes de dose fixées à des fins prospectives ni aucun des objectifs administratifs pour les doses dans les différentes installations n'ont été dépassés.

6.28. La variété des tâches exercées par les travailleurs itinérants rend difficile l'assignation explicite de responsabilités sans examen préalable des situations particulières. Dans certaines situations, la hiérarchie au sein d'une installation est contractuellement tenue de fournir la plupart des services nécessaires à la protection et à la sûreté des travailleurs itinérants, tandis que, dans d'autres, la plus grande partie des tâches et des responsabilités incombe généralement à l'entreprise extérieure. Une exposition peut ainsi avoir lieu dans trois cas de figure :

- a) L'exploitation d'une installation peut provoquer une exposition de salariés de l'entreprise extérieure qui ne détiennent pas de source de rayonnements. Dans cette situation, la hiérarchie au sein de l'installation est le titulaire d'enregistrement ou de licence, et l'entreprise extérieure est seulement l'employeur.

- b) Des salariés de l'entreprise extérieure apportent leur propre source de rayonnements dans l'installation et peuvent donc provoquer une exposition des salariés de l'installation. En pareil cas, l'entreprise extérieure est le titulaire d'enregistrement ou de licence, et la hiérarchie au sein de l'installation est seulement un employeur.
- c) Une combinaison des situations décrites aux aliéas a) et b), de sorte que l'exploitation de l'installation et les activités de l'entreprise extérieure sur le site peuvent provoquer une exposition de leurs salariés respectifs. En pareil cas, la hiérarchie au sein de l'installation et l'entreprise extérieure sont toutes deux titulaires d'enregistrements ou de licences.

Coopération entre les employeurs

6.29. La responsabilité de la protection et de la sûreté des travailleurs dans une installation incombe en premier lieu à la hiérarchie au sein de l'installation. Une entreprise extérieure qui fournit des services à la hiérarchie au sein d'une installation est cependant responsable de la protection et de la sûreté de ses salariés. Il y aura donc un chevauchement des responsabilités concernant la gestion des travailleurs itinérants, et une coopération entre les deux employeurs (la hiérarchie au sein de l'installation et l'entreprise extérieure) est requise (prescription 23 de la publication GSR Part 3 [2]). La définition précise de ces responsabilités conjointes dépend du type de tâches accomplies, mais exige une concertation et une coopération dans la mesure nécessaire pour que les prescriptions relatives à la protection et à la sûreté de tous les travailleurs dans l'installation soient respectées. Cette exigence figure au paragraphe 3.85 de la publication GSR Part 3 [2], aux termes duquel :

« Si des travailleurs sont affectés à des travaux qui mettent en jeu ou pourraient mettre en jeu une source qui n'est pas sous le contrôle de leur employeur, le titulaire d'enregistrement ou de licence qui en a la responsabilité et l'employeur coopèrent dans la mesure nécessaire pour que les deux parties se conforment aux prescriptions des présentes Normes. »

6.30. Des prescriptions supplémentaires concernant la coopération entre les employeurs figurent aux paragraphes 3.86 et 3.87 de la publication GSR Part 3 [2] :

« 3.86. La coopération entre l'employeur et le titulaire d'enregistrement ou de licence porte, selon les besoins, sur :

- a) L'élaboration et l'application de restrictions d'exposition particulières et d'autres moyens pour faire en sorte que les travailleurs affectés à des travaux qui mettent en jeu ou pourraient mettre en jeu une source qui n'est pas sous le contrôle de leur employeur bénéficient de mesures de protection et de sûreté au moins équivalentes à celles dont bénéficient les employés du titulaire d'enregistrement ou de licence ;
- b) Des évaluations particulières des doses reçues par les travailleurs spécifiés à l'alinéa a) ;
- c) La répartition claire et documentée entre les responsabilités de l'employeur et celles du titulaire d'enregistrement ou de licence en matière de protection et de sûreté.

3.87. Dans le cadre de la coopération entre les parties, le titulaire d'enregistrement ou de licence responsable de la source ou de l'exposition, le cas échéant :

- a) Obtient des employeurs, y compris des travailleurs indépendants, les dossiers sur l'exposition professionnelle des travailleurs [...] et toute autre information nécessaire ;
- b) Fournit à l'employeur des informations appropriées, y compris toute information disponible à prendre en considération pour le respect des prescriptions des présentes Normes qu'il lui demande ;
- c) Fournit tant au travailleur qu'à l'employeur les dossiers d'exposition pertinents. »

6.31. Lorsque le besoin de coopération conduit à conclure un accord sur les procédures à suivre, cet accord devrait dans l'idéal être consigné. Il sera probablement judicieux que cet accord fasse partie du contrat officiel, surtout dans les situations contractuelles (et de sous-traitance) vastes et complexes (par exemple lorsque la hiérarchie au sein d'une installation délimite précisément une partie du site qui sera confiée à une entreprise extérieure principale pour qu'elle accomplisse des tâches comme le déclassement). À l'aide de ces documents, il faudrait veiller à ce que chaque partie sache à quelles exigences légales pesant sur l'employeur elle est expressément tenue de se conformer. Les dispositions détaillées et la détermination des responsabilités dépendent de la nature des tâches et de l'expérience pertinente des parties.

6.32. Les fiches d'information et les listes de contrôle facilitent les échanges d'informations entre employeurs et l'évaluation du bien-fondé des dispositions relatives à la protection et à la sûreté. Elles devraient être utilisées pour présenter succinctement les prescriptions à respecter en matière de protection et de sûreté,

et pour énumérer les différents points qui devraient être examinés et faire l'objet d'un accord entre la hiérarchie au sein de l'installation et l'entreprise extérieure avant le début des tâches confiées à celle-ci.

Sources placées sous le contrôle d'une installation

6.33. Pour de nombreux types d'activités, les salariés d'une entreprise extérieure qui n'utilisent pas directement de sources de rayonnements dans le cadre de leur travail doivent entrer dans une zone d'une installation où ils peuvent être exposés aux rayonnements résultant du fonctionnement normal de l'installation. Ces travailleurs itinérants peuvent par exemple être du personnel chargé de la maintenance et des agents d'entretien. Dans bien des cas, l'entreprise extérieure et ses salariés ont peu voire aucune expérience de travail dans des zones sous rayonnement et ne connaissent guère les prescriptions réglementaires applicables à la protection et à la sûreté.

6.34. En pareilles circonstances, il incombe à la hiérarchie au sein de l'installation d'appliquer le même niveau de protection et de sûreté aux travailleurs itinérants qu'à ses salariés. Le fait d'avoir mis en place les dispositions nécessaires à cette fin devrait être une condition préalable à l'affectation des travailleurs itinérants. Il faudrait envisager de consigner cette règle en mentionnant dans le contrat les mesures pertinentes de protection et de sûreté, qui sont énumérées dans la section 3 et comprennent, s'il y a lieu :

- a) l'optimisation de la protection et de la sûreté (y compris les contraintes de dose correspondantes) ;
- b) la limitation des doses ;
- c) le classement de certaines zones ;
- d) l'utilisation d'équipements de protection individuels ;
- e) les règles et procédures locales ;
- f) le contrôle radiologique et l'évaluation de la dose ;
- g) les dossiers sur les doses ;
- h) les informations et la formation ;
- i) la surveillance de la santé des travailleurs.

6.35. Si l'entreprise extérieure doit effectuer des opérations inhabituelles, une évaluation radiologique préalable de ces opérations est nécessaire. Dans le cadre de cette évaluation, il faudrait tenir compte des différentes options de protection possible. Le niveau de détail présenté dans l'évaluation devrait être proportionné aux risques radiologiques. L'élaboration de l'évaluation devrait incomber à la hiérarchie au sein de l'installation, en raison de sa connaissance

approfondie des travaux à mener, mais l'entreprise extérieure devrait y participer, éventuellement avec l'aide d'un expert qualifié. Il faudrait donc veiller à ce que toutes les questions intéressant la protection et la sûreté soient examinées à un stade précoce.

6.36. La hiérarchie au sein de l'installation aura mis en place des dispositions pour l'évaluation des doses reçues par ses salariés, et des dispositions appropriées devraient également être prises pour l'évaluation des doses reçues par les salariés de l'entreprise extérieure. Cette mesure peut imposer à la hiérarchie au sein de l'installation de fournir des dosimètres à l'entreprise extérieure et de procéder à l'évaluation de la dose à l'issue des travaux, ou peut imposer à l'entreprise extérieure de s'occuper elle-même de la dosimétrie. Les dispositions à appliquer devraient figurer dans le contrat. Si, pour les travaux exécutés, les dispositions relatives à la dosimétrie sont appliquées par la hiérarchie au sein de l'installation, les dossiers sur les doses correspondants devraient être communiqués aux travailleurs itinérants et à leur employeur (l'entreprise extérieure). Dans tous les cas, chaque travailleur itinérant devrait respecter les prescriptions figurant dans les règles ou les procédures locales et visant à ce qu'il porte un dosimètre individuel dans une zone particulière.

6.37. À l'issue des travaux, et éventuellement à différentes étapes pendant l'exécution du contrat, les doses reçues par les salariés de l'entreprise extérieure devraient être comparées à celles qui étaient prévues dans l'évaluation radiologique préalable.

6.38. Pour pouvoir déterminer quels salariés peuvent intervenir dans le cadre d'un contrat particulier, une entreprise extérieure exigera de la hiérarchie au sein de l'installation qu'elle lui communique les informations suivantes :

- a) renseignements détaillés sur les risques radiologiques et les mesures de contrôle correspondantes, et estimation des doses de rayonnements maximales susceptibles d'être reçues par les salariés de l'entreprise extérieure durant l'exécution des tâches prévues par le contrat ;
- b) renseignements détaillés sur les formations supplémentaires qui seront nécessaires et qui devront donc être assurées par l'entreprise extérieure ou par la hiérarchie au sein de l'installation ;
- c) informations permettant de savoir si les salariés de l'entreprise extérieure doivent porter un dosimètre individuel et, dans l'affirmative, quelles dispositions sont prévues ;
- d) renseignements détaillés sur les risques non radiologiques, par exemple ceux que présentent les produits chimiques, la poussière et la chaleur ;

e) fourniture d'équipements de protection individuels, si nécessaire.

6.39. Avant que le salarié d'une entreprise extérieure ne soit autorisé à entrer dans une installation pour travailler dans une zone contrôlée ou surveillée, la hiérarchie au sein de l'installation devrait obtenir de l'entreprise des renseignements précis sur ce salarié. Si ces informations sont immédiatement disponibles, le salarié pourra rapidement entrer dans l'installation. Ces renseignements devraient comprendre :

- a) des informations sur les compétences appropriées du salarié (formation, expérience et diplômes) ;
- b) des informations détaillées sur le bilan dosimétrique relatif au salarié ;
- c) toute information pertinente sur l'aptitude du salarié aux travaux prévus.

6.40. La hiérarchie au sein de l'installation pourra également évaluer avec profit les compétences des salariés de l'entreprise extérieure. Cette question est étudiée plus en détail aux paragraphes 6.56 à 6.65.

6.41. L'entreprise extérieure devrait examiner si elle doit consulter un ou plusieurs experts qualifiés pour les travaux à entreprendre, en fonction de la nature de ces travaux et des conditions contractuelles. Si elle souhaite consulter un expert qualifié, elle peut demander à la hiérarchie au sein de l'installation ou à une source indépendante de lui recommander de bons experts. Les thèmes suivants sont des exemples de sujets pour lesquels il peut être nécessaire de demander son avis à un expert qualifié :

- a) examen des dispositifs techniques relatifs à la protection et à la sûreté ;
- b) élaboration de règles et de procédures locales adaptées ;
- c) dispositions appropriées en matière de dosimétrie ;
- d) nécessité des équipements de protection individuels ;
- e) utilisation de matériel de contrôle radiologique ;
- f) tenue des dossiers ;
- g) procédures d'urgence.

6.42. La hiérarchie au sein de l'installation devrait examiner avec l'entreprise extérieure les dispositions relatives à la surveillance radiologique à un stade précoce et peut faire en sorte qu'un responsable de la radioprotection en activité (voir par. 3.66) joue le rôle de responsable de la radioprotection pour l'entreprise extérieure et ses salariés. Sinon, l'entreprise extérieure peut être tenue de nommer un de ses salariés au poste de responsable de la radioprotection et devrait alors veiller à ce qu'il soit convenablement formé. Le responsable de la radioprotection

désigné devrait être agréé par la hiérarchie au sein de l'installation et le contrat devrait exiger que ce responsable collabore étroitement avec un cadre désigné de l'installation (et lui demande des conseils). Les responsables de la radioprotection dans l'installation et l'entreprise extérieure devraient maintenir les relations au niveau nécessaire.

Sources placées sous le contrôle d'une entreprise extérieure

6.43. Il peut être nécessaire qu'un salarié de l'entreprise extérieure apporte une source placée sous le contrôle de l'entreprise dans l'installation. Des sources de rayonnements (par exemple des jauges nucléaires) peuvent être utilisées dans l'installation en fonctionnement normal, mais il est fréquent que la zone dans laquelle l'entreprise extérieure travaille ne fasse pas partie des zones classées où de telles sources sont utilisées. En pareille situation, le travailleur itinérant ne peut être exposé à cause de sources placées sous le contrôle de l'installation. En revanche, la source apportée par le travailleur itinérant pourrait provoquer une exposition des salariés de l'installation.

6.44. Une telle situation se produit le plus souvent lorsqu'une radiographie industrielle est réalisée par une entreprise extérieure sur site. Les orientations qui figurent aux paragraphes 6.45 à 6.50 portent donc tout particulièrement sur ce type de travaux. Des principes et des mesures similaires s'appliquent pour d'autres activités comme le chargement des sources dans les installations d'irradiation. Si des sources non scellées sont utilisées, des précautions devraient être prises pour éviter la contamination de surface et la contamination par voie aérienne (voir par. 9.24 à 9.46).

6.45. La radiographie industrielle consiste à inspecter des composants (par exemple des conduites, des soudures ou des cuves sous pression) pour déterminer si des fissures ou d'autres anomalies sont présentes. La source de rayonnements utilisée est une source radioactive scellée ou un appareil à rayons X. L'emploi de ces deux types de sources exige des procédures strictement contrôlées pour protéger les radiologues qui les utilisent et les autres personnes présentes sur le site. Le maintien d'une barrière à une distance convenable de la source afin d'empêcher l'entrée dans la zone contrôlée au-delà de la barrière (c'est-à-dire pour bloquer l'accès à la zone contrôlée) constitue un aspect essentiel de ces procédures. Ce type de travail peut être effectué de nuit ou en hauteur, auquel cas des mesures de protection supplémentaires, par exemple un éclairage plus intense et une supervision plus rigoureuse, devraient être envisagées. La coopération entre la hiérarchie au sein de l'installation et l'entreprise extérieure

est indispensable pour assurer une protection et une sûreté adéquates des salariés de l'installation.

6.46. Lorsque la hiérarchie au sein de l'installation n'a aucune compétence directe en interne concernant les travaux que l'entreprise extérieure doit effectuer, son rôle devrait essentiellement se limiter à collecter des informations non techniques. La hiérarchie au sein de l'installation devrait confier à l'entreprise extérieure la responsabilité première en matière de coopération sur les aspects plus techniques des travaux, mais devrait néanmoins s'assurer que l'entreprise a pris des dispositions adéquates pour que les conditions de travail soient sûres. Dans ce cadre, elle peut avoir besoin de l'aide d'un expert qualifié.

6.47. Avant le début des travaux, la hiérarchie au sein de l'installation devrait obtenir de l'entreprise extérieure :

- a) un numéro de téléphone auquel l'entreprise extérieure peut être jointe en cas d'urgence ;
- b) le (les) nom(s) du (des) responsable(s) de la radioprotection qui sera (seront) présent(s) pendant les travaux ;
- c) le type de générateur de rayonnements ou de source de rayonnements qui sera utilisé ;
- d) une copie des règles et procédures locales de l'entreprise extérieure, qui devrait contenir des informations suffisantes sur les travaux proposés ; s'il n'existe pas de règles locales adéquates, l'entreprise extérieure ne devrait pas être autorisée à exécuter les travaux.

6.48. La hiérarchie au sein de l'installation devrait veiller à ce que l'entreprise extérieure mette en œuvre les mesures suivantes pour assurer la protection et la sûreté :

- a) placement de barrières pour empêcher l'accès aux zones contrôlées dans lesquelles les débits de dose dépassent des niveaux prédéfinis ;
- b) pose de panneaux d'avertissement suffisants ;
- c) déclenchement de signaux d'avertissement (qui n'ont pas d'autre signification localement) avant et pendant l'exposition ;
- d) affichage d'avis explicatifs aux points d'accès ;
- e) inspection du matériel et des détecteurs de rayonnements avant et après utilisation ;
- f) remplacement ou réparation du matériel répertorié comme hors service avant utilisation ;

- g) fouille de la zone contrôlée avant le début des travaux et périodiquement après ;
- h) patrouilles le long de la barrière pour empêcher les accès non autorisés ;
- i) utilisation d'un détecteur de rayonnements adapté et étalonné sur les lieux ou vérification du placement de la barrière et confirmation des débits de dose attendus après les expositions (ce point est particulièrement important lorsque des rayons X pulsés pourraient être émis) ;
- j) mise à disposition de structures d'entreposage adéquates ;
- k) élaboration de plans d'urgence ;
- l) utilisation de dispositifs de contrôle radiologique individuel appropriés.

6.49. La hiérarchie au sein de l'installation devrait veiller à ce que tous ses salariés sur lesquels les travaux de l'entreprise extérieure peuvent avoir une incidence reçoivent suffisamment d'informations sur les travaux proposés. Cette mesure devrait notamment concerner les personnes qui, de par leurs fonctions, peuvent se trouver à proximité du lieu des travaux, ainsi que la hiérarchie et les personnes qui interviendraient en situation d'urgence.

6.50. Pendant que les travaux sont en cours, la hiérarchie au sein de l'installation devrait organiser des audits de sûreté occasionnels et inopinés afin de s'assurer que les salariés de l'entreprise extérieure appliquent les pratiques de travail convenues et sûres. Ces audits devraient être menés par des salariés de l'installation ou par un tiers indépendant. Lorsqu'elle procède à un audit pour évaluer le niveau de protection et de sûreté, la hiérarchie au sein de l'installation peut juger utile de se référer à une liste de contrôle des points à vérifier (voir par. 6.32).

6.51. Une source placée sous le contrôle d'une entreprise extérieure peut avoir été apportée par un salarié de cette entreprise dans une zone d'une installation où, lorsque l'installation fonctionne normalement, une exposition due à une source placée sous le contrôle de l'installation peut se produire. Les orientations présentées aux paragraphes 6.33 à 6.50 restent applicables, mais les orientations supplémentaires qui figurent aux paragraphes 6.52 à 6.55 devraient également être suivies.

6.52. Les travaux de radiographie industrielle et d'autres travaux peuvent donner lieu à l'utilisation d'une source placée sous le contrôle de l'entreprise extérieure dans des zones où le débit de dose ambiant résultant du fonctionnement de l'installation est non négligeable. Avant que les travaux puissent être menés, le choix du débit de dose approprié pour lequel des barrières et des panneaux doivent être installés devrait fait l'objet d'une discussion et d'un accord entre

l'entreprise extérieure et la hiérarchie au sein de l'installation. Il faudrait également tenir compte du calendrier des travaux proposés.

6.53. Les travaux devraient être exécutés dans le respect des règles et procédures locales de l'entreprise extérieure, mais aussi des règles et procédures locales applicables aux sources attachées à l'installation. L'entreprise extérieure devra donc peut-être modifier ses règles et procédures locales afin de prendre en compte certains aspects des règles et procédures locales de l'installation et de s'assurer qu'il n'y a pas d'exigences contradictoires. Ce point devrait clairement figurer dans le contrat.

6.54. Une formation spécialisée des salariés de l'entreprise extérieure peut être exigée parce qu'une exposition due aux sources qui sont placées sous le contrôle de l'installation est possible, même si ces salariés ont pu déjà être formés à l'utilisation de leurs propres sources de rayonnements. En pareilles circonstances, de nombreuses installations exigent que les radiologues des entreprises extérieures et leurs responsables de la radioprotection suivent une formation à un certain niveau.

6.55. Il faudrait tenir compte des effets possibles des sources de rayonnements de l'entreprise extérieure sur les appareils sensibles aux rayonnements qui sont présents dans l'installation (par exemple les effets de ces sources sur les détecteurs gamma de zone et sur les dispositifs permettant de détecter les incidents de criticité, et le risque de fausses alarmes inutiles). Si de tels incidents se produisent, il faudrait prendre des mesures correctives appropriées. Celles-ci peuvent consister à utiliser des sources plus petites ou à assurer une collimation des faisceaux de rayonnements pour réduire au minimum les débits de dose, ou à arrêter certains appareils sur une durée limitée.

Compétence des travailleurs itinérants

6.56. La hiérarchie au sein d'une installation devrait veiller à ce que les entreprises extérieures qui exécutent des travaux dans une installation fassent appel à du personnel compétent pour ces travaux. Il peut donc être nécessaire d'évaluer et de consigner en bonne et due forme la compétence de ce personnel. Cette démarche est pertinente lorsque les salariés de l'entreprise extérieure peuvent être exposés à cause des sources placées sous le contrôle de l'installation. Elle l'est également lorsque des membres de l'entreprise extérieure apportent eux-mêmes une source dans l'installation et que des salariés de l'installation pourraient être exposés à cause de cette source.

6.57. L'évaluation devrait comprendre des procédures systématiques pour déterminer les compétences nécessaires (acquises grâce aux études, à l'expérience et aux programmes de formation initiale et continue) et les qualités requises pour tout travail qui est exécuté par des membres d'une entreprise extérieure et qui pourrait avoir des conséquences pour la protection et la sûreté. Des guides éprouvés ou des procédures de gestion de la qualité peuvent être utiles pour le processus d'évaluation.

6.58. La teneur et le niveau de détail du processus d'évaluation dépendent du type d'installation et des travaux exécutés. Certains travailleurs itinérants exercent des professions pour lesquelles il existe des programmes de qualification ou de certification qui permettent de démontrer leur compétence. Parmi ces professions, on peut citer les praticiens radiologues, les physiciens médicaux, les techniciens en radiologie médicale et les radiologues industriels. Dans une installation, si la hiérarchie envisage de faire appel à des travailleurs itinérants qui exercent ce type de profession, elle devrait connaître la certification et les qualifications requises pour les travaux et devrait en tenir compte pour le processus d'évaluation. Il peut également être judicieux de mentionner ces qualifications dans le contrat. Pour certaines professions et spécialités, il n'existe pas de qualifications requises. Dans ce cas, l'évaluation de la compétence peut se limiter à un examen des curriculum vitæ, des certificats, des formations suivies, des références et de l'intitulé de travaux similaires exécutés dans d'autres installations.

6.59. Dans certaines circonstances, la hiérarchie au sein d'une installation peut imposer que des exigences relatives à la compétence et propres au site soient respectées avant que des membres de l'entreprise extérieure ne soient autorisés à travailler sur le site. Ces exigences peuvent comprendre la capacité à se servir d'appareils respiratoires appropriés. Dans ces circonstances, la hiérarchie au sein de l'installation devrait au besoin organiser une formation adaptée sur ces compétences ou devrait pouvoir recommander des structures où une telle formation peut être suivie. L'achèvement de la formation de manière satisfaisante serait alors un élément d'entrée du processus d'évaluation de la compétence.

6.60. Les entreprises extérieures devraient s'assurer que leurs salariés sont qualifiés pour les travaux à exécuter et devraient communiquer les qualifications détaillées de chaque salarié à la hiérarchie au sein de l'installation avant le début des travaux dans l'installation. Les travailleurs itinérants ne devraient pas être autorisés à travailler s'ils n'ont pas suivi la formation requise ou obtenu la certification voulue pour les travaux et la radioprotection. Les appareils et les machines qu'ils doivent manipuler peuvent par exemple être équipés de sources

gamma de très haute intensité, qui peuvent provoquer de fortes expositions en peu de temps si elles ne sont pas utilisées correctement.

6.61. L'évaluation de la compétence du personnel de l'entreprise extérieure permet de conclure soit que les salariés de cette entreprise sont compétents pour accomplir les travaux, soit que les qualifications ou l'expérience sont insuffisantes. Dans le deuxième cas, des mesures compensatoires devraient être prises avant que les salariés de l'entreprise extérieure ne soient autorisés à travailler sur le site. Les principales caractéristiques de chaque situation particulière devraient être prises en considération afin de définir la mesure compensatoire la plus appropriée.

6.62. S'agissant des mesures compensatoires qui concernent la formation, il faudrait veiller à achever les formations requises avant que les salariés de l'entreprise extérieure ne commencent les travaux sur le site, et à établir une liaison entre l'exploitant du site et cette entreprise pour combler toutes les lacunes détectées. L'exploitant du site peut être à même d'organiser les formations requises qui sont propres au site.

6.63. Les dispositions organisationnelles supplémentaires suivantes peuvent également être mises en œuvre à titre de mesures compensatoires :

- a) supervision directe assurée par l'exploitant du site ;
- b) remplacement de certains membres du personnel de l'entreprise extérieure ;
- c) description écrite d'une expérience ou de formations théoriques ou pratiques supplémentaires.

6.64. L'entreprise extérieure devrait périodiquement examiner la compétence de ses salariés, particulièrement en ce qui concerne :

- a) toute modification des qualifications professionnelles requises ;
- b) toute modification de la législation ;
- c) les enseignements à tirer de l'expérience dans l'installation et dans d'autres installations ;
- d) le dossier sur les doses reçues par le travailleur ;
- e) l'adéquation et l'efficacité actuelles du niveau de formation atteint ;
- f) la nécessité d'un cours de recyclage ;
- g) toute modification de l'aptitude au travail ;
- h) toute modification des installations, des opérations ou des pratiques professionnelles.

6.65. Il faudrait également évaluer la performance individuelle des travailleurs. Les enseignements tirés des problèmes rencontrés et les mesures prises pour résoudre les difficultés peuvent conduire à déterminer quelles formations supplémentaires sont nécessaires pour la compétence d'un ou plusieurs travailleurs.

Programme de radioprotection

6.66. La complexité des responsabilités de la hiérarchie et des dispositions relatives à la radioprotection pour les travailleurs itinérants montre que les travaux doivent se dérouler conformément à un programme de radioprotection efficace (voir par. 3.49 à 3.158). Le programme de radioprotection devrait notamment assigner les responsabilités relatives à la protection et à la sûreté pour les travailleurs itinérants à la hiérarchie au sein de l'installation et à l'entreprise extérieure selon les termes du contrat.

6.67. Dans la plupart des situations, l'évaluation radiologique préalable sur laquelle le programme de radioprotection repose devrait être le fruit d'une collaboration entre la hiérarchie au sein de l'installation et l'entreprise extérieure, le plus qualifié des deux employeurs jouant un rôle moteur. Il faudrait également exploiter les résultats des évaluations précédentes. Dans une installation où des sources de rayonnements sont utilisées en fonctionnement normal, la hiérarchie devrait mener une évaluation radiologique préalable pour ses propres activités, suivie par une évaluation de la sûreté plus détaillée. De même, lorsque l'entreprise extérieure possède ses propres sources de rayonnements, elle devrait conduire une évaluation radiologique préalable et une évaluation de la sûreté adaptées à la plupart des installations dans lesquelles ces sources sont susceptibles d'être utilisées.

6.68. La hiérarchie au sein de l'installation et l'entreprise extérieure sont conjointement responsables de l'élaboration du programme de radioprotection, mais, comme pour l'évaluation radiologique préalable et l'évaluation de la sûreté, les niveaux de connaissances et de compétences de ces deux acteurs contribueront probablement à une répartition des responsabilités qui convient de part et d'autre pour la définition d'un programme de radioprotection efficace. Dans bien des cas, seules quelques modifications doivent être apportées au programme de radioprotection en vigueur dans l'installation ou l'entreprise extérieure pour tenir compte des travaux que cette dernière propose d'exécuter dans l'installation.

6.69. Les deux exemples suivants montrent comment il est possible de s'appuyer sur un programme de radioprotection existant afin d'assurer la radioprotection pour les travailleurs itinérants :

- a) Dans une centrale nucléaire, la hiérarchie aura acquis une connaissance approfondie des risques radiologiques qui sont associés à l'exploitation et à la maintenance de l'installation, aura déjà mené une évaluation détaillée de la sûreté pour ses propres salariés (et probablement pour les salariés des entreprises extérieures auxquels il est prévu de faire appel pour des tâches évaluées) et aura mis en place un programme de radioprotection complet. Dans ce cas, il serait judicieux que la hiérarchie au sein de l'installation : communique les informations pertinentes sur l'évaluation de la sûreté à l'entreprise extérieure ; examine les circonstances qui entourent les travaux et tous les problèmes connus avec l'entreprise ; établisse un programme de radioprotection simplifié qui tient compte des travaux exécutés par l'entreprise.
- b) Une entreprise de radiographie industrielle qui travaille dans une usine chimique aura déjà élaboré son propre programme de radioprotection pour les travaux sur site, mais devra collaborer avec les responsables de la sûreté dans l'installation et leur fournir les informations pertinentes qui figurent dans le programme de radioprotection. Ces informations comprendront les dispositions relatives à la gestion et à la supervision, et les procédures à appliquer pour assurer la radioprotection des salariés dans l'installation.

Dossiers sur l'exposition professionnelle

6.70. Certains travailleurs itinérants peuvent travailler dans une installation pendant beaucoup moins qu'un an avant de se rendre dans l'installation suivante. Ils peuvent ainsi accumuler des doses dans plusieurs installations en un an. Dans chaque installation, la dose accumulée n'est pas nécessairement importante. En revanche, la dose accumulée dans plusieurs installations en une année peut se traduire par une dose totale cumulée qui est proche des limites de dose applicables. Les doses reçues par ces travailleurs devraient donc être suivies sur de longues périodes, et les responsabilités et les dispositions correspondantes devraient être clairement établies et consignées.

6.71. Les dispositions devraient permettre de s'assurer que, pour chaque travailleur itinérant, un dossier à jour sur les doses reçues et l'état de la surveillance de la santé est disponible. Ces informations peuvent prendre la forme d'un extrait d'une base de données centralisée des dossiers d'exposition des travailleurs, d'un document individuel portant sur le contrôle radiologique

(parfois appelé « carnet d'irradiation individuel ») ou d'un autre dossier individuel sur les doses. Avant que l'entreprise extérieure puisse commencer des travaux dans une installation où des sources de rayonnements sont utilisées, les dossiers sur l'exposition professionnelle et la surveillance de la santé du travailleur devraient être communiqués à la hiérarchie au sein de l'installation afin qu'un plan de protection et de sûreté approprié puisse être établi.

6.72. Pendant qu'un travailleur intervient sur le site, son dossier sur l'exposition professionnelle devrait être tenu à jour par la hiérarchie au sein de l'installation ou par l'entreprise extérieure, selon la structure à laquelle cette responsabilité a été confiée. Pour éviter des retards dans la mise à jour du dossier, des doses estimées (calculées par exemple à partir des résultats du contrôle radiologique du lieu de travail) peuvent être consignées dans l'attente des résultats du contrôle radiologique individuel du travailleur. Elles donnent une bonne idée de la dose reçue par le travailleur au responsable de l'installation suivante si le travailleur est parti pour une autre installation dans l'intervalle. Il incombe à l'employeur du travailleur itinérant de veiller à ce que le dossier sur l'exposition professionnelle de son salarié soit tenu à jour.

Formation

6.73. Dans une installation où des sources de rayonnements sont utilisées dans le cadre du fonctionnement normal, les travailleurs itinérants qui exécutent dans une zone des travaux qui sont prévus par un contrat et n'ont aucune incidence sur la protection et la sûreté (nettoyage, peinture, entretien général ou construction dans une zone surveillée, par exemple) n'ont besoin que de connaissances minimales sur la radioprotection et ne devront recevoir que des informations très simples sur les précautions qu'ils doivent prendre lorsqu'ils se trouvent dans la zone surveillée. À l'inverse, les travailleurs itinérants qui doivent, en zone contrôlée, mener des opérations qui exigent des tâches complexes peuvent avoir besoin de suivre une formation sur des questions comme les procédures d'accès, les précautions à prendre, l'utilisation d'équipements de protection individuels et les exigences relatives aux procédures. Les travailleurs itinérants qui apportent leurs propres sources dans une installation devraient être convenablement formés à l'utilisation sûre de ces sources. L'employeur des travailleurs itinérants doit veiller à l'organisation de cette formation. Il peut être nécessaire de consulter la hiérarchie au sein de l'installation sur le niveau et le contenu de la formation requise pour l'exécution des tâches prévues par le contrat sur le lieu de travail dans l'installation.

6.74. Dans certains cas — généralement lorsque l'entreprise extérieure n'a guère l'expérience du travail sous rayonnements — la hiérarchie au sein de l'installation peut fournir à l'entreprise extérieure et à ses salariés les informations nécessaires sur la protection et la sûreté, y compris les informations relatives aux situations d'urgence sur le site. En fonction des circonstances, ces informations peuvent prendre la forme d'avis ou d'instructions écrites, ou faire l'objet d'une formation structurée. Dans d'autres cas, l'entreprise extérieure peut prendre la responsabilité de la formation, mais, avant que les travaux ne commencent, la hiérarchie au sein de l'installation devrait fournir des informations sur les risques liés aux travaux et sur les formations spécialisées nécessaires. Dans un grand établissement, la hiérarchie au sein de l'installation pourrait apporter son aide pour l'organisation d'une formation appropriée (dans la mesure où elle est adaptée à l'installation) au nom de l'entreprise extérieure ou au titre d'un contrat distinct. Le niveau de cette formation devrait être similaire à celui des formations que la hiérarchie organise pour ses propres salariés.

6.75. Lorsque l'entreprise extérieure prend la responsabilité de la formation, elle devrait évaluer les besoins de formation de ses salariés. En concertation avec la hiérarchie au sein de l'installation et un expert qualifié, au besoin, elle devrait établir un programme de formation permettant d'obtenir un niveau de préparation et d'informations approprié pour de futurs travaux dans l'installation. Dans ce cadre, il faudrait tenir compte des éléments suivants :

- a) nature des travaux à exécuter dans un avenir prévisible ;
- b) possibilités d'exposition résultant de ces travaux ;
- c) étendue des activités de formation déjà organisées et qualifications obtenues ;
- d) exigences propres au site dans les installations à visiter (procédures d'accès, utilisation d'équipements de protection individuels et procédures d'urgence, par exemple).

6.76. Plusieurs niveaux de formation différents peuvent être nécessaires, selon la nature des travaux à exécuter. Ainsi, seule une initiation à la radioprotection peut être exigée pour la majorité des travailleurs, mais une formation plus approfondie sera nécessaire pour les membres du personnel qui exerceront les fonctions de responsable de la radioprotection.

Examen de la protection et de la sûreté

6.77. Les dispositions et les procédures qui ont été adoptées par la hiérarchie au sein d'une installation concernant la radioprotection et la sûreté radiologique

pour les travailleurs itinérants devraient être examinées régulièrement afin de vérifier qu'elles restent appropriées et adaptées aux travaux. Lorsque les mêmes travailleurs itinérants restent sur un site pendant longtemps, leurs pratiques professionnelles devraient être examinées et contrôlées à intervalles suffisants pour évaluer leur niveau de conformité aux dispositions et détecter toute faille dans les procédures. De même, lorsque de nouveaux travailleurs itinérants sont sur le point de commencer un travail, il faudrait examiner les dispositions et les procédures avec l'entreprise extérieure et profiter de l'occasion pour étudier si elles se justifient encore.

6.78. Dans le cadre cette étude, il faudrait tenir compte des éléments suivants :

- a) changements concernant l'environnement de travail ;
- b) évolution de la législation et de la réglementation ;
- c) modifications des pratiques professionnelles ;
- d) niveau de respect des dispositions en vigueur ;
- e) applicabilité des dispositions en vigueur ;
- f) adéquation des plans d'urgence ;
- g) mesure dans laquelle les dispositions appliquées antérieurement et les dispositions en vigueur contribuent à maintenir les doses aussi basses que raisonnablement possible ;
- h) nécessité d'apporter des modifications à l'évaluation radiologique, à l'évaluation de la sûreté pour les travaux prévus et à l'intensité des échanges avec l'organisme de réglementation ;
- i) enseignements à tirer et expérience d'exploitation.

6.79. L'alinéa g) du paragraphe 6.78 est particulièrement important. L'optimisation réelle des doses reçues par les travailleurs itinérants constitue l'un des principaux objectifs des dispositions et des procédures. Lorsqu'elle évalue l'adéquation des dispositions, la hiérarchie au sein de l'installation devrait donc examiner les dossiers sur l'exposition professionnelle des travailleurs itinérants pendant qu'ils sont sur le site et devrait s'assurer qu'ils sont adaptés au type de travail exécuté. Il faudrait mener cet examen en consultant les autres employeurs concernés et peut-être en demandant conseil à un expert qualifié bien choisi.

6.80. L'examen se traduira probablement par une série de mesures à prendre pour rectifier, améliorer ou renforcer les dispositions et les procédures. Ces mesures devraient être mises en œuvre dès que cela est raisonnablement possible et, de préférence, avant que des travailleurs n'exécutent à nouveau, dans l'installation, les tâches devant être évaluées. Les conclusions de l'évaluation portant sur l'adéquation des dispositions devraient être communiquées aux travailleurs

affectés aux tâches et à leur employeur pour qu'ils donnent leur avis, et pour que ces conclusions soient prises en compte dans des contrats et des règles et procédures locales révisés.

6.81. Les entreprises extérieures qui ont des sources placées sous leur contrôle devraient également examiner leurs dispositions et procédures internes à intervalles réguliers. En tant que titulaire d'enregistrement ou de licence, l'entreprise extérieure doit restreindre les doses reçues par ses salariés et optimiser la radioprotection. Elle devrait avoir mis en place des procédures pour l'examen continu des résultats de la dosimétrie. Comme il est expliqué plus haut, les dispositions et les procédures applicables aux travaux de longue durée dans une installation unique devraient être examinées régulièrement en concertation avec la hiérarchie au sein de l'installation. L'entreprise extérieure devrait également examiner les dispositions et les procédures en vigueur pour tous les travaux sur site : programmes de surveillance de la santé des travailleurs, procédures relatives à l'entretien du matériel, dispositions qui permettent de consigner l'emplacement, la description, l'activité et la forme de chaque source dont elle est responsable.

Problèmes que présentent certains types d'installations

Installations nucléaires

6.82. Des exigences strictes doivent être respectées avant que des travailleurs itinérants puissent avoir accès à une installation nucléaire, car ces travailleurs pourraient recevoir des doses élevées dans certaines zones. Ces exigences peuvent comprendre le respect de tout ou partie des procédures suivantes :

- a) L'entreprise extérieure devrait communiquer les informations suivantes sur un formulaire d'autorisation d'accès : i) renseignements personnels sur le travailleur ; ii) référence du contrat ; iii) informations détaillées sur l'employeur ; iv) compétences professionnelles du travailleur, accompagnées des certificats correspondants ; v) durée prévue de l'opération. L'entreprise extérieure devrait ensuite envoyer le formulaire à la hiérarchie au sein de l'installation, qui devrait alors ajouter la liste des zones où l'accès est autorisé et la durée de validité de l'autorisation d'accès à l'installation et aux zones supervisées ou contrôlées de celle-ci. Pour l'accès aux zones où les débits de dose sont (ou pourraient être) élevés, un type particulier d'autorisation devrait être utilisé. La procédure d'accès à une centrale nucléaire peut prendre plusieurs jours de traitement.

- b) À l'arrivée du travailleur itinérant dans la centrale nucléaire, il faudrait vérifier toutes les informations mentionnées au paragraphe 6.82 a) ainsi que : i) l'aptitude du travailleur aux travaux prévus ; ii) le dossier sur les doses reçues par le travailleur pendant l'année civile en cours, durant les douze derniers mois et pendant les cinq dernières années.
- c) Une formation particulière devrait être organisée sur les conditions propres à l'installation et sur la conduite à tenir en situation d'urgence.
- d) Il faudrait vérifier la compatibilité entre les compétences du travailleur itinérant et les travaux à exécuter.
- e) Les travailleurs itinérants devraient pouvoir justifier qu'ils ont le droit d'accéder à une zone contrôlée en présentant une autorisation de travail sous rayonnement établie conformément au système de gestion de l'installation (voir par. 3.96).
- f) Il faudrait fixer un objectif de dose individuelle pour le travailleur itinérant.

6.83. Des procédures spéciales devraient être adoptées pour les travailleurs itinérants qui interviennent dans le cadre d'un contrat de courte durée. Deux exemples :

- a) un objectif de dose individuelle devrait être calculé au prorata de la durée de travail ;
- b) l'accès aux zones où les niveaux de rayonnement sont (ou pourraient être) élevés devrait être restreint ou interdit.

6.84. Concernant les tâches donnant lieu ou pouvant donner lieu à des débits de dose élevés, il faudrait mettre en place les formations et les procédures spéciales suivantes pour les travailleurs itinérants :

- a) Examen préalable aux travaux, comprenant une description détaillée des travaux à exécuter, les données techniques et les conditions dosimétriques et environnementales.
- b) Procédure préliminaire pour l'accomplissement des travaux, accompagnée d'une estimation de la dose.
- c) Formation sur une maquette ou, lorsque cela est raisonnablement possible, sur un simulateur représentatif du lieu de travail réel ou, au besoin, présentation à l'aide d'éléments permettant de décrire ce lieu (par exemple photos ou vidéos).
- d) Commentaires sur la formation, notamment la durée d'exposition, les difficultés rencontrées dans l'accomplissement des tâches, les phases à améliorer, les outils spécifiques à mettre au point et le nombre de personnes présentes simultanément sur le lieu de travail.

- e) Dans la mesure du possible, anticipation des pannes possibles des outils ou des équipements, ou d'autres incidents d'exploitation. Cette démarche facilite l'élaboration de mesures correctives et la formation des travailleurs à la mise en œuvre de ces mesures de telle manière que les doses restent aussi basses que raisonnablement possible.
- f) Amélioration des procédures de travail et des doses estimées, et optimisation de la protection et de la sûreté.
- g) Dernière formation en appliquant les procédures optimisées.

Installations où sont réalisées des expositions médicales

6.85. L'utilisation de sources radioactives, d'accélérateurs et de générateurs de rayonnements à des fins thérapeutiques et l'utilisation d'appareils à rayons X à des fins de diagnostic et d'intervention sont des pratiques universelles qui peuvent exposer les travailleurs à des doses élevées. Les mécaniciens et les travailleurs chargés de la maintenance sont souvent des travailleurs itinérants. En outre, il arrive fréquemment que des praticiens radiologues, des physiciens médicaux, des techniciens en radiologie médicale et d'autres professionnels de santé exerçant des fonctions particulières qui touchent à l'utilisation médicale des rayonnements travaillent dans plusieurs hôpitaux et cliniques. Ils sont principalement employés par un hôpital ou un groupe hospitalier, mais interviennent aussi comme prestataires extérieurs dans d'autres structures. Ces travailleurs devraient recevoir une formation en radioprotection avant leur formation préalable initiale et appliqueront des procédures très similaires dans chaque hôpital.

6.86. Pour les travailleurs itinérants qui interviennent dans des installations où les rayonnements sont utilisés à des fins médicales, le problème essentiel est celui de l'adéquation des dispositions relatives à la dosimétrie. Les travailleurs devraient être équipés d'un dosimètre par leur employeur principal et devront probablement le porter en permanence. Cette règle peut cependant créer des difficultés lorsqu'une dose de rayonnements élevée est enregistrée sur un dosimètre. Dans cette situation, il peut être impossible de déterminer où la dose élevée a été reçue et donc quel employeur doit entreprendre une investigation ou mettre en œuvre des mesures correctives.

6.87. En matière de dosimétrie, des dispositions appropriées prévoient que le travailleur porte un dosimètre distinct pour chaque lieu de travail, le dosimètre de l'employeur principal étant éventuellement porté dans tous les lieux pour la tenue principale des dossiers. Ces dispositions devraient être adoptées après consultation de tous les intéressés.

6.88. Indépendamment des dispositions relatives à la dosimétrie, les travailleurs itinérants devraient recevoir une formation particulière pour se familiariser avec les équipements, par exemple les accélérateurs et les appareils à rayons X, dans toutes les installations où ils travailleront. Dans le cadre de cette formation, les participants devraient notamment obtenir des informations sur le fonctionnement et la sûreté.

6.89. Il faudrait veiller à l'adéquation des mesures de protection et de sûreté lorsque des générateurs de rayonnements ou des sources non scellées sont utilisés. Du matériel de contrôle radiologique adapté aux caractéristiques des champs de rayonnements devrait être disponible. Un dispositif de blindage entre la source et tout ou partie du corps du professionnel de santé est souvent utilisé pour réduire la dose. Des équipements de protection individuels adaptés à la situation (tabliers, gants, écrans faciaux, protections oculaires et cols thyroïdiens, par exemple) devraient également être disponibles s'il y a lieu.

6.90. Lorsque des sources non scellées sont utilisées par le personnel de l'installation ou de l'entreprise extérieure, la question de règles et de procédures pour le contrôle de la contamination de surface et de la contamination par voie aérienne et la question de la nécessité éventuelle de programmes de mesures individuelles ou d'un contrôle radiologique supplémentaire du lieu de travail pour déterminer si des incorporations mesurables de radionucléides ont eu lieu sont pertinentes et devraient être examinées. L'évaluation radiologique préalable et des discussions entre tous les intéressés faciliteront la prise de décisions.

6.91. Certaines précautions devraient également être prises pour éviter les expositions médicales involontaires et accidentelles de travailleurs (et de patients) qui pourraient se produire à la suite de travaux de maintenance exécutés par des travailleurs itinérants :

- a) Parfois, lorsque des travailleurs itinérants effectuent une maintenance, les paramètres par défaut d'un appareil sont modifiés (par exemple les modes fluoroscopiques dans lesquels le faisceau X est pulsé). Ces modifications devraient être consignées afin que les utilisateurs des appareils en soient avertis, et le physicien médical responsable dans l'installation devrait en être personnellement informé.
- b) Afin d'éviter tout accident résultant de la désactivation temporaire d'un système de verrouillage de sûreté pendant qu'un travailleur itinérant effectue la maintenance d'un appareil, des mesures auxiliaires devraient être en place pour empêcher toute utilisation médicale de l'appareil dans de telles circonstances.

- c) Après que des travaux ayant une incidence sur des aspects radiologiques ou la qualité des images produites par l'appareil ont été exécutés par un travailleur itinérant, un rapport détaillé devrait être établi et communiqué au chef du service où les travaux ont eu lieu.
- d) Après toute opération de maintenance effectuée sur un appareil par un travailleur itinérant, l'appareil devrait être laissé en état d'être utilisé pour des patients. Parfois, après réparation d'une machine à développer, les cassettes contiennent des films exposés, de sorte que certains patients peuvent être irradiés deux fois lorsque l'appareil est utilisé par la suite, les premières images étant inutilisables.

Mines où peut se produire une exposition due au radon ou à des matières radioactives naturelles

6.92. La concentration de radon dans les mines souterraines dépend des conditions de ventilation et peut donc être élevée en certains points. L'extraction du minerai d'uranium (et parfois de certains autres minerais) peut donner lieu à une exposition externe et à une exposition interne de travailleurs à cause de matières radioactives naturelles. Le recours à des entreprises extérieures, pour une courte ou une longue durée, est fréquent dans les mines. La question de savoir qui est le mieux placé pour prendre la responsabilité des mesures de radioprotection (notamment la formation, la surveillance de la santé et l'utilisation d'équipements de protection individuels) pour les travailleurs itinérants dépend en grande partie de la nature des travaux prévus par le contrat, qui peut varier grandement, comme l'illustrent les deux exemples suivants :

- a) Dans certaines mines, on fait appel à des entreprises extérieures pour qu'elles mènent des activités d'exploitation minière normales et ordinaires, qui peuvent être accomplies à grande échelle et se poursuivre sur une longue durée. En pareille situation, il est sans doute préférable de confier la responsabilité de la gestion et du contrôle de la radioexposition des travailleurs itinérants à la hiérarchie au sein de la mine. La hiérarchie devrait déjà disposer de la compétence et de l'infrastructure nécessaires, et celles-ci seront presque certainement plus larges que celles de l'entreprise extérieure.
- b) Des entreprises extérieures se voient aussi confier des tâches spécialisées et rares qui ne font pas partie des opérations quotidiennes, comme l'installation et la maintenance de matériel et d'équipement dans la mine,

le creusement de cheminées à minerai¹⁵ ou le fonçage de puits. Ces tâches peuvent parfois donner lieu à des niveaux d'exposition plus élevés que ceux qui sont enregistrés au cours des activités habituelles. Dans de telles circonstances, il est possible que l'entreprise extérieure soit la mieux placée pour prendre la responsabilité de la radioprotection de ses salariés, en raison de la nature spécialisée des travaux et parce qu'elle exécute régulièrement ce type de travail et connaît sans doute mieux les risques radiologiques correspondants. L'entreprise extérieure présente également l'avantage de pouvoir plus facilement surveiller les doses de rayonnements reçues par ses salariés sur de longues périodes. Néanmoins, elle a pu acquérir une expérience de ces travaux spécialisés principalement dans des situations où les risques radiologiques étaient négligeables, auquel cas il peut être préférable de confier la responsabilité de la radioprotection à la hiérarchie au sein de la mine, même s'il s'agit de travaux spécialisés. Cette hiérarchie devrait alors se familiariser avec les risques radiologiques que présentent ces travaux.

6.93. Concernant l'assignation des responsabilités opérationnelles, il faudrait laisser ouvertes toutes les possibilités et, en règle générale, la responsabilité devrait incomber à l'employeur dont la compétence et l'infrastructure sont les plus larges en matière de radioprotection pour les tâches en question. De nombreux lieux de travail dans les mines étant isolés et relativement inaccessibles, la supervision des travaux peut être difficile. Les relations entre la hiérarchie au sein de la mine et l'entreprise extérieure devraient être étroites et soutenues.

Installations d'extraction et de traitement de ressources minérales

6.94. Des matières radioactives ou des générateurs de rayonnements sont généralement utilisés dans les installations d'extraction et de traitement de ressources minérales. Des sources scellées, dont l'activité est souvent très élevée, sont largement utilisées dans les appareils de mesure et de contrôle. Les appareils de radiographie industrielle par rayons X sont très utilisés pour vérifier l'intégrité des conduites et des cuves sous pression. Des matières radioactives non scellées sont souvent utilisées comme traceurs, par exemple dans les oléoducs et les gazoducs [26]. En outre, la présence de minerais et de résidus de traitement de minerais peut provoquer une exposition due à des matières radioactives naturelles [24–29].

¹⁵ Une cheminée à minerai est une cheminée verticale ou inclinée qui est creusée dans une mine souterraine pour déplacer le minerai vers le bas.

6.95. Ces installations font largement appel à des entreprises extérieures qui n'ont pas toutes les connaissances spécialisées nécessaires en ce qui concerne la protection et la sûreté pour pouvoir prendre la responsabilité du contrôle de l'exposition de leurs travailleurs. L'industrie chimique et l'industrie pétrolière et gazière font fréquemment appel à des entreprises extérieures pour exécuter des tâches spécialisées, comme l'élimination du tartre et des autres sédiments à l'intérieur des cuves, ou la démolition et l'enlèvement d'une machine redondante, et ces opérations peuvent exiger de travailler dans des parties de l'usine qui sont contaminées par des matières radioactives naturelles. Dans ce type de situation, les travailleurs itinérants interviennent souvent beaucoup moins qu'un an dans une installation particulière, mais ils peuvent être exposés à des rayonnements qui, s'ils sont continus, conduiraient à des doses annuelles proches des limites de dose applicables ou supérieures à celles-ci. L'exposition professionnelle de ces travailleurs devrait être soigneusement gérée.

6.96. La nature de nombreuses tâches spécialisées qui donnent lieu à une exposition de travailleurs itinérants à des matières radioactives naturelles dont la concentration d'activité est relativement élevée (élimination de tartre riche en radium dans des tuyaux, par exemple) est telle qu'il peut exister de réelles perspectives d'optimisation des doses. Il est possible d'aboutir à des réductions substantielles des doses par des modifications relativement simples des travaux (voir la référence [26], par exemple). La hiérarchie au sein de l'installation et la hiérarchie de l'entreprise extérieure devraient être conscientes qu'il peut être plus facile de négliger le respect des prescriptions relatives à l'optimisation pour des tâches spécialisées accomplies par des travailleurs itinérants que pour le fonctionnement normal de l'installation.

6.97. Dans bien des cas, les connaissances de l'entreprise extérieure en matière de protection et de sûreté sont limitées. Les salariés de l'entreprise extérieure devraient être informés de l'incidence des travaux sur la radioprotection et des procédures qui permettent de réduire l'exposition. Lors de la planification, la hiérarchie au sein de l'installation et l'entreprise extérieure devraient examiner conjointement les aspects des travaux qui concernent la radioprotection. Les sujets traités devraient notamment être les suivants :

- a) risques que présentent les sources scellées (jauges nucléaires, par exemple) et les matières radioactives naturelles (comme le tartre riche en radium) dans différentes parties de l'installation ;
- b) présence de zones contrôlées ou de zones surveillées ;
- c) procédures à suivre pour optimiser la protection afin que l'exposition soit aussi basse que raisonnablement possible ;

- d) utilisation d'équipements de protection individuels appropriés ;
- e) supervision ;
- f) évaluation de la dose et tenue de dossiers sur les doses ;
- g) gestion des déchets ;
- h) formation ;
- i) mesures à prendre si la ventilation, les dépoussiéreurs ou d'autres mécanismes de contrôle qui entrent en jeu tombent en panne ou sont mis hors service.

6.98. Au besoin, l'exploitant du site devrait aider l'entreprise extérieure à mener une évaluation radiologique préalable et à élaborer des règles et procédures locales. Au vu de la nature des travaux et des précautions à prendre, les salariés de l'entreprise extérieure devraient recevoir une formation sur les risques de la radioprotection, les voies d'exposition, les procédures à suivre pour réduire l'exposition et les fonctions du responsable de la radioprotection. Si nécessaire, l'exploitant du site devrait organiser cette formation pour le compte de l'entreprise extérieure.

6.99. Au besoin, la hiérarchie au sein de l'installation devrait examiner avec l'entreprise extérieure les risques non radiologiques dans l'installation ou propres au lieu de travail où les travailleurs itinérants seront présents. La hiérarchie devrait veiller à ce que des techniques convenues d'un commun accord soient mises au point pour la gestion de ces risques de manière cohérente par rapport aux risques radiologiques.

6.100. La nature des tâches spécialisées qui donnent lieu à une exposition de travailleurs itinérants à des matières radioactives naturelles dont la concentration d'activité est relativement élevée est telle qu'il peut exister de réelles perspectives d'optimisation de la radioprotection. Il est possible d'aboutir à des réductions substantielles des doses prévues par des modifications relativement simples du plan de travail. À titre d'exemple, on peut citer l'utilisation de dispositifs techniques pour réduire l'accumulation de tartre, de boue et de sédiments, ou pour faciliter les travaux de maintenance au cours desquels des contaminants accumulés sont retirés. Des modifications des règles et procédures locales pour ce type de travaux peuvent également contribuer à réduire les doses avec une affectation de ressources raisonnable. Les entreprises extérieures et la hiérarchie au sein de l'installation devraient être conscientes que le respect des prescriptions relatives à l'optimisation peut exiger que la hiérarchie accorde une grande attention aux tâches spécialisées qui sont accomplies par des travailleurs itinérants.

7. CONTRÔLE RADIOLOGIQUE ET ÉVALUATION DE L'EXPOSITION PROFESSIONNELLE

ÉVALUATION DE L'EXPOSITION EXTERNE

Programme de contrôle radiologique

7.1. Les doses qui sont reçues par les travailleurs et résultent d'une exposition externe devraient être évaluées et, dans la plupart des cas, peuvent l'être facilement grâce aux résultats d'un programme systématique de contrôle radiologique individuel. Elles peuvent aussi être évaluées à partir des résultats du contrôle radiologique du lieu de travail. La publication GSR Part 3 [2] énonce les prescriptions qui s'appliquent à l'utilisation du contrôle radiologique individuel et du contrôle radiologique du lieu de travail à des fins d'évaluation de la dose (voir par. 3.116).

Contrôle radiologique individuel

7.2. Lorsqu'un contrôle radiologique individuel des travailleurs doit être effectué, chaque travailleur devrait être équipé d'un dosimètre individuel intégratif.

7.3. Une dosimétrie individuelle devrait être réalisée par un service de dosimétrie agréé par l'organisme de réglementation. Ce dernier devrait exiger qu'un tel service fournisse des dosimètres capables de mesurer $H_p(10)$, $H_p(3)$ ou $H_p(0,07)$, selon le cas, avec une exactitude adéquate pour tous les types de rayonnements envisageables. Des recommandations et des orientations sur le système de gestion que doivent mettre en place les prestataires de services de dosimétrie figurent dans la section 8.

7.4. Pour contrôler l'exposition individuelle quotidiennement, ou pendant une tâche particulière, il faudrait examiner s'il est nécessaire d'utiliser des dosimètres à lecture directe supplémentaires (c'est-à-dire des dosimètres actifs). Ces dosimètres peuvent fournir des estimations de la dose à une fréquence supérieure à celle que l'on peut obtenir en effectuant une dosimétrie de routine classique et peuvent donner des informations sur les débits de dose. Ils peuvent aussi être utiles à des fins d'optimisation.

7.5. Un dosimètre actif n'est généralement utilisé que pour le contrôle de la dose, mais il peut aussi être utilisé, après accord de l'organisme de réglementation,

en remplacement du dosimètre choisi par celui-ci pour la tenue des dossiers (le dosimètre d'enregistrement). En pareil cas, les mêmes procédures d'approbation par l'organisme de réglementation devraient s'appliquer. La conception du dosimètre actif devrait être adaptée à une utilisation comme dosimètre d'enregistrement. La gamme d'énergies, la sensibilité, la linéarité et la précision de l'appareil devraient par exemple être adéquates. Le dosimètre devrait être fiable, et des mesures de contrôle de la qualité suffisantes et des procédures d'étalonnage périodiques devraient être en vigueur. Il faudrait tenir compte du fait que les dosimètres actifs (surtout les dosimètres électroniques) donnent souvent des résultats peu fiables lorsque le champ de rayonnement est pulsé. Ce point important devrait être pris en compte, par exemple lorsqu'on mesure la dose au cristallin ($H_p(3)$) pour les actes interventionnels sous imagerie dans le cadre de l'utilisation médicale des rayonnements. Des tests de performance des dosimètres électroniques pour les champs pulsés de rayonnements ionisants devraient être menés conformément à la référence [45].

7.6. Dans la plupart des cas, un seul dosimètre porté sur le tronc suffit. Ce dosimètre devrait être placé à l'endroit où l'exposition la plus élevée à la surface du tronc est attendue. Pour un rayonnement incident provenant principalement de l'avant, ou lorsque l'on prévoit que l'incidence aura une symétrie azimutale ou isotrope, le dosimètre devrait être porté sur le devant du torse, entre les épaules et la taille. En revanche, si le rayonnement provient principalement de l'arrière, le dosimètre devrait être porté à l'arrière du torse (voir par. 7.121).

7.7. Dans un champ de rayonnement hétérogène, il peut être utile que les travailleurs portent des dosimètres supplémentaires sur d'autres parties du corps afin d'obtenir une meilleure évaluation de la dose efficace reçue. Dans certaines situations, par exemple en cas d'utilisation médicale des rayonnements, circonstance dans laquelle des vêtements de protection comme des tabliers plombés peuvent être portés, il est conseillé de porter un dosimètre sous le vêtement de protection et un dosimètre sur une partie non blindée du corps. Les valeurs mesurées par les deux appareils peuvent alors être combinées à l'aide d'algorithmes adaptés pour obtenir une estimation de la dose efficace totale. Il existe de nombreux algorithmes et l'exactitude du résultat dépend de nombreux facteurs, comme l'épaisseur du tablier plombé qui peut être porté, l'utilisation de protège-thyroïde et les paramètres de l'exposition. On trouvera de plus amples informations sur l'utilisation de ces algorithmes dans les références [46] à [48].

7.8. Si un travailleur est susceptible de recevoir une dose équivalente aux extrémités, à la peau ou au cristallin qui constitue une part assez importante de la limite de dose applicable mentionnée aux paragraphes 3.35 et 3.39, les

dosimètres individuels employés devraient fournir les informations nécessaires à une évaluation de la dose équivalente au tissu ou à l'organe concernés. Dans des situations où l'exposition est hétérogène et où la surveillance du corps entier ne permet pas d'obtenir une bonne estimation de la dose à la peau, aux extrémités ou au cristallin, ces tissus et organes devraient faire l'objet d'un contrôle radiologique distinct. À titre d'exemple :

- a) Un contrôle radiologique des mains et des doigts devrait être envisagé pour les lieux de travail où les extrémités sont particulièrement proches de l'émetteur des rayonnements ou du faisceau de rayonnements, par exemple dans les situations où des sources radioactives sont manipulées à des fins de recherche, en médecine nucléaire ou dans le cadre d'un démantèlement.
- b) Un contrôle radiologique des extrémités, y compris des pieds, devrait être envisagé en cardiologie et en radiologie interventionnelles et sur les lieux de travail en médecine nucléaire.
- c) Un contrôle radiologique de la peau devrait être envisagé pour les lieux de travail où la peau est proche de l'émetteur des rayonnements ou du faisceau de rayonnements, ou peut être contaminée, par exemple lors de la manipulation de sources non scellées.
- d) Un contrôle radiologique du cristallin devrait être envisagé sur les lieux de travail où les yeux sont particulièrement proches de l'émetteur des rayonnements (qui peut également être une source de rayonnements parasites) ou du faisceau de rayonnements. Les travailleurs pour lesquels l'exposition du cristallin pourrait être importante et pour lesquels un contrôle radiologique devrait être envisagé comprennent les travailleurs du secteur médical, par exemple ceux qui travaillent à proximité immédiate du patient lors d'un acte interventionnel sous imagerie, ceux qui mènent certaines activités en médecine nucléaire, ceux qui interviennent dans le cadre d'une curiethérapie manuelle ou d'une biopsie guidée par tomодensitométrie, et les techniciens de cyclotron. Parmi les autres travailleurs qui pourraient recevoir des doses importantes au cristallin, on peut citer les travailleurs des installations nucléaires, par exemple ceux qui participent à la fabrication de combustible MOX, ceux qui participent à des études en laboratoire et utilisent des boîtes à gants, et ceux qui participent à un déclassement.

7.9. Lorsque des dosimètres des extrémités sont utilisés, ils devraient être portés aux parties du corps où l'on prévoit que la dose reçue sera la plus élevée. L'endroit où la dose à la peau ou à une extrémité est maximale est rarement connu à l'avance, ou il est impossible de porter un dosimètre à cet endroit. En pareil cas, un facteur de correction devrait être appliqué pour estimer la dose maximale [49].

7.10. Lorsqu'il est nécessaire de surveiller la dose au cristallin, l'équivalent de dose individuel $H_p(3)$ devrait dans l'idéal être mesuré. Les dosimètres adaptés qui permettent de mesurer $H_p(3)$ ne sont cependant pas encore très répandus et, dans certaines circonstances, la mesure de $H_p(0,07)$ ou parfois de $H_p(10)$ peut donner une estimation suffisamment exacte de $H_p(3)$ [11]. On trouvera de plus amples détails sur cette question dans la référence [50]. La nécessité d'un dosimètre distinct pour le cristallin et son placement sur le corps dépendent du type, de l'énergie, de la direction et de l'homogénéité du champ de rayonnement, ainsi que de l'utilisation du blindage :

- a) Dans le cas des rayonnements neutroniques, pour lesquels les champs de rayonnement sont généralement homogènes, une dosimétrie distincte pour le cristallin est inutile, car la surveillance neutronique du corps entier donne habituellement une estimation prudente de la dose au cristallin, quelles que soient l'énergie et la direction du rayonnement incident (voir le paragraphe 246 de la référence [9] et le tableau [1] de la référence [51], comparé au tableau A.41 de la référence [9]).
- b) Dans le cas des rayonnements photoniques, une dosimétrie distincte pour le cristallin est généralement la seule méthode qui convient pour déterminer la dose au cristallin :
 - i) si le champ de rayonnement est hétérogène, le dosimètre devrait toujours être placé près des yeux, si possible en contact avec la peau et en face de la source de rayonnements ;
 - ii) il est généralement acceptable de mesurer $H_p(0,07)$, mais pas $H_p(10)$ [11, 52] ; la mesure de $H_p(10)$ peut cependant être acceptable si l'énergie moyenne des photons est supérieure à environ 40 keV et si le rayonnement provient principalement de l'avant ou si la personne se déplace dans le champ de rayonnement [52] ;
 - iii) si un dispositif de protection des yeux sous forme de lunettes plombées est utilisé, le dosimètre devrait de préférence être placé derrière les lunettes ; lorsque cela n'est pas possible, il devrait être placé au-dessus ou à côté des yeux et devrait éventuellement être recouvert d'un filtre qui reproduit l'atténuation assurée par les lunettes ;
 - iv) si une protection pour le tronc (tablier plombé, par exemple) est utilisée, une surveillance près des yeux est nécessaire, car un contrôle radiologique effectué sous le blindage conduit à une sous-estimation de la dose au cristallin ;

- c) Dans le cas des rayonnements bêta, un contrôle radiologique n'est nécessaire que si l'énergie bêta maximale est supérieure à 700 keV, car les rayons bêta dont l'énergie est plus faible ne pénètrent pas dans le cristallin :
- i) si un dispositif de protection des yeux (par exemple des lunettes) suffisamment épais pour absorber les rayons bêta est utilisé¹⁶, seuls les rayonnements photoniques devraient être pris en considération, mais il faudrait tenir compte du rayonnement de freinage (devant et derrière la protection) produit par les rayons bêta de haute énergie ;
 - ii) si un dispositif adéquat de protection des yeux n'est pas utilisé, une dosimétrie distincte pour le cristallin est nécessaire et $H_p(3)$ est la grandeur qui devrait être mesurée ;
 - iii) les champs de rayonnement bêta étant généralement assez hétérogènes, le dosimètre devrait être placé près des yeux.

7.11. Il peut être suffisant d'utiliser des outils de calcul pour estimer la dose individuelle reçue par certaines catégories de travailleurs. Dans un aéronef, les champs de rayonnement cosmique sont par exemple assez uniformes et prévisibles. Des codes informatiques ont été mis au point pour évaluer les doses qui sont reçues par les équipages d'aéronefs et qui résultent des rayons cosmiques. Les résultats obtenus ont été confirmés par des mesures (voir par. 5.80).

7.12. La hiérarchie devrait fixer la durée pendant laquelle les dosimètres sont déployés (la durée du contrôle radiologique) en tenant compte au besoin des conseils donnés par un expert qualifié ou par le responsable de la radioprotection et par le prestataire de services de dosimétrie. Il faudrait prendre en considération le type de travail à exécuter, l'exposition attendue dans le cadre de ce travail, les caractéristiques des dosimètres (perte de signal, par exemple), la limite globale de détection du système dosimétrique et, s'il y a lieu, toutes les prescriptions supplémentaires qui ont été édictées par l'organisme de réglementation. Sauf si les expositions sont particulièrement faibles ou uniformes dans le temps, la durée du contrôle radiologique devrait en principe être d'un mois. Lorsque les caractéristiques du dosimètre le permettent, des durées de contrôle radiologique pouvant aller jusqu'à trois mois peuvent être acceptables pour les expositions qui se traduiront par des doses bien inférieures à la limite de dose applicable. Une durée de contrôle radiologique comprise entre une semaine et un mois peut être appropriée lorsque le degré d'exposition est très irrégulier. Des durées de contrôle radiologique plus courtes, par exemple une semaine ou la durée d'une procédure particulière, peuvent être souhaitables pour la mise en place de

¹⁶ Environ 10 millimètres de polyméthacrylate de méthyle sont par exemple suffisants pour absorber les rayons bêta émis par l'yttrium 90.

nouvelles procédures ou l'optimisation des conditions de travail, ou lorsque le risque d'exposition est élevé. Si un contrôle radiologique quotidien est requis, il faudrait utiliser un dosimètre à lecture directe.

Contrôle radiologique du lieu de travail

7.13. Le choix des emplacements pour le contrôle radiologique du lieu de travail et le nombre d'instruments de mesure à installer devraient faire l'objet d'une attention particulière. Les emplacements retenus pour le contrôle radiologique du lieu de travail devraient être représentatifs de l'occupation des lieux par les travailleurs, telle qu'elle peut être déterminée au vu des activités opérationnelles prévues. Si le champ de rayonnement est bien caractérisé, s'il est uniforme dans l'espace et ne varie pas de manière importante au cours du temps, il faudrait étudier si l'installation de seulement quelques instruments de mesure (voire d'un seul) pour le contrôle radiologique du lieu de travail peut être jugée suffisante. En revanche, les instruments de contrôle devraient être plus nombreux si le débit de dose varie sensiblement dans le temps ou l'espace. L'utilisation d'appareils portatifs peut être utile, à condition que des documents sur lesquels figurent l'endroit et le moment où ont été effectuées les mesures soient conservés.

7.14. La fréquence du contrôle radiologique de routine du lieu de travail devrait dépendre du facteur d'occupation et des modifications attendues du rayonnement dans l'environnement :

- a) lorsque aucune modification importante du blindage ou des activités menées sur le lieu de travail n'est prévue, le contrôle radiologique de routine ne devrait être effectué qu'occasionnellement, à des fins de vérification ;
- b) lorsque des modifications du champ de rayonnement sur le lieu de travail sont attendues, mais ne seront probablement ni rapides ni importantes, il faudrait effectuer des vérifications périodiques ou occasionnelles, principalement à des emplacements préétablis, ce qui permet généralement de découvrir suffisamment à l'avance que les conditions se détériorent ;
- c) lorsque, par suite d'une augmentation brusque et inattendue de l'exposition, un travailleur pourrait recevoir une dose importante, il faudrait prendre des dispositions pour assurer une surveillance continue des expositions ;
- d) lorsque les doses individuelles sont évaluées à l'aide des résultats du contrôle radiologique de routine du lieu de travail, ce contrôle devrait être continu et représentatif de toutes les zones de travail situées dans le lieu de travail.

Choix du dispositif de contrôle radiologique

Dosimètres individuels

7.15. Le choix d'un dosimètre individuel devrait dépendre des conditions existantes sur le lieu de travail, telles que le type, la répartition énergétique et la répartition directionnelle des rayonnements, la plage des doses et des débits de dose attendus, et les conditions environnementales.

7.16. Il faudrait utiliser un des types de dosimètres suivants :

- a) les dosimètres à photons, qui ne donnent des informations que sur l'équivalent de dose individuel $H_p(10)$;
- b) les dosimètres à rayons bêta et à photons, qui donnent des informations sur les équivalents de dose individuels $H_p(0,07)$ et $H_p(10)$;
- c) les dosimètres des extrémités, qui donnent des informations sur $H_p(0,07)$ pour les rayons bêta et les rayonnements photoniques ;
- d) les dosimètres pour le cristallin, qui donnent des informations sur $H_p(3)$ ou $H_p(0,07)$ pour les rayons bêta et les rayonnements photoniques [pour les neutrons, si des sources de neutrons sont manipulées, $H_p(10)$ peut donner une estimation approximative de $H_p(3)$] ; les dosimètres conçus spécialement pour mesurer $H_p(3)$ ne sont pas encore très répandus (voir cependant le paragraphe 2.38) ;
- e) les dosimètres à neutrons, qui donnent des informations sur $H_p(10)$.

7.17. Concernant les champs de rayonnement pour lesquels seul le rayonnement photonique devrait être pris en compte, il suffit habituellement de mesurer $H_p(10)$. Un dosimètre simple convient donc dans la plupart des cas. Pour un large éventail d'énergies de photons, les dosimètres thermoluminescents, les dosimètres à luminescence stimulée optiquement, les dosimètres à verre radiophotoluminescent et les dosimètres photographiques devraient être envisagés, à condition qu'ils présentent une correspondance énergétique et angulaire adéquate. En outre, il existe de nombreux dosimètres actifs (ou semi-actifs comme le dosimètre à stockage direct d'ions) qui peuvent mesurer $H_p(10)$ de manière fiable.

7.18. La valeur de $H_p(10)$ peut être estimée à l'aide d'un seul détecteur dont la réponse énergétique est telle que le signal de sortie est à peu près proportionnel à la dose absorbée par les tissus (c'est-à-dire à l'équivalent tissu), et qui devrait être recouvert d'une matière d'une épaisseur correspondant à une épaisseur de 10 mm de tissus mous. Ce dosimètre devrait détecter le rayonnement qui est rétrodiffusé par le corps. Lorsque le détecteur est trop éloigné de l'équivalent tissu, il faudrait

utiliser plusieurs détecteurs et combiner les résultats des mesures en utilisant un algorithme adapté.

7.19. La mesure de $H_p(10)$ est souvent suffisante pour évaluer l'exposition d'un travailleur. Si les rayonnements peu pénétrants (tels que particules bêta ou photons d'énergie inférieure à 15 keV) représentent une part importante du champ de rayonnement, $H_p(0,07)$ peut toutefois être comparable à $H_p(10)$ ou beaucoup plus grand que cette valeur. Pour de tels champs, le dosimètre devrait être capable de mesurer l'équivalent de dose individuel à une profondeur de 0,07 millimètre.

7.20. Pour la mesure de $H_p(0,07)$, un simple dosimètre à un seul élément peut être suffisant. Pour obtenir la meilleure exactitude lors de la mesure de rayonnements bêta de basse énergie, le détecteur devrait être fin et enveloppé par du substitut de tissu de telle manière que la dose à une profondeur nominale de 7 mg/cm² (ou 0,07 mm) puisse être évaluée¹⁷. Ainsi, une mesure effectuée à l'aide d'un détecteur équivalent tissu d'une épaisseur de 5 mg/cm² — correspondant à une épaisseur réelle de 3 mg/cm² — sous un filtre équivalent tissu d'une épaisseur d'environ 4 mg/cm² devrait suffire.

7.21. Pour le choix et l'utilisation de dosimètres des extrémités, il faudrait tenir compte de considérations pratiques sur les personnes qui les portent. Par exemple, la dose à la peau maximale sur la main se trouve souvent sur le bout des doigts, mais certains groupes de travailleurs peuvent éprouver des difficultés à porter des dosimètres des extrémités sur les doigts, en particulier sur le bout des doigts. En outre, on ne sait pas toujours à l'avance où la dose maximale à la peau sera reçue. Des difficultés peuvent apparaître à cause des exigences de stérilisation ou parce que les dosimètres doivent être portés sous des gants. Les dosimètres peuvent également poser des problèmes de contamination. En pareille situation, il peut y avoir de fortes contraintes sur la conception et la taille du dosimètre. S'il n'existe aucun dosimètre adéquat, il faudrait trouver une solution pragmatique (comme l'utilisation d'un dosimètre à la base du doigt, et non à l'extrémité du doigt) et appliquer des facteurs de correction au besoin.

7.22. La plupart des dosimètres à neutrons ne peuvent pas donner d'informations sur les équivalents de dose individuels dus aux rayonnements neutroniques

¹⁷ Dans le cadre de la mesure et des effets du rayonnement bêta, les « épaisseurs » de matière sont souvent exprimées en milligrammes par centimètre carré pour permettre des comparaisons directes entre les matières de différentes densités. Pour une matière équivalent tissu, la densité est de 1 g/cm² ; 7 mg/cm² correspondent par conséquent à une profondeur de 0,07 mm.

pour toute la gamme d'énergies concernée avec une exactitude suffisante. Une opération supplémentaire doit donc être menée lorsqu'un contrôle radiologique individuel pour les neutrons est nécessaire. Comme le rayonnement gamma est toujours présent dans les champs neutroniques, il faudrait toujours porter un dosimètre à photons avec un dosimètre à neutrons. Pour certains champs neutroniques, le rapport entre équivalent de dose individuel dû aux rayons gamma et équivalent de dose individuel dû aux neutrons peut varier de plusieurs ordres de grandeur. On ne peut donc pas calculer les équivalents de dose individuels dus aux neutrons avec suffisamment d'exactitude à l'aide de l'équivalent de dose individuel dû aux rayons gamma en supposant un rapport constant pour un lieu de travail donné.

7.23. Les doses dues à l'exposition à des neutrons thermiques, intermédiaires ou rapides peuvent être évaluées à l'aide de différents types de dosimètres, par exemple des dosimètres à albédo, des détecteurs solides de traces, des détecteurs à bulles et des dosimètres électroniques. Chaque type de dosimètre à neutrons a toutefois ses propres limites sur le plan de la gamme d'énergie neutronique, de la sensibilité, de l'intérêt pratique et de la sensibilité aux photons. Le choix d'un système dosimétrique pour les neutrons n'est donc pas facile et dépend de nombreux aspects pratiques.

7.24. L'une des limites majeures des systèmes dosimétriques actuellement utilisés pour les neutrons est la réponse énergétique. Aucun dosimètre à neutrons ne peut mesurer en même temps un flux de neutrons thermiques, intermédiaires ou rapides avec la même exactitude que celle que l'on peut obtenir pour la mesure du rayonnement photonique avec des dosimètres à photons. Lorsque la dose due aux neutrons est importante, une étude plus détaillée du spectre neutronique sur le lieu de travail est donc nécessaire. À la suite de cette étude, il faudrait appliquer un facteur de correction d'énergie local pour les valeurs relevées sur les dosimètres. Ce facteur peut sensiblement dépendre de la répartition directionnelle du champ neutronique.

7.25. Le choix d'un dosimètre pour une utilisation dans un champ de rayonnement particulier peut imposer d'employer un facteur de normalisation afin de réduire au minimum les incertitudes sur la mesure de $H_p(10)$ et l'estimation de la dose efficace.

7.26. Il peut arriver que le champ de rayonnement auquel un travailleur est exposé augmente de manière imprévue et importante (par exemple d'un facteur dix). Pour le contrôle des doses dans une telle situation, des dosimètres supplémentaires, pouvant donner précocement des informations sur les modifications à court terme

du champ de rayonnement dans l'environnement de travail, devraient être portés. Parmi les dosimètres de ce type, on peut citer les dosimètres d'alarme actifs, dont l'alarme visuelle ou sonore se déclenche si un certain niveau ou débit de dose est dépassé.

7.27. Pour les opérations de courte durée dans de forts champs de rayonnement, il faudrait élaborer des programmes de contrôle radiologique spécial qui prévoient des dispositifs d'alarme actifs. Dans les champs de rayonnement très hétérogènes, des dosimètres supplémentaires pour le corps et les extrémités devraient être portés (par exemple sur les doigts, les chevilles, les genoux ou la tête). Il existe aujourd'hui des dosimètres actifs pour les extrémités.

7.28. On trouvera dans l'appendice II de plus amples informations sur les dispositifs de contrôle radiologique individuel qui sont utilisés pour l'évaluation de l'exposition externe.

Dispositifs et instruments de contrôle radiologique du lieu de travail

7.29. Les instruments de contrôle radiologique du lieu de travail devraient être adaptés à l'usage prévu. Il faudrait soigneusement vérifier qu'ils conviennent pour le type de rayonnements à mesurer et que leurs résultats ne sont pas sensiblement modifiés par d'autres types de rayonnements qui pourraient être présents.

7.30. Les instruments de contrôle du débit de dose sur le lieu de travail devraient généralement présenter les caractéristiques suivantes :

- a) ils devraient indiquer le débit d'équivalent de dose, mais des fonctions supplémentaires devraient être envisagées, comme le calcul de la dose cumulée ou la durée restante d'occupation des lieux dans le respect de la sûreté ;
- b) la gamme de débits de dose des appareils devrait couvrir la gamme des débits de dose pouvant raisonnablement être attendus en pratique ;
- c) lorsqu'un instrument de contrôle est exposé au-delà de sa gamme, la valeur indiquée devrait rester élevée et hors échelle.

7.31. Dans les zones où la possibilité d'une augmentation brusque et inattendue de l'exposition impose une surveillance continue du lieu de travail [voir par. 7.14 c)], des instruments de contrôle radiologique du lieu de travail devraient être installés en permanence et devraient être dotés d'alarmes visuelles ou sonores appropriées pour émettre une alerte si la situation est anormale. Selon

les besoins, l'afficheur peut être connecté à une salle de commande afin de permettre une intervention rapide.

7.32. Pour des champs mixtes bêta-gamma dans lesquels les contributions relatives des rayonnements bêta et gamma au débit d'équivalent de dose peuvent considérablement changer à la suite de modifications mineures apportées aux opérations, il faudrait examiner s'il est nécessaire d'utiliser deux types d'appareils. Sinon, on peut utiliser un seul appareil, à condition qu'il soit capable de mesurer à la fois l'équivalent de dose ambiant $H^*(10)$ et l'équivalent de dose directionnel $H'(0,07, \Omega)$.

7.33. Le contrôle radiologique du lieu de travail peut également être effectué à l'aide de dosimètres passifs, qui offrent une large gamme dynamique. En général, les dosimètres passifs ne sont toutefois pas parfaitement adaptés à des applications d'évaluation de la dose, surtout lorsque les débits de dose peuvent varier fortement au cours du temps, car ces appareils ne donnent aucune information sur la variation temporelle du champ de rayonnement.

7.34. Des spectromètres peuvent être utiles en complément des instruments de contrôle radiologique du lieu de travail et sont nécessaires lorsque des informations sur le spectre du rayonnement contribuent à améliorer les performances de ces instruments.

7.35. Il est possible de recourir au contrôle radiologique du lieu de travail à certains endroits pour estimer la dose au cristallin, mais il n'existe aujourd'hui aucun instrument de contrôle radiologique du lieu de travail qui permette de mesurer l'équivalent de dose directionnel $H'(3, \Omega)$; il faut donc choisir avec soin les appareils à utiliser. À cet égard, les considérations qui s'appliquent sont les mêmes que celles qui entrent en ligne de compte pour la mesure de l'équivalent de dose individuel $H_p(3)$ (voir par. 7.10).

7.36. Les mesures des champs de rayonnement cosmique à bord des aéronefs de passagers sont présentées en détail dans les références [53] à [55]. Actuellement, personne n'effectue régulièrement ce type de mesures pour évaluer l'exposition, car il a été démontré que les doses reçues par les équipages d'aéronefs pouvaient être calculées de manière fiable à l'aide de codes informatiques, les itinéraires et les altitudes de vol étant utilisés comme données d'entrée (voir par. 5.80 et 7.11). Lorsque de telles mesures doivent être faites ponctuellement, des instruments de mesure de l'équivalent de dose ambiant $H^*(10)$ devraient être utilisés [38]. Des appareils sensibles aux neutrons et aux rayonnements à faible transfert linéique d'énergie sont nécessaires. Certains appareils, comme les compteurs

proportionnels équivalents tissus, les spectromètres à transfert linéique d'énergie et à semi-conducteur en silicium et les chambres d'ionisation à recombinaison, sont capables de mesurer les composantes de la dose aussi bien pour les rayonnements à fort transfert linéique d'énergie que pour les rayonnements à faible transfert linéique d'énergie. Il a donc été proposé que ces appareils, en particulier le compteur proportionnel équivalent tissu, servent d'appareils de référence pour la mesure du rayonnement cosmique. Sinon, pour les besoins de la dosimétrie, le champ peut être divisé en une composante pour les particules à faible transfert linéique d'énergie (≤ 5 keV/ μm) et en une composante pour les particules à fort transfert linéique d'énergie (> 5 et ≤ 10 keV/ μm) ou en deux composantes légèrement différentes, la composante neutronique et la composante non neutronique, cette dernière tenant compte de la contribution des protons de haute énergie au débit d'équivalent de dose. L'énergie déposée par les particules à faible transfert linéique d'énergie peut être déterminée à l'aide de chambres d'ionisation, de compteurs à scintillation, de détecteurs en silicium, de détecteurs à luminescence ou de dispositifs à stockage d'ions. La composante à fort transfert linéique d'énergie peut être mesurée à l'aide de détecteurs neutroniques spéciaux (dont la plage de la réponse énergétique est élargie), de détecteurs de traces passifs, de détecteurs à bulles (détecteurs à gouttelettes surchauffées) ou de feuilles de fission associées à des détecteurs de traces nucléaires.

7.37. En principe, les dosimètres individuels ne sont pas adaptés au contrôle radiologique du lieu de travail, car les grandeurs mesurées ne sont pas les mêmes dans les deux cas. Pour le contrôle radiologique du lieu de travail, la grandeur d'équivalent de dose est définie à l'air libre, et le coefficient de conversion du kerma dans l'air ne dépend pas de l'angle d'incidence du rayonnement. Pour le contrôle radiologique individuel, la grandeur est définie dans un fantôme, et le coefficient de conversion dépend fortement de l'angle d'incidence du rayonnement, surtout à faible énergie. Lorsqu'il existe des raisons péremptoires d'utiliser un dosimètre individuel pour le contrôle radiologique du lieu de travail, dosimètre qui serait par exemple placé sur un mur dans une zone contrôlée, une telle utilisation devrait au moins s'accompagner d'un examen attentif de l'incertitude supplémentaire qui en résulte. Les résultats d'essais de qualification pour la valeur de $H^*(10)$ peuvent être utilisés pour estimer cette incertitude (voir par. 7.94 et 7.95).

7.38. On trouvera dans l'appendice III de plus amples informations sur les instruments de contrôle radiologique du lieu de travail qui sont utilisés pour l'évaluation de l'exposition externe.

Spécifications des appareils de contrôle radiologique

Dosimètres individuels

7.39. Les principales spécifications applicables aux performances de la dosimétrie pour les dosimètres individuels devraient être définies de telle sorte que les objectifs du contrôle radiologique individuel soient atteints. Des informations sur les spécifications relatives aux performances de la dosimétrie figurent dans plusieurs publications, notamment la référence [9] et les références [56] à [61].

7.40. Un des objectifs fondamentaux de la dosimétrie individuelle est d'obtenir une mesure fiable des grandeurs opérationnelles $H_p(10)$, $H_p(3)$ et $H_p(0,07)$ dans presque toutes les situations concrètes, indépendamment de la nature, de l'énergie et de l'incidence du rayonnement, et avec une exactitude globale prédéfinie. Parmi les autres caractéristiques des dosimètres qui devraient être prises en compte sur le plan pratique, on peut citer la taille, la forme, le poids et l'identification.

7.41. La question de l'exactitude que l'on peut attendre lorsque l'on procède à des mesures avec des dosimètres individuels sur le lieu de travail est examinée au paragraphe 251 de la référence [56], où figurent les informations suivantes :

« La Commission a noté que, *en pratique, il est habituellement possible d'obtenir une exactitude à environ 10 % près avec un niveau de confiance de 95 % pour les mesures de champs de rayonnement dans de bonnes conditions de laboratoire (paragraphe 271 de la publication 60 [15])*. Sur le lieu de travail, aux endroits où le spectre d'énergie et l'orientation du champ de rayonnement ne sont généralement pas bien connus, les incertitudes sur une mesure effectuée avec un dosimètre individuel sont beaucoup plus grandes. La non-uniformité et l'orientation incertaine du champ de rayonnement provoquent des erreurs lors de l'utilisation de modèles standards. L'incertitude globale avec un niveau de confiance de 95 % pour l'estimation de la dose efficace autour de la limite de dose correspondante peut très bien être un facteur de 1,5 dans les deux sens pour les photons et peut être bien plus grande pour les neutrons d'énergie mal connue et pour les électrons. De plus grandes incertitudes sont également inévitables à de faibles niveaux de dose efficace pour tous les rayonnements. »

Au sens strict, ces phrases concernent l'évaluation de la dose efficace et de la dose équivalente, mais, pour les doses inférieures à la limite de dose annuelle, elles peuvent aussi s'appliquer aux grandeurs opérationnelles.

7.42. L'analyse de la CIPR qui est citée au paragraphe 7.41 devrait être interprétée de la manière suivante : pour les doses voisines des limites de dose annuelle, les doses annuelles apparemment reçues par un individu — $H_p(10)$, $H_p(3)$ et $H_p(0,07)$, données par un certain nombre de dosimètres simples, distribués régulièrement au cours de l'année et portés sur la surface du corps — ne devraient pas différer de plus de -33% à $+50\%$ (avec un niveau de confiance de 95%) des équivalents de dose individuels qui seraient relevés à l'aide d'un dosimètre idéal porté au même endroit et aux mêmes moments.

7.43. Pour des mesures uniques des grandeurs opérationnelles, la CIUR [58] formule la recommandation suivante :

« Dans la plupart des cas, une incertitude globale correspondant à un écart type de 30% devrait être acceptable. [...] L'erreur des instruments de mesure peut sensiblement dépasser cette limite pour certaines énergies de rayonnement et pour certains angles d'incidence, mais peut ne pas la franchir lorsque les instruments sont utilisés dans un champ de rayonnement dont le spectre d'énergie et la distribution angulaire sont larges. »

7.44. Concernant le choix du niveau d'enregistrement (c'est-à-dire la valeur au-dessus de laquelle les doses doivent être consignées), la CIPR, au paragraphe 232 de la référence [56], énonce ce qui suit :

« La Commission considère désormais que, pour le contrôle radiologique individuel, le niveau d'enregistrement devrait être calculé à partir de la durée de la période de contrôle et d'une dose efficace annuelle non inférieure à 1 mSv ou d'une dose équivalente annuelle d'environ 10% de la limite de dose applicable. »

Les doses légèrement inférieures à ce niveau d'enregistrement ne seront pas incluses dans les évaluations de dose d'un travailleur, ce qui montre qu'une incertitude absolue R (pour la dose) donnée par la formule suivante est acceptable :

$$R = L \cdot \frac{\text{durée du contrôle (en mois)}}{12} \quad (24)$$

Ici, L est égal à 1 mSv ou à 10% de la limite de dose équivalente annuelle applicable, selon le cas. Cette formule permet de définir un critère d'exactitude raisonnable pour la mesure des doses lorsque celles-ci sont faibles. Le niveau minimum de détection devrait donc au moins être le niveau d'enregistrement. La

référence [62] contient des orientations sur les niveaux minimaux de détection et sur d'autres paramètres caractéristiques de la mesure des rayonnements.

7.45. Compte tenu de qui précède, la CIPR mentionne les degrés acceptables d'incertitude à deux niveaux de dose dans les recommandations de la référence [56] :

- a) dans la région proche de la limite de dose applicable, un facteur de 1,5 dans les deux sens est considéré comme acceptable ;
- b) dans la région proche du niveau d'enregistrement, l'incertitude acceptable est implicitement de $\pm 100\%$.

7.46. Comme cette formulation des incertitudes acceptables se traduit par une fonction en escalier, une procédure de lissage est souhaitable. Pour faciliter l'élaboration de cette procédure, on trouvera ci-après une recommandation qui est extraite d'une ancienne publication de la CIPR [63] et concerne les incertitudes acceptables pour la gamme des doses moyennes. Cette publication recommande de considérer qu'un facteur deux dans les deux sens est une incertitude acceptable pour les doses égales à environ un cinquième de la dose limite applicable. Dans ces conditions, l'intervalle d'incertitude admissible peut être lissé en fonction de la dose [64]. La limite supérieure R_{LS} est donnée par la formule suivante :

$$R_{LS} = 1,5 \left(1 + \frac{H_0}{2H_0 + H_1} \right) \quad (25)$$

où H_1 est la dose réelle conventionnelle et H_0 est la dose la plus faible qui doit être mesurée [c'est-à-dire le niveau d'enregistrement, qui est égal à R dans la formule 24)]. La limite inférieure R_{LI} est donnée par la formule suivante :

$$R_{LI} = \begin{cases} 0 & \text{for } H_1 \leq H_0 \\ \frac{1}{1,5} \left(1 - \frac{2H_0}{H_0 + H_1} \right) & \text{for } H_1 \geq H_0 \end{cases} \quad (26)$$

7.47. Pour $H_p(10)$, avec une durée de contrôle radiologique d'un mois, H_0 vaut 0,08 mSv [en mettant 1 mSv dans la formule 24)]. Pour $H_p(0,07)$, avec une durée de contrôle radiologique d'un mois, H_0 s'élève à 4,2 mSv (sur la base de 10 % de la limite annuelle de 500 mSv pour les extrémités ou la peau). Pour $H_p(3)$, avec une durée de contrôle radiologique d'un mois, H_0 s'élève à 0,17 mSv (sur la base de 10 % de la limite annuelle de 20 mSv pour le cristallin). Ces niveaux d'enregistrement dépendent évidemment de la durée du contrôle radiologique.

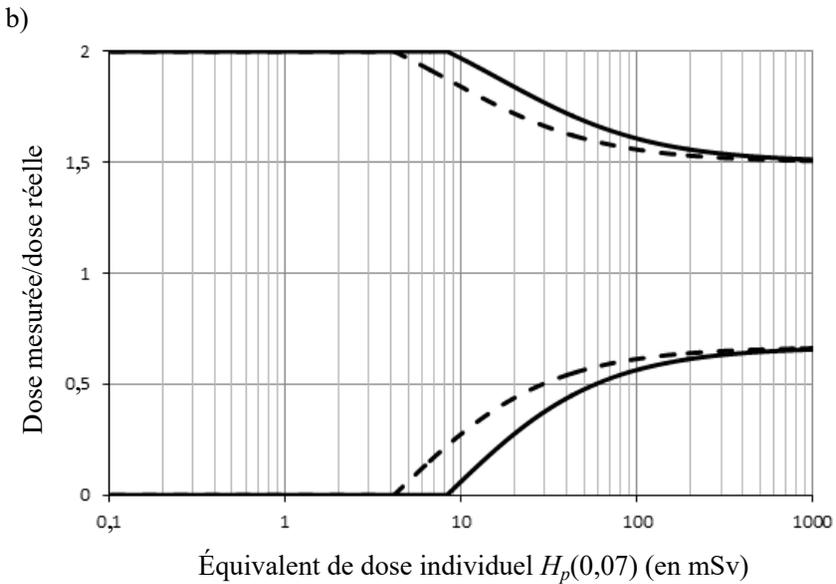
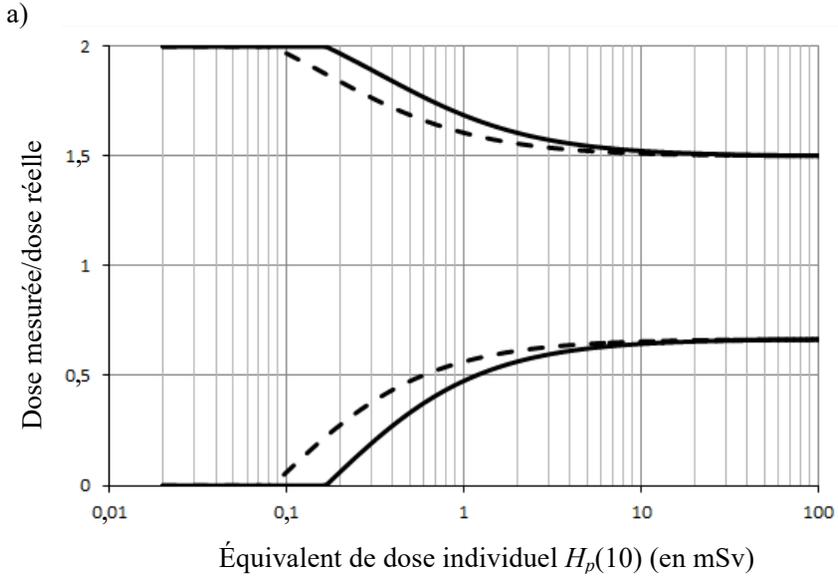
Les intervalles d'incertitude pour $H_p(10)$ et $H_p(0,07)$, grandeurs les plus utilisées, sont représentés à la figure 4. Il conviendrait de noter que toute modification de la valeur du niveau d'enregistrement influe sur la forme de la courbe en entonnoir dans la région des faibles doses.

7.48. Les critères de performance qui sont présentés dans ces paragraphes devraient être utilisés pour prouver que les recommandations de la CIPR [56] sur l'exactitude globale ont été suivies. On constate toutefois que des prescriptions nationales peuvent imposer d'adopter d'autres critères, qui peuvent être plus contraignants ou mathématiquement plus rigoureux, à des fins de tests d'homologation et de performances.

7.49. Pour les doses aux extrémités qui résultent d'une exposition provoquée par des électrons ou des positons lents, l'exactitude prescrite peut être atteinte avec certains types de dosimètres, mais des difficultés peuvent apparaître, surtout pour l'épaisseur du détecteur ou la couche de protection.

7.50. Compte tenu des caractéristiques de réponse des dosimètres à neutrons individuels dans leur usage actuel et des résultats des différentes comparaisons, il est pour le moins difficile de respecter les critères d'exactitude pour la mesure des doses dues aux neutrons. Même avec un critère de 50 %, il peut être impossible avec n'importe quel type de dosimètre existant de respecter les critères sur toute la gamme des énergies neutroniques qui peuvent être présentes sur le lieu de travail. Néanmoins, dans la dose totale, la part des énergies neutroniques qui posent le plus de problèmes est généralement faible. En pratique, il devrait être possible d'obtenir une incertitude type composée de 50 % pour les mesures uniques des champs réellement présents sur les lieux de travail. La prise en compte d'un facteur de correction propre au champ présent sur le lieu de travail devrait permettre d'assurer que l'incertitude globale pour l'évaluation de la dose efficace annuelle reste dans la limite d'un facteur 1,5.

7.51. Lorsque le champ externe comprend à la fois une composante photonique et une composante neutronique, l'incertitude globale est calculée à partir des incertitudes sur les deux évaluations ou mesures. Si, comme c'est habituellement le cas, la composante photonique est plus importante, il est possible d'accepter une plus grande incertitude pour la composante neutronique, les critères généraux pour la dose totale étant quand même respectés. En général, il faut également tenir compte de la contribution due à l'incorporation de radionucléides. Pour ce type de contribution, les incertitudes composées peuvent être largement supérieures à 50 %.



Note : Lignes en pointillé : contrôle radiologique d'une durée d'un mois ; lignes continues : contrôle radiologique d'une durée de deux mois.

FIG. 4. Limites supérieures et inférieures acceptables pour le rapport entre la dose mesurée et la dose réelle conventionnelle en fonction de la dose pour une profondeur de a) 0,07 millimètre et b) 10 millimètres.

7.52. Grâce à la connaissance des spectres angulaire et énergétique des champs présents sur le lieu de travail, il est possible de réduire l'incertitude sur l'évaluation de la dose à l'aide de facteurs de correction ou de normalisation. À cette fin, on peut effectuer des étalonnages sur site ou exploiter des informations sur les caractéristiques des champs de rayonnement du lieu de travail et les caractéristiques énergétiques et angulaires du dosimètre.

7.53. Le calcul détaillé de l'énergie de rayonnement et des répartitions directionnelles impose un recours à des spécialistes et l'utilisation de matériel spécialisé. Les mesures peuvent donc prendre du temps et être onéreuses. En pareil cas, une autre méthode peut être appliquée. Les valeurs relevées sur le dosimètre habituel peuvent être comparées aux valeurs relevées sur des appareils spéciaux lorsqu'un fantôme est installé. Ces appareils donnent un meilleur résultat pour les grandeurs opérationnelles, mais ne sont généralement pas adaptés pour une utilisation courante. Plusieurs dosimètres peuvent être utilisés avec le même fantôme pour simuler la rotation du travailleur.

7.54. Le calcul des facteurs de correction propres à un champ particulier devrait être à la charge de l'employeur, mais devrait être effectué en concertation avec le responsable de la radioprotection, un expert qualifié ou le service de dosimétrie, selon le cas, à l'aide des caractéristiques du dosimètre qui ont été communiquées par le service de dosimétrie.

7.55. Outre les critères numériques de performance des dosimètres individuels, il faudrait prendre en compte les critères qui concernent leur utilisation en pratique et les facteurs économiques. Ces critères sont notamment les suivants :

- a) coût modéré ;
- b) faible poids, taille et forme pratiques, système d'attache fiable et pratique ;
- c) résistance mécanique et étanchéité à la poussière adéquates ;
- d) identification dépourvue d'ambiguïté ;
- e) facilité de manipulation ;
- f) systèmes de lecture fiables ;
- g) fournisseur fiable, qui continuera de livrer les dosimètres sur une longue durée ;
- h) adaptabilité à des applications diverses (par exemple mesure de la dose à l'organisme et aux extrémités) ;
- i) existence et facilité de l'étalonnage ;
- j) possession des qualités requises pour un traitement automatique.

7.56. Concernant la dosimétrie des extrémités, il faudrait prêter une attention particulière à la résistance mécanique des dosimètres et à leur résistance à la température et à l'humidité, car ces appareils sont souvent utilisés dans des conditions de travail anormales.

Instruments de contrôle radiologique du lieu de travail

7.57. Les instruments de contrôle radiologique du lieu de travail pour l'évaluation de la dose devraient être étalonnés pour les grandeurs opérationnelles $H^*(10)$ et $H'(0,07, \Omega)$. Ils devraient fonctionner dans le respect de critères d'exactitude globale, compte tenu de leur dépendance à l'énergie de rayonnement, de l'angle d'incidence, de la température, des interférences radiofréquences ou d'autres grandeurs d'influence. Comme pour les dosimètres individuels, il faudrait plus particulièrement étudier la dépendance de la réponse visàvis de l'énergie et de l'angle d'incidence.

7.58. Conformément aux recommandations de la CIUR (voir par. 7.43) sur l'incertitude acceptable pour les mesures uniques de grandeurs opérationnelles dans le cadre du contrôle radiologique individuel, une incertitude globale correspondant à un écart type de 30 % conviendrait et devrait être utilisée pour les instruments de contrôle radiologique du lieu de travail. Cette valeur devrait être retenue pour les performances dans des conditions d'essai en laboratoire (conditions standards de test) et peut ne pas être obtenue dans des conditions normales de fonctionnement.

7.59. En dehors de la réponse énergétique et angulaire, plusieurs facteurs peuvent influencer sur l'exactitude et la fiabilité des mesures. Il faudrait notamment évaluer les facteurs suivants :

- a) capacité à résister aux chocs et aux vibrations ;
- b) absence d'influence de la pression atmosphérique sur la réponse ;
- c) étanchéité à la poussière ;
- d) résistance à l'eau ;
- e) absence d'influence du débit de dose sur la réponse ;
- f) exactitude de la réponse dans des champs pulsés (s'il y a lieu) ;
- g) insensibilité aux champs électriques et aux champs magnétiques ;
- h) stabilité dans des conditions extrêmes de température et d'humidité ;
- i) insensibilité aux types de rayonnements qui ne doivent pas être mesurés ;
- j) temps de réponse ;
- k) stabilité de la réponse dans le temps (dérive minimale) ;
- l) sensibilité et coefficient de variation.

7.60. S'il y a lieu, d'autres caractéristiques des instruments de contrôle radiologique du lieu de travail devraient être prises en compte, notamment le poids, le coût, la facilité de manipulation et de lecture, et la nécessité d'une maintenance et d'une assistance régulières et sérieuses.

7.61. Dans certains secteurs industriels où entrent en jeu des matières radioactives naturelles, par exemple l'exploitation minière ou la production de pétrole et de gaz, le milieu peut être particulièrement rude. Dans ces conditions, la conception et la fabrication des instruments de contrôle radiologique du lieu de travail devraient permettre que ces instruments soient suffisamment solides. Il peut également exister un risque lié au caractère inflammable de l'atmosphère. Les instruments de contrôle radiologique du lieu de travail utilisés pour ce type d'application devraient être conçus et fabriqués de manière telle qu'ils satisfont aux prescriptions applicables à la sûreté intrinsèque. Cette précaution limite le choix de l'appareil adéquat, car la plupart ne respectent pas ces prescriptions de sûreté.

Estimation des incertitudes

7.62. L'exactitude des mesures est quantifiée grâce à l'évaluation des incertitudes de mesure. Des orientations internationales sur les aspects métrologiques de la dosimétrie figurent dans des publications du Comité commun pour les guides en métrologie¹⁸. Les deux documents de référence essentiels sont le *Vocabulaire international de métrologie – Concepts fondamentaux et généraux et termes associés (VIM)* [65] et *Évaluation des données de mesure – Guide pour l'expression de l'incertitude de mesure* [66]. Des orientations complémentaires sur l'incertitude de mesure figurent dans la référence [60] et dans les références [67] à [73].

7.63. Pour l'évaluation de l'incertitude, toutes les connaissances qui portent sur le dosimètre et son dispositif d'évaluation (lecteur de dosimètre thermoluminescent, densitomètre ou compteur de traces, par exemple) ou sur l'instrument de contrôle radiologique du lieu de travail et qui ont été acquises grâce à l'expérience et aux essais de qualification (voir par. 7.72 à 7.81, 7.94 et 7.95) devraient être

¹⁸ Le Comité commun pour les guides en métrologie est composé de représentants du Bureau international des poids et mesures, de la CEI, de la Fédération internationale de chimie clinique et de médecine de laboratoire, de la Coopération internationale sur l'agrément des laboratoires d'essais, de l'Organisation internationale de normalisation, de l'Union internationale de chimie pure et appliquée, et de l'Organisation internationale de métrologie légale.

exploitées. À ces connaissances peuvent éventuellement venir s'ajouter des informations communiquées par le client, notamment concernant l'exposition sur le site et les conditions d'entreposage.

7.64. L'incertitude devrait être évaluée à l'aide d'un modèle mathématique du système dosimétrique. Ce modèle mathématique peut être défini par la formule suivante :

$$Y = f(X_1, X_2, \dots) = f(X) \quad (27)$$

où Y est la grandeur de sortie ou mesurande, par exemple $H_p(10)$, et X est un tableau contenant les grandeurs d'entrée ou d'influence du dispositif de mesure.

L'évaluation de l'incertitude comprend alors deux phases : la phase de la formulation et la phase de calcul.

7.65. La phase de la formulation se compose des tâches suivantes :

- a) Définir la grandeur de sortie Y .
- b) Déterminer les grandeurs d'entrée à inclure dans le tableau X . Pour les caractéristiques d'un champ de rayonnement, il s'agit de toutes les grandeurs qui influent sur la valeur de sortie. Les grandeurs d'entrée habituelles sont notamment les suivantes :
 - i) débit de dose, énergie et angle d'incidence ;
 - ii) caractéristiques du dispositif de mesure (sensibilité en fonction de l'énergie et de l'angle, perte de signal sur le dosimètre, caractéristiques du dispositif d'évaluation du dosimètre, comme la température du révélateur ou la sensibilité du dispositif de lecture) ;
 - iii) caractéristiques du système d'étalonnage ;
 - iv) dose résultant de l'exposition due au rayonnement de fond naturel, valeur qui devrait être soustraite (voir par. 7.128 à 7.132).
- c) Élaborer un modèle qui établit un lien entre grandeurs d'entrée et grandeur de sortie. Dans la plupart des cas, le modèle est déjà en grande partie disponible sous forme d'algorithme utilisé régulièrement pour calculer la dose à partir de la densité du film ou à partir de l'énergie lumineuse produite par le détecteur de traces, grâce à de nombreux paramètres, comme les facteurs ou coefficients d'étalonnage et de normalisation.
- d) Attribuer une fonction densité de probabilité à chaque grandeur d'entrée. On effectue cette attribution à l'aide de toutes les connaissances disponibles sur le système dosimétrique et les conditions de mesure.

7.66. Pour une évaluation de « type A » de l'incertitude, l'attribution des fonctions densité de probabilité repose sur l'analyse statistique. L'incertitude type pour une telle évaluation et l'écart type correspondant sont déterminés par une série de mesures. Pour une incertitude de type A, les paramètres peuvent notamment être les suivants :

- a) mesure de la densité du film, ou de l'énergie lumineuse que produit le lecteur du dosimètre thermoluminescent ;
- b) signal blanc du dispositif de lecture ;
- c) sensibilité des détecteurs individuels.

7.67. Pour une grande partie des autres grandeurs d'entrée, une évaluation de « type B » devrait être effectuée. Ces évaluations reposent sur une appréciation scientifique de l'incertitude. Les incertitudes de type B sont celles qui ne peuvent pas être réduites par des mesures répétées. Les facteurs suivants sont généralement considérés comme des sources d'incertitudes de type B :

- a) caractéristiques du champ dans lequel le dosimètre a été placé ;
- b) réponse énergétique et dépendance angulaire du dosimètre ;
- c) non-linéarité de la réponse ;
- d) perte de signal, et influence de l'humidité et de la température ambiantes ;
- e) effets dus à une exposition à la lumière ;
- f) effets dus à une exposition à des rayonnements qui ne sont pas censés être mesurés par le dosimètre ;
- g) effets des chocs mécaniques ;
- h) erreurs d'étalonnage ;
- i) variations du rayonnement de fond naturel local.

7.68. La phase de calcul consiste à transformer les fonctions densité de probabilité des grandeurs d'entrée en fonction densité de probabilité de la grandeur de sortie à l'aide du modèle de mesure $Y = f(X)$. À partir de la fonction densité de probabilité de la valeur de sortie, les grandeurs globales suivantes devraient être calculées :

- a) l'espérance mathématique, valeur centrale de la fonction densité de probabilité, qui est prise comme estimation y de la dose Y ;
- b) l'écart type, considéré comme l'incertitude composée $i_c(y)$ pour la dose Y ;
- c) un intervalle élargi, qui contient Y avec une probabilité précise.

7.69. Si l'on estime que la fonction densité de probabilité de la dose Y suit une distribution gaussienne (normale), l'écart type de chaque côté de la moyenne

correspond aux limites de confiance à environ 68 %. Il est donc souvent nécessaire de multiplier l'incertitude type composée par un facteur adéquat, appelé facteur d'élargissement (k), pour obtenir une incertitude élargie (que l'on appelle également incertitude globale). Le facteur d'élargissement vaut généralement deux ou trois, d'où des limites de confiance à respectivement 95 % et 99 %. La valeur retenue pour le facteur d'élargissement devrait être clairement mentionnée.

7.70. Pour la phase de calcul, il existe principalement deux méthodes :

- a) l'application de la loi de propagation des incertitudes et du théorème de la limite centrale [66] ;
- b) la méthode de Monte-Carlo, grâce à laquelle un échantillonnage des fonctions densité de probabilité des grandeurs d'entrée permet d'évaluer l'intégrale de convolution des fonctions densité de probabilité [69].

7.71. Du point de vue de la métrologie des rayonnements, il n'est pas pertinent de communiquer des valeurs de dose à une précision supérieure à ce que l'incertitude type permet. Ainsi, dans le cas des systèmes pour lesquels l'incertitude type à faible dose est inférieure à 0,1 mSv, les doses peuvent être présentées par intervalles de 0,01 mSv. Lorsque l'incertitude type est plus grande, les doses peuvent être communiquées par intervalles de 0,1 mSv.

Essais des systèmes de dosimétrie individuelle

Essais de qualification

7.72. Les essais de qualification d'un système dosimétrique pour l'exposition externe comprennent le test des caractéristiques globales de performance du système pour plusieurs conditions d'irradiation et de stockage. Les sources d'incertitude qui sont présentées aux paragraphes 7.64 à 7.67 devraient notamment être quantifiées. Cette démarche consiste essentiellement à étudier la variation de la réponse du dosimètre en fonction de l'énergie et de la direction du faisceau de rayonnements incident. Cependant, il faut aussi examiner les autres caractéristiques dosimétriques, comme la linéarité de la réponse, la plage des doses mesurables, la capacité du système à fonctionner de manière satisfaisante dans une plage de conditions de température et d'humidité raisonnable, et une sensibilité correcte à des débits de dose élevés et dans des champs de rayonnement pulsés. Les essais de qualification comprennent également des tests plus généraux, qui portent par exemple sur la capacité du système à fonctionner de manière satisfaisante dans une gamme raisonnable de champs électriques et

magnétiques, et sur sa capacité à résister aux vibrations et aux chocs mécaniques. Ils ne concernent pas seulement le dosimètre, mais l'ensemble du système, notamment l'appareil de lecture.

7.73. Les résultats d'un essai de qualification devraient donner une description détaillée de toutes les propriétés d'un certain type de dosimètre. Ils devraient être analysés en fonction des critères de performance (voir par. 7.48 à 7.56) et sont destinés à déterminer si ces critères peuvent être respectés en pratique, compte tenu de la plage de valeurs des facteurs concernés qui s'applique dans l'installation où les dosimètres doivent être utilisés. L'essai de qualification est valide tant que le type de dosimètre et l'appareil de lecture restent inchangés.

7.74. Les systèmes dosimétriques devraient de préférence être soumis à des essais de qualification conformes aux normes applicables de la CEI ou de l'Organisation internationale de normalisation (ISO), ou à des normes nationales équivalentes, et devraient avoir obtenu un résultat satisfaisant aux essais. Tout échec à une partie des essais devrait être décrit de manière claire et détaillée et les raisons d'un échec devraient être examinées.

7.75. Tous les champs de rayonnement utilisés pour les essais de qualification devraient être bien caractérisés et être traçables jusqu'aux étalons nationaux. Plusieurs normes ISO donnent des orientations sur la définition de champs de rayonnement de référence pour les photons, les rayons bêta et les neutrons [74–83]. Des appareils supplémentaires peuvent être nécessaires pour mesurer les grandeurs environnementales d'influence, les effets mécaniques et les champs électromagnétiques. Il n'est pas indispensable que tous ces appareils existent sur le site du service de dosimétrie ; il suffit qu'ils soient présents dans le laboratoire d'essais.

7.76. Il existe plusieurs normes applicables aux essais de qualification. Pour les dosimètres individuels actifs, la référence [84] traite des photons, des rayons bêta et des neutrons. Pour les dosimètres individuels passifs, la référence [85] s'applique aux photons et aux rayons bêta. Ces deux normes étant compatibles, les résultats des essais de qualification sont comparables, que le détecteur soit actif ou passif. La référence [86] peut être utilisée pour les dosimètres à neutrons individuels passifs.

7.77. La réponse vis-à-vis de l'énergie de rayonnement et de l'angle d'incidence est une caractéristique essentielle d'un dosimètre individuel. Les dosimètres devraient être testés pour déterminer leur degré de conformité aux caractéristiques

de réponse énergétique et angulaire nécessaires pour la ou les grandeurs à mesurer.

7.78. À la suite d'essais de qualification menés dans le respect de la norme applicable mentionnée au paragraphe 7.76, des plages théoriques d'utilisation pour toutes les grandeurs d'influence sont fixées. Il est possible de déterminer si un dosimètre convient pour un lieu de travail donné par comparaison entre ces plages théoriques et celles qui sont requises pour ce lieu.

7.79. Comme la grandeur opérationnelle utilisée pour le contrôle radiologique individuel est l'équivalent de dose individuel $H_p(d)$ à l'intérieur du corps, les dosimètres employés à cette fin devraient subir un essai de qualification sur un fantôme approprié pour que la rétrodiffusion et l'atténuation provoquées par l'organisme soient simulées. Si un dosimètre fonctionne convenablement avec le fantôme, on peut supposer qu'il en sera de même avec le corps d'une personne.

7.80. Dans le cadre d'un essai de qualification, les dosimètres du corps entier devraient être irradiés sur un fantôme plaque (30 cm × 30 cm et 15 cm d'épaisseur) constitué d'un substitut de tissu. Les dosimètres des extrémités devraient être irradiés sur un fantôme colonne dans le cas des dosimètres poignet, et sur un fantôme rondin dans le cas des bagues dosimètres, conformément aux références [74] à [77]. Pour les doses au cristallin [$H_p(3)$], la création d'un fantôme approprié a fait l'objet de discussions. Lorsque des dosimètres qui servent à mesurer $H_p(0,07)$ sont utilisés pour déterminer la dose au cristallin :

- a) Ils devraient être optimisés pour une telle utilisation sur le fantôme plaque (c'est-à-dire que leur réponse énergétique et leur dépendance angulaire devraient faire l'objet d'un essai de qualification sur le fantôme plaque et qu'ils devraient être étalonnés sur ce fantôme).
- b) Sinon, il faudrait s'assurer qu'ils détectent correctement le rayonnement rétrodiffusé par la partie du corps située derrière eux (c'est-à-dire la tête). Tel est souvent le cas des bagues dosimètres munies d'une couche de plastique d'environ 1 à 3 centimètres d'épaisseur au dos [87].

Il a été établi que, dans le cas des photons, la mesure de la grandeur $H_p(0,07)$ avec des dosimètres sensibles au rayonnement rétrodiffusé et étalonnés sur un fantôme ISO donne une approximation prudente de la dose au cristallin [11, 87, 88].

7.81. Les coefficients de conversion entre les grandeurs physiques (fluence et kerma dans l'air) et les grandeurs opérationnelles [$H_p(10)$, $H_p(3)$]

et $H_p(0,07)$] figurent dans plusieurs publications, parmi lesquelles les références [76], [79], [80], [83], [85], [86] et [89].

Tests de performance

7.82. En dehors des essais de qualification d'un système de dosimétrie individuelle, au cours desquels le fonctionnement du système global est soigneusement analysé pour vérifier qu'il satisfait aux critères d'exactitude, il faudrait mener des tests de performance à intervalles réguliers (généralement chaque année) pour prouver que ce niveau de performance est maintenu.

7.83. Les tests de performance qui sont effectués à l'extérieur par un laboratoire identifiable permettent de contrôler que le système dosimétrique est fiable et qu'il est utilisé de manière cohérente. La procédure d'agrément d'un service de dosimétrie par l'organisme de réglementation devrait comprendre un examen des résultats des essais de qualification et des premiers tests de performance. Le respect constant des règles d'agrément devrait être vérifié à l'aide de tests de performance réalisés à l'extérieur.

7.84. Les tests de performance effectués à l'extérieur exigent un examen attentif de la gamme de doses, des types et de l'énergie des rayonnements à mesurer, de l'incertitude des estimations de dose et du processus de mesure, y compris la traçabilité et l'étalonnage. Les résultats obtenus devraient satisfaire à des critères de performance particuliers, en référence à une norme s'il y a lieu.

7.85. En outre, les tests de performance menés en externe ou en interne peuvent servir à contrôler la cohérence des procédures de mesure et des méthodes appliquées par le laboratoire (dans le cadre d'un programme interne d'assurance de la qualité mis en œuvre conformément à une norme internationale pertinente, telle la référence [90]).

7.86. Trois types de tests de performance sont généralement effectués :

- a) Pour un test en aveugle, le prestataire de services de dosimétrie ignore quels tests seront réalisés et ne peut utiliser des dosimètres de son choix ni appliquer des procédures d'évaluation spéciales pour les tests. Dans ce cadre, on peut par exemple inventer un client fictif et indépendant et irradier les dosimètres dans des conditions contrôlées, sans intervention du prestataire de services. Pour les tests de performance internes menés à des fins d'assurance de la qualité, la plupart des prestataires de services créent un client fictif.

- b) Pour un test inopiné, le prestataire de services de dosimétrie sait que des tests vont avoir lieu, mais ne connaît pas à l'avance la date réelle des tests. Il est possible de choisir les dosimètres, mais pas d'appliquer des procédures d'évaluation spéciales.
- c) Pour un test annoncé, le prestataire de services de dosimétrie sait quels tests seront effectués et peut utiliser les dosimètres de son choix et appliquer des procédures d'évaluation spéciales.

7.87. Les exercices de comparaison entre prestataires de services de dosimétrie peuvent être considérés comme des tests de performance annoncés. En règle générale, les résultats de ces exercices sont publiés, mais sans mise en correspondance avec les noms des participants. La participation à ces exercices est souvent une condition requise pour obtenir l'agrément et s'inscrit dans le cadre du système de gestion de la qualité.

7.88. On trouvera des orientations supplémentaires sur les tests de performance dans la référence [91].

Tests de routine

7.89. L'objectif des tests de routine est de contrôler l'exactitude et la précision du système dosimétrique pour la mesure des doses à une seule énergie, généralement celle de la source d'étalonnage (par exemple le césium 137 ou le cobalt 60 pour les dosimètres à photons). Ce type de test sert également à normaliser la sensibilité globale du système. Les tests de routine devraient normalement être menés par le prestataire de services de dosimétrie et devraient être répétés à intervalles réguliers, de préférence une fois par mois. En revanche, les tests d'assurance de la qualité destinés à contrôler des aspects particuliers de la performance du système devraient généralement être réalisés chaque jour où des valeurs sont lues.

7.90. Les tests de routine, qui comprennent l'étalonnage, constituent un moyen de vérifier la sensibilité, la précision et l'exactitude du système, généralement pour un seul type et une seule énergie de rayonnement. Les tests requis dans le cadre d'un programme d'assurance de la qualité peuvent comprendre des tests de routine.

7.91. Un test de routine possible consiste à créer un client fictif. Les dosimètres de ce client sont exposés à une dose connue pendant chaque période d'exposition et subissent le même traitement que les dosimètres normaux. Un suivi des doses mesurées pour ce client donne une bonne idée de la performance des dosimètres normaux.

7.92. Les résultats des tests de routine devraient être suivis avec attention, par exemple à l'aide de cartes de contrôle, où figurent des niveaux d'avertissement et des niveaux d'intervention pour que le prestataire de services de dosimétrie puisse prendre les mesures nécessaires.

Synthèse

7.93. Le tableau 3 donne une vue d'ensemble des programmes de tests recommandés pour les systèmes de dosimétrie individuelle.

TABLEAU 3. VUE D'ENSEMBLE DES PROGRAMMES DE TESTS POUR LES SYSTÈMES DE DOSIMÉTRIE INDIVIDUELLE

	Entité qui effectue le test	Fréquence du test
Essais de qualification	Fabricant ou organisme agréé d'essais de qualification	Une seule fois, généralement avant la commercialisation auprès des utilisateurs
Tests de performance	Organisme agréé pour les tests	Annuelle
Tests de routine	Prestataire de services de dosimétrie	Mensuelle
Tests de routine (tests d'assurance de la qualité)	Utilisateur ou prestataire de services de dosimétrie	Quotidienne ou chaque jour où des valeurs sont lues, avant toute exploitation des dosimètres

Tests des instruments de contrôle radiologique du lieu de travail

Essais de qualification

7.94. Les essais de qualification des instruments de contrôle radiologique du lieu de travail permettent de prouver qu'un appareil convient pour effectuer des mesures adéquates sur le lieu de travail et devraient être menés selon la même méthode générale que celle qui est décrite aux paragraphes 7.72 à 7.81 pour les systèmes de dosimétrie individuelle. Les procédures mises en œuvre pour la mesure des réponses énergétique et angulaire des instruments de contrôle radiologique du lieu de travail sont similaires à celles qui sont appliquées pour les dosimètres individuels, sauf que, pour le contrôle radiologique du lieu de travail,

les expositions aux rayonnements ont normalement lieu à l'air libre (c'est-à-dire sans fantôme).

7.95. La CEI a publié des normes pour la plupart des types d'appareils de contrôle radiologique du lieu de travail. Non seulement ces normes contiennent les spécifications à respecter en matière de performances, mais elles décrivent également les méthodes à mettre en œuvre pour les essais de qualification. Des tests sont imposés pour déterminer les performances radiologiques (linéarité et réponses énergétique et angulaire, par exemple) et les performances environnementales, électriques et mécaniques. Les normes CEI concernées et les appareils auxquels elles s'appliquent sont présentées dans le tableau 4.

Essais avant utilisation

7.96. Il faudrait tester les instruments de contrôle radiologique du lieu de travail avant leur première utilisation afin de s'assurer que leurs performances sont conformes aux résultats des essais de qualification. Les tests devraient couvrir la gamme des débits de dose pouvant raisonnablement être attendus. Il faudrait clairement préciser et consigner pour quelles plages un appareil n'a pas été testé.

7.97. Les essais avant utilisation devraient être conçus pour détecter les anomalies vraisemblables, par exemple un étalonnage erroné ou un mauvais assemblage du détecteur. Ces essais devraient également servir de référence pour les tests de routine ultérieurs. Il est généralement possible de sélectionner une série réduite de tests qui permet de garantir correctement les performances d'un appareil. On trouvera des orientations détaillées sur ces essais dans la référence [98].

Essais périodiques

7.98. Une fois qu'un instrument de contrôle radiologique du lieu de travail est utilisé, des essais périodiques devraient être menés pour détecter toute détérioration des performances. Ces essais devraient être effectués au moins une fois par an et comprendre une partie des tests menés lors des essais avant utilisation. Les types de rayonnements de référence qui peuvent être utilisés sont notamment les suivants :

- a) s'agissant des débitmètres de dose pour les photons, le rayonnement gamma de 0,662 MeV émis par le césium 137 ;
- b) s'agissant des débitmètres de dose pour les rayonnements neutroniques, neutrons émis par un mélange d'américium 241 et de béryllium ;

TABLEAU 4. NORMES DE LA COMMISSION ELECTROTECHNIQUE INTERNATIONALE APPLICABLES AUX INSTRUMENTS DE CONTRÔLE RADIOLOGIQUE DU LIEU DE TRAVAIL POUR L'EXPOSITION EXTERNE

Norme	Appareils concernés
CEI 60532:2010 [92]	<p>S'applique aux débitmètres de dose fixes, systèmes d'alarme et détecteurs qui sont utilisés pour prévenir les petits rejets de matières radioactives et les légères dégradations du combustible ou en atténuer les conséquences, dans le cadre de la base de conception de la centrale ou de l'installation nucléaires, et pour alerter le personnel ou assurer sa protection pendant ou après des événements qui donnent lieu à un rejet de radionucléides dans la centrale ou l'installation nucléaires ou à un risque de radioexposition, ou qui entraînent un tel rejet ou un tel risque. Dans la norme CEI 61226:2009 [93], ces appareils sont généralement classés dans la catégorie A, B ou C ou « non classés ». Les principales modifications techniques par rapport à l'édition précédente sont destinées à tenir compte des exigences de normes CEI publiées depuis 1996.</p>
CEI 60846-1:2009 [94]	<p>Fixe les exigences de conception et les caractéristiques de performance des appareils de mesure de l'équivalent de dose (ou des débitmètres de dose) destinés à déterminer l'équivalent (ou le débit) de dose ambiant et l'équivalent (ou le débit) de dose directionnel, tels qu'ils sont définis dans la référence [58]. S'applique aux appareils de mesure de l'équivalent de dose (ou aux débitmètres de dose), de l'équivalent (ou du débit) de dose ambiant ou de l'équivalent (ou du débit) de dose directionnel dû à une exposition externe aux rayonnements bêta, X et gamma.</p>
CEI 60846-2:2015 [95]	<p>S'applique aux appareils portatifs ou transportables destinés à mesurer l'équivalent (ou le débit) de dose ou l'équivalent (ou le débit) de dose ambiant ou directionnel dû à une exposition externe aux rayonnements bêta, X et gamma en situation d'urgence. Dans ce type de situation, s'applique directement aux appareils de mesure de l'équivalent de dose (ou aux débitmètres de dose) destinés à déterminer l'équivalent de dose individuel ou le débit d'équivalent de dose dû à une exposition externe aux rayonnements bêta, X et gamma dont l'énergie ne dépasse pas 10 MeV.</p>

TABLEAU 4. NORMES DE LA COMMISSION ELECTROTECHNIQUE INTERNATIONALE APPLICABLES AUX INSTRUMENTS DE CONTRÔLE RADIOLOGIQUE DU LIEU DE TRAVAIL POUR L'EXPOSITION EXTERNE (suite)

Norme	Appareils concernés
CEI 61005:2014 [96]	<p>Fixe les exigences pour les caractéristiques de performance des appareils de mesure de l'équivalent (ou du débit) de dose ambiant dû aux neutrons, et définit les méthodes d'essai permettant de déterminer que ces exigences sont respectées. Spécifie les caractéristiques générales, les procédures générales d'essai, les caractéristiques de rayonnement, les caractéristiques électriques et mécaniques, et les caractéristiques relatives à la protection, à la sûreté et à l'environnement, ainsi que le certificat d'identification.</p>
CEI 61017:2016 [97]	<p>S'applique aux appareils transportables, mobiles ou fixes qui sont destinés à mesurer les débits de kerma à l'air qui sont compris entre 30 nGy/h et 10 µGy/h et qui sont dus à des rayons X et gamma dont l'énergie est comprise entre 50 keV et 1,5 MeV. Spécifie les caractéristiques générales, les procédures générales d'essai, les caractéristiques de rayonnement, les caractéristiques électriques et mécaniques, et les caractéristiques relatives à la protection, à la sûreté et à l'environnement, ainsi que le certificat d'identification.</p>

- c) s'agissant des débitmètres de dose pour les rayons bêta, le rayonnement gamma de 0,662 MeV émis par le césium 137, auquel s'ajoute un rayonnement bêta d'une énergie adéquate ;
- d) pour les moniteurs de contamination bêta, des émetteurs bêta d'énergie inférieure ou égale à l'énergie minimale pour laquelle le contaminamètre doit être utilisé ;
- e) pour les lieux de travail où des matières radioactives naturelles sont présentes, une source de référence appropriée.

7.99. Des essais périodiques plus simples devraient être menés plus fréquemment :

- a) Il faudrait vérifier régulièrement la plupart des instruments de contrôle radiologique du lieu de travail à l'aide d'une source de référence appropriée afin de s'assurer que ces appareils fonctionnent correctement. Ces vérifications devraient être effectuées chaque mois, chaque semaine, voire chaque jour, en fonction du type d'appareil. Le choix de la source et des plages testées devrait être adapté au type de contrôle radiologique qui est assuré.
- b) La vérification des piles, l'étalonnage à zéro et les tests destinés à démontrer que la réponse est adéquate devraient être effectués régulièrement dans le cadre du programme d'assurance de la qualité afin de garantir que le matériel fonctionne toujours de manière satisfaisante et n'a pas subi de dommage évident.

7.100. Une fois les tests achevés, il faudrait apposer un autocollant sur l'appareil. Cet autocollant devrait donner des informations pertinentes, notamment le nom de l'organisme qui a effectué le test, le numéro du certificat d'essai et la date du test ou la date où le prochain test doit être effectué, selon le cas.

7.101. Le tableau 5 donne une vue d'ensemble des programmes de tests recommandés pour les instruments de contrôle radiologique du lieu de travail.

Étalonnage des appareils

7.102. L'étalonnage est l'opération qui, dans des conditions déterminées, établit dans un premier temps une relation entre les valeurs d'une grandeur (avec les incertitudes de mesure) qui sont fournies par des étalons et les indications correspondantes (avec les incertitudes associées) et, dans un deuxième temps, utilise cette information pour établir une relation permettant d'obtenir un résultat de mesure à partir d'une indication.

TABLEAU 5. VUE D'ENSEMBLE DES PROGRAMMES DE TESTS POUR LES INSTRUMENTS DE CONTRÔLE RADIOLOGIQUE DU LIEU DE TRAVAIL

	Entité qui effectue le test	Fréquence du test
Essais de qualification	Fabricant ou organisme agréé d'essais de qualification	Une seule fois, généralement avant la commercialisation auprès des utilisateurs
Essais avant utilisation	Fabricant, utilisateur ou organisme agréé pour les tests	Une seule fois, avant la mise en service de l'appareil
Essais périodiques	Utilisateur ou organisme agréé pour les tests ou l'étalonnage	Chaque année ou plus fréquemment, selon la stabilité de l'appareil et l'utilisation prévue

7.103. Il ne faudrait pas confondre l'étalonnage avec l'ajustage d'un système de mesure, avec l'« autoétalonnage » ni avec la vérification.

7.104. Pour toutes les méthodes de mesure, les appareils devraient être régulièrement étalonnés, et cet étalonnage devrait être traçable jusqu'aux étalons nationaux. À cette fin, on peut utiliser des sources de référence qui ont été préalablement étalonnées par rapport à des étalons primaires, ou des appareils de référence qui ont été préalablement étalonnés par rapport à des étalons primaires dans un laboratoire primaire national ou dans un laboratoire de référence qui possède les étalons appropriés.

7.105. L'étalonnage de référence d'un système de dosimétrie individuelle (actif ou passif) devrait être renouvelé à intervalles réguliers, par exemple une fois par an ou une fois tous les deux ans. Les performances du système dosimétrique sur le plan de la dosimétrie devraient faire l'objet de contrôles périodiques plus fréquents (voir par. 7.89 à 7.92 pour les tests de routine). S'agissant des systèmes passifs, il faudrait procéder à quelques contrôles simples du dispositif de lecture chaque jour où des valeurs sont lues, par exemple à l'aide de détecteurs irradiés.

7.106. Pour que le facteur d'étalonnage de référence puisse être déterminé, le champ de rayonnement devrait être bien caractérisé. Pour pouvoir déterminer périodiquement le facteur d'étalonnage de référence d'un système dosimétrique, il suffit généralement d'utiliser une source radioactive comme le césium 137 ou le cobalt 60 pour le rayonnement photonique, le strontium 90 ou l'yttrium 90 pour

les rayons bêta et le californium 252 pour les neutrons. Ces champs devraient être traçables jusqu'à un laboratoire national de métrologie. Ces champs de référence et les procédures d'étalonnage sont décrits dans les références [74] à [83]. Pour les rayonnements neutroniques, il peut également être utile de procéder à un étalonnage dans des champs semblables à ceux qui sont présents sur le lieu de travail, conformément aux références [99] et [100].

7.107. Le facteur d'étalonnage de référence peut ensuite être associé à plusieurs facteurs de correction qui doivent être utilisés dans certaines conditions.

7.108. D'autre part, chaque dosimètre devrait avoir un facteur de normalisation ou d'étalonnage individuel et traçable. Pour les dosimètres réutilisables, ce facteur de normalisation ou d'étalonnage individuel devrait être contrôlé périodiquement et ajusté si nécessaire.

7.109. Pour les dosimètres passifs (détecteurs à l'état solide), il faudrait effectuer régulièrement des étalonnages internes afin d'ajuster les facteurs de normalisation ou d'étalonnage pour tenir compte des modifications dues à une utilisation répétée, ou de s'assurer que leur performance n'a pas changé. Il est proposé de procéder à ces étalonnages toutes les dix utilisations ou au plus tard tous les deux ans. Pour les dosimètres actifs, un facteur de normalisation individuel peut également être nécessaire et son emploi devrait être envisagé.

Agrément des services de dosimétrie

7.110. Selon le paragraphe 3.73 c) de la publication GSR Part 3 [2], il incombe à l'organisme de réglementation d'autoriser ou d'approuver les prestataires de services de contrôle radiologique individuel et d'étalonnage. Un prestataire de services de dosimétrie agréé peut être défini comme un prestataire chargé de l'étalonnage, de la lecture ou de l'interprétation d'appareils de contrôle radiologique individuel et dont la capacité dans ce domaine est reconnue par un organisme de réglementation ou une autre autorité compétente.

7.111. L'objectif de l'agrément est de constater et de vérifier qu'un prestataire de services de dosimétrie est techniquement compétent, est capable de produire des résultats valides et dispose d'un système administratif et technique et d'un système de gestion adéquats.

7.112. Pour qu'il soit agréé, un prestataire de services devrait être capable d'obtenir un degré de précision satisfaisant pour l'évaluation de la dose, d'atteindre et de conserver un haut niveau de fiabilité, de communiquer les

résultats des évaluations régulières de la dose à l'employeur ou à l'organisme de réglementation dans un délai raisonnable, et de communiquer rapidement les résultats des évaluations de la dose qui sont effectuées à l'occasion d'un accident ou d'un incident ou dans d'autres situations anormales. En dehors des prescriptions techniques, un prestataire de services agréé devrait satisfaire aux prescriptions applicables qui concernent le système de gestion (voir la section 8).

7.113. La procédure d'agrément peut comprendre les éléments suivants, qu'il faudrait envisager de prévoir :

- a) Communication d'un rapport contenant des informations sur le système dosimétrique. La documentation technique porte généralement sur les résultats des essais de qualification, les procédures de dosimétrie et la traçabilité de l'étalonnage, ainsi que sur le système de gestion, y compris la structure organisationnelle, le personnel, le matériel et les protocoles et procédures de contrôle de la qualité.
- b) Homologation du système de gestion conformément à une norme internationale applicable, par exemple la référence [90].
- c) Attestation selon laquelle le système dosimétrique est traçable jusqu'à l'étalon national approprié et utilise des coefficients de conversion conformes aux recommandations et aux normes internationales pour les grandeurs opérationnelles.
- d) Test de performance de l'irradiation à des doses inconnues et dans des situations inconnues.
- e) Inspection et évaluation du laboratoire sur les lieux par des spécialistes de la dosimétrie qui évaluent des aspects comme le personnel (y compris sur le plan de la formation), le matériel, les installations, l'étalonnage et les procédures de dosimétrie, conformément à ce qui est mentionné dans les documents relatifs aux agréments.

7.114. Des tests de performance devraient être effectués à l'extérieur dans le cadre de procédures approuvées pour montrer que les spécifications essentielles pour la performance sont systématiquement respectées (voir par. 7.83 et 7.84). Les résultats de ces tests devraient permettre de vérifier les données des essais de qualification.

7.115. Un programme de tests de performance pour l'agrément peut être subdivisé en plusieurs parties en fonction de l'irradiation pour tenir compte des différentes classes de dosimètres (ces parties dépendent des types de rayonnement et des gammes d'énergie couverts par les dosimètres). Chaque test peut porter sur

une gamme d'énergies et d'angles d'incidence du rayonnement différents et sur une répartition appropriée des gammes de doses.

7.116. Les tests de performance destinés à obtenir l'agrément devraient être effectués à intervalles réguliers. Ils peuvent être coordonnés par l'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente et peuvent comprendre une participation à des exercices de comparaison internationaux.

Interprétation des mesures et évaluation de la dose

Dosimétrie individuelle

7.117. Dans le cadre de la radioprotection, les grandeurs opérationnelles mesurées $H_p(10)$, $H_p(3)$ et $H_p(0,07)$ sont interprétées sous forme de grandeurs de protection : il s'agit respectivement de la dose efficace, de la dose équivalente au cristallin et de la dose équivalente à la peau et aux extrémités.

7.118. Pour les photons, $H_p(10)$ donne dans la plupart des cas une estimation raisonnable de la dose efficace E , qui évite à la fois une sous-estimation et une surestimation. S'agissant des neutrons, $H_p(10)$ peut sousestimer la dose efficace pour certaines gammes d'énergie et certaines formes géométriques de champs. En pareil cas, des informations sur la répartition énergétique et la répartition directionnelle des champs présents sur le lieu de travail sont nécessaires pour appliquer les corrections voulues.

7.119. Lorsque l'exposition corps entier est uniforme, E et $H_p(10)$ sont étroitement liés. Des coefficients ont été calculés pour la conversion des grandeurs fondamentales (fluence de particules, kerma dans l'air et dose absorbée par les tissus) en dose efficace dans des fantômes anthropomorphes qui représentent des êtres humains adultes, et en grandeurs opérationnelles à l'aide de fantômes CIUR. Le rapport entre les grandeurs opérationnelles et les grandeurs de protection témoigne de la qualité de l'estimation des grandeurs de protection pour différentes énergies et répartitions directionnelles [89].

7.120. Pour les doses proches de la limite de dose ou supérieures à cette limite ou à un niveau d'investigation prédéterminé, il faudrait confirmer que les mesures des grandeurs opérationnelles donnent une bonne estimation des grandeurs de protection. Il faudrait en particulier procéder ainsi pour les doses dues aux neutrons et les expositions hétérogènes. À cette fin, il faudrait obtenir des informations sur l'uniformité, l'énergie et la répartition directionnelle du

champ, la position du dosimètre sur le corps et les caractéristiques de réponse du dosimètre.

7.121. Si le travailleur se déplace sur le lieu de travail, quatre types de champs multidirectionnels sont généralement pris en compte :

- a) ceux pour lesquels le rayonnement provient principalement du demi-espace avant (incidence antéropostérieure) ;
- b) ceux pour lesquels le rayonnement provient principalement du demi-espace arrière (incidence postéro-antérieure) ;
- c) ceux pour lesquels le rayonnement provient de toutes les directions perpendiculaires au corps (composante rotationnelle) ;
- d) ceux pour lesquels le rayonnement provient de toutes les directions, y compris du dessus et du dessous (rayonnement omnidirectionnel).

On peut supposer que la grandeur $H_p(10)$ mesurée par un dosimètre individuel porté sur la poitrine fournit une approximation satisfaisante de la dose efficace, au moins pour les incidences antéro-postérieures, la composante rotationnelle et les rayonnements omnidirectionnels. En cas d'incidence postéro-antérieure (qui concerne par exemple le conducteur d'un véhicule transportant des matières radioactives), le dosimètre devrait être porté sur le dos. Ainsi, un seul dosimètre porté sur l'avant (ou sur l'arrière) du tronc permet généralement d'aboutir à une évaluation satisfaisante de la dose efficace. La référence [101] contient des informations plus détaillées sur l'interprétation des résultats obtenus avec des dosimètres dans différentes conditions géométriques d'exposition.

7.122. Pour certains champs de rayonnement, les grandeurs opérationnelles ne donnent pas une bonne approximation des grandeurs de protection à cause du spectre d'énergie. Tel est en particulier le cas pour les neutrons dont l'énergie est comprise entre 4 et 20 MeV ou est supérieure à 50 MeV. Il est possible de déterminer ces facteurs à l'aide d'une bonne caractérisation expérimentale du champ présent sur le lieu de travail. Dans ce cadre, des simulations de Monte-Carlo peuvent également être très utiles.

Contrôle radiologique du lieu de travail

7.123. Dans bien des cas, un contrôle radiologique du lieu de travail devrait être effectué pour caractériser le lieu afin de déterminer s'il faut limiter les déplacements des travailleurs sur place. On suppose alors par prudence que, pendant toute la durée du travail, un travailleur se trouve dans la partie du lieu de travail où le débit de dose est le plus élevé. En revanche, lorsque le contrôle

radiologique du lieu de travail sert à évaluer les doses reçues, il faudrait obtenir et utiliser des estimations réalistes des périodes d'occupation des lieux. Dans les lieux de travail où les débits de dose peuvent sensiblement varier au fil du temps, les périodes d'occupation du lieu de travail devraient être consignées afin qu'elles puissent être prises en compte pour le débit de dose correspondant afin d'évaluer l'exposition. Des informations supplémentaires sur le contrôle radiologique du lieu de travail figurent dans la référence [56].

7.124. Si des appareils convenablement conçus et étalonnés avec précision sont utilisés, une grandeur mesurée sur le lieu de travail, accompagnée des données appropriées sur l'occupation des lieux, peut permettre d'aboutir à une bonne estimation de la dose efficace reçue par un travailleur ou de la dose équivalente aux tissus ou aux organes d'un travailleur. Les grandeurs de dose opérationnelles $H^*(10)$ et $H'(0,07, \Omega)$ définies pour le contrôle radiologique du lieu de travail donnent une bonne estimation de la dose efficace et de la dose à la peau. Comme l'explique le paragraphe 7.37, la réponse énergétique des appareils qui sont utilisés pour mesurer des grandeurs définies à l'air libre (le kerma, par exemple) ne leur permet pas de mesurer $H^*(10)$.

7.125. Il faudrait tenir compte du fait que la grandeur $H^*(10)$ peut conduire à une forte surestimation de la valeur de $H_p(10)$ telle qu'elle est mesurée par un dosimètre sur un individu, et peut donc aussi conduire à une surestimation de la valeur de la dose efficace, surtout si le champ est isotrope. Les appareils qui servent à mesurer $H^*(10)$ ont en effet une réponse isotrope, alors que les grandeurs $H_p(10)$ et E dépendent de l'angle d'incidence.

7.126. Lorsque les extrémités ou la partie non protégée de la peau pourraient être localement exposées à des rayonnements, l'équivalent de dose directionnel $H'(0,07, \Omega)$ devrait être utilisé pour obtenir une bonne estimation de la dose équivalente. La grandeur $H'(0,07, \Omega)$ devrait également être utilisée pour parvenir à une bonne estimation de la dose équivalente au cristallin qui résulte d'une exposition à un rayonnement photonique (voir par. 7.10). Pour les champs multidirectionnels, l'appareil devrait être orienté dans toutes les directions du champ de rayonnement et la valeur maximale de dose qu'il indique devrait être utilisée pour éviter toute sous-estimation de la dose à la peau ou au cristallin. L'opérateur devrait être averti de l'existence possible de sources ponctuelles ou de faisceaux étroits pouvant conduire à des résultats trompeurs.

7.127. Les instruments de contrôle radiologique du lieu de travail sont étalonnés dans des champs de rayonnement qui irradient uniformément le volume du détecteur, le centre du volume étant utilisé comme point de référence. Sur

le terrain, de nombreux champs irradient le détecteur de manière non uniforme (près des sources ponctuelles ou des faisceaux étroits, par exemple). Il faudrait accorder une attention particulière à ce type de situation. Il faudrait se demander s'il faut définir un facteur de correction qui peut être pris en compte pour les résultats afin d'obtenir un débit de dose corrigé. Un tel facteur peut être supérieur à 100 [102]. Une des techniques possibles consiste à utiliser un tableau de sources ponctuelles pour simuler les formes géométriques des sources concernées [103].

Soustraction du bruit de fond

7.128. Lorsque la dose est nulle, la valeur indiquée par un système dosimétrique est la somme du bruit de fond du dispositif de lecture et du bruit de fond intrinsèque du détecteur. Le bruit de fond intrinsèque des détecteurs peut être déterminé pour un détecteur individuellement ou par lots. Dans ce dernier cas, l'incertitude pour chaque résultat est plus importante. Pour la détermination du bruit de fond intrinsèque par lots, il faudrait se soucier de la procédure d'échantillonnage.

7.129. Après soustraction de la valeur indiquée quand la dose est nulle (indication du blanc) et prise en compte des facteurs de correction et d'étalonnage, l'indication du dosimètre donne la dose brute, également appelée valeur mesurée. En règle générale, le rayonnement de fond naturel contribue en partie à la dose brute, en dehors de toute dose due à l'exposition professionnelle du travailleur.

7.130. La méthode appliquée pour soustraire le rayonnement de fond naturel consiste soit à utiliser une valeur moyenne (habituellement une moyenne nationale) soit à utiliser des valeurs propres à un client ou à un lieu particuliers. En ce qui concerne les dosimètres distribués pour être portés pendant un mois, l'utilisation d'une valeur de rayonnement de fond moyenne, si elle augmente l'incertitude totale, permet quand même à de nombreux services de respecter les exigences de précision. Lorsque le dosimètre est porté sur une plus longue durée (par exemple jusqu'à trois ou quatre mois, durée appropriée lorsque l'on prévoit que les expositions seront faibles), il faudrait utiliser des valeurs plus précises du rayonnement de fond naturel (en fonction du lieu où se trouve le client, par exemple), ou se servir de dosimètres de contrôle (voir par. 7.131).

7.131. Aux endroits où le rayonnement de fond naturel est sensiblement supérieur ou inférieur à la moyenne nationale, il faudrait tenir compte du débit de dose qui résulte du rayonnement de fond naturel local. Les variations du rayonnement de fond local peuvent être prises en compte à l'aide de dosimètres de contrôle, qui sont fournis au client par le service de dosimétrie et sont stockés

à l'endroit où les dosimètres des travailleurs sont conservés lorsqu'ils ne sont pas utilisés. Dans certains cas, il faudrait déduire les doses reçues pendant le transport. On peut également déterminer le débit de dose dû au rayonnement de fond naturel local en appliquant une méthode basée sur l'analyse des résultats obtenus avec les dosimètres distribués. Cette méthode repose sur l'hypothèse selon laquelle la majorité des dosimètres distribués ne sont exposés qu'au rayonnement de fond naturel.

7.132. Des considérations supplémentaires devraient s'appliquer pour les dosimètres individuels actifs, car ceux-ci ne peuvent accumuler des doses dues à l'exposition au rayonnement de fond naturel que lorsqu'ils sont utilisés, et non de manière continue. Pour les dosimètres individuels actifs qui sont distribués par poste, il faudrait définir des méthodes permettant de soustraire la dose attribuable à l'exposition au rayonnement de fond naturel, surtout lorsque la limite de détection annoncée pour les dosimètres utilisés est faible. Sinon, la contribution due à l'exposition au rayonnement de fond naturel peut être négligée.

ÉVALUATION DE L'EXPOSITION INTERNE

Programme de contrôle radiologique

7.133. L'évaluation des doses reçues par les travailleurs qui résultent d'une exposition due à l'incorporation de radionucléides peut reposer sur les résultats d'un contrôle radiologique individuel effectué à l'aide d'un ou de plusieurs des types de mesures suivants :

- a) mesures successives portant sur les radionucléides présents dans tout l'organisme ou dans certains organes, comme la thyroïde ou les poumons ;
- b) mesures portant sur les radionucléides présents dans des échantillons biologiques, par exemple dans les excréments ou l'haleine ;
- c) mesure des concentrations d'activité dans des échantillons d'air qui sont prélevés à l'aide de l'échantillonneur d'air individuel porté par le travailleur et qui sont représentatifs de l'air qu'il respire.

7.134. Pour certains radionucléides, il peut être impossible de procéder à un contrôle radiologique individuel à l'aide de mesures de l'activité dans l'organisme ou dans des échantillons biologiques en raison des types de rayonnements émis et de la sensibilité de détection des procédés de contrôle radiologique.

7.135. Dans certaines situations, il faudrait étudier s'il est nécessaire ou préférable d'évaluer la dose reçue par chaque travailleur à partir des résultats du contrôle radiologique du lieu de travail (voir par. 3.118).

7.136. Pour les travailleurs qui participent à des activités industrielles mettant en jeu des matières radioactives naturelles, l'exposition interne due à l'inhalation de radionucléides de la famille radioactive de l'uranium 238 et du thorium 232 présents dans des particules de poussière est souvent la principale voie d'exposition, car de nombreuses activités de ce type sont par nature poussiéreuses. Dans les lieux de travail concernés :

- a) il serait préférable de procéder à des échantillonnages d'air plutôt qu'à des échantillonnages biologiques ou à une anthroporadiométrie, car l'échantillonnage de l'air constitue le meilleur moyen d'évaluer les doses et d'obtenir les informations nécessaires pour l'optimisation ;
- b) il faudrait prêter une attention particulière à la caractérisation de la poussière en suspension dans l'air sur le plan de la répartition granulométrique, de la concentration d'activité (qui peut être différente de celle des substances en masse) et du (des) type(s) d'absorption pulmonaire des radionucléides concernés.

On trouvera de plus amples informations dans la référence [103].

7.137. Le choix de la technique de mesure devrait être déterminé par des facteurs comme :

- a) les rayonnements émis par les radionucléides ;
- b) le comportement biocinétique du contaminant ;
- c) la mesure dans laquelle le contaminant reste présent dans l'organisme, compte tenu de la clairance et de la décroissance radioactive ;
- d) la fréquence de mesure nécessaire ;
- e) la sensibilité, la disponibilité et les avantages des dispositifs de mesure appropriés.

7.138. Dans l'idéal, l'équipement de contrôle radiologique individuel devrait se trouver dans un bâtiment situé à l'écart des autres laboratoires et des activités donnant lieu à l'émission de radionucléides ou de rayonnements pénétrants, qui peuvent perturber les mesures. La zone où les mesures de contrôle radiologique directes sont effectuées abrite des détecteurs blindés et les appareils électroniques connexes, et se situe normalement au rez-de-chaussée ou au sous-sol d'un bâtiment, compte tenu des spécifications relatives à la charge au sol. Elle devrait

également comprendre des salles d'attente destinées aux personnes qui viennent pour des mesures, des douches, des toilettes, des vestiaires et des pièces distinctes pour le recueil ou la manipulation des échantillons d'excreta.

7.139. Le laboratoire d'analyse des échantillons d'excreta devrait être construit de la même manière que tous les autres laboratoires de radiochimie. En outre, il ne devrait pas être utilisé pour l'analyse d'autres échantillons de haute activité issus d'un processus (caloporteur, par exemple) afin d'éviter toute contamination croisée. Il faudrait respecter les précautions relatives à la manipulation de substances potentiellement infectieuses lorsque l'on prévoit un emplacement pour la manipulation ou le stockage d'échantillons d'excreta.

7.140. On trouvera de plus amples informations sur l'élaboration et la mise en œuvre de programmes de contrôle radiologique de l'exposition interne pour les travailleurs dans les références [103] à [106].

Contrôle radiologique de routine

7.141. Pour certains travailleurs, un contrôle radiologique de routine de l'exposition interne devrait être effectué selon un calendrier préétabli. Le contrôle radiologique de l'exposition interne présente des limites qui devraient être prises en compte pour l'élaboration d'un programme de contrôle radiologique adéquat :

- a) Le contrôle radiologique ne permet pas de mesurer directement la dose efficace engagée qui est reçue par l'individu concerné. Des modèles biocinétiques sont par exemple nécessaires pour établir une relation entre l'activité mesurée dans un échantillon d'excreta et l'activité dans l'organisme au moment où l'échantillon a été prélevé, pour établir une relation entre la quantité contenue dans l'organisme au moment où l'échantillon a été prélevé et l'incorporation initiale, et pour calculer la dose efficace engagée qui résulte de l'exposition interne due à l'incorporation estimée. De plus amples informations sur les modèles biocinétiques utilisés figurent dans l'appendice IV.
- b) Les mesures peuvent être perturbées par d'autres radionucléides présents dans le corps, notamment des radionucléides naturels. Il peut être nécessaire de déterminer la quantité de radionucléides naturels et de radionucléides d'origine artificielle qui se sont déposés dans l'organisme et résultent d'incorporations précédentes, surtout lorsque ces incorporations extraprofessionnelles sont particulièrement fortes. Les radiopharmaceutiques administrés à des fins diagnostiques ou thérapeutiques peuvent perturber les mesures biologiques pendant un

certain temps après qu'ils ont été administrés, en fonction de la substance administrée et des radionucléides présents sur le lieu de travail. Il faudrait demander aux travailleurs de signaler toute administration de radiopharmaceutiques à leur supérieur hiérarchique afin de pouvoir déterminer si un contrôle radiologique adéquat de l'exposition interne peut être effectué.

- c) Dans le cadre d'un programme de contrôle radiologique individuel, l'estimation des incorporations chroniques peut dépendre du moment où le contrôle radiologique se déroule. Pour certains radionucléides dont la composante de clairance précoce dans les excréctions est importante, il peut y avoir une différence notable entre les mesures effectuées avant un week-end et celles qui sont réalisées après le même week-end. Ce type de situation devrait faire l'objet d'un examen individuel [13, 16, 107]. Pour les radionucléides à longue période, les quantités présentes dans l'organisme et les quantités excrétées augmentent avec le nombre d'années pendant lesquelles le travailleur a incorporé les substances concernées. En règle générale, il faudrait considérer que l'activité encore présente qui résulte des incorporations des années précédentes est due au rayonnement de fond pour l'année en cours.
- d) Les méthodes d'analyse qui sont appliquées pour le contrôle radiologique individuel ne présentent pas toujours une sensibilité suffisante pour détecter les niveaux d'activité recherchés. La référence [13] contient des informations sur les limites de détection possibles pour différents radionucléides. Des informations plus précises sur les limites de détection des inhalations de thorium 232 et de ses produits de filiation pour diverses techniques de mesure figurent dans les tableaux 7, 8, 94 et 95 de la référence [25].

7.142. Dans les situations où les doses qui sont reçues par les travailleurs et résultent d'une exposition due à l'inhalation de radionucléides en suspension dans l'air sont évaluées grâce à des échantillons d'air, la concentration d'activité dans l'air peut être déterminée à l'aide d'échantillonneurs d'air fixes ou individuels. L'évaluation de la dose à partir de la concentration d'activité dans l'air repose sur des hypothèses générales ou propres au site concernant la forme des substances (taille des particules et forme chimique) et le débit respiratoire et la durée d'exposition du travailleur. Les échantillonneurs d'air fixes qui sont utilisés pour le contrôle radiologique des poussières en suspension dans l'air ont un débit relativement élevé (généralement autour de 20 L/mn) et sont installés à des emplacements prédéterminés du lieu de travail. En revanche, les échantillonneurs d'air individuels ont un débit relativement faible (généralement autour de 2 L/mn) et sont portés sur le revers d'une veste. La pochette qui contient la pompe et

la batterie est portée à la ceinture et est reliée à la tête de prélèvement par un tuyau souple. Il faudrait veiller à ce que la tête de prélèvement soit placée de telle manière que l'air prélevé soit raisonnablement représentatif de l'air respiré. Les échantillonneurs d'air individuels ne sont pas toujours suffisamment solides ou suffisamment pratiques pour pouvoir être portés dans des conditions de travail difficiles.

7.143. Les échantillonneurs d'air individuels, associés à d'autres appareils de mesure directe ou indirecte, sont de plus en plus utilisés de préférence aux échantillonneurs d'air fixes, car ils assurent un contrôle radiologique plus fiable [104, 105]. L'air prélevé par un échantillonneur d'air fixe n'est pas toujours représentatif de l'air que le travailleur respire, de sorte que les doses résultant d'une exposition due à l'inhalation de poussière peuvent être fortement sous-estimées, parfois de plusieurs ordres de grandeur, surtout dans les lieux de travail où la poussière remise en suspension à cause des activités du travailleur joue un rôle important. En revanche, l'utilisation d'échantillonneurs d'air fixes peut conduire à une large surestimation de la dose si le travailleur ne se trouve pas constamment dans une zone poussiéreuse. Dans la mesure du possible, les échantillonneurs d'air individuels devraient donc être utilisés de préférence aux échantillonneurs d'air fixes dans tous les cas où des variations spatiales et temporelles rapides des concentrations d'activité dans l'air sont à prévoir et où les concentrations des produits de filiation du radon sont probablement très élevées.

7.144. Dans certains lieux de travail, en particulier ceux où l'exploitation minière et le traitement des minerais s'effectuent, il peut être difficile de procéder continuellement à un échantillonnage d'air individuel pour chaque travailleur exposé. En pareil cas, les stratégies de contrôle radiologique prévoient habituellement de classer les travailleurs en plusieurs catégories, définies en fonction de la nature générale et de l'étendue des activités. Dans bien des cas, l'exposition n'est cependant pas uniforme au sein d'une catégorie, car un travailleur peut se trouver dans des environnements où l'exposition n'est pas identique pendant ses horaires de travail. La prise en compte du port d'appareils respiratoires engendre une complication supplémentaire.

7.145. Le contrôle radiologique de la contamination de surface peut être utilisé pour évaluer le risque d'incorporation de radionucléides et la nécessité d'un contrôle radiologique du lieu de travail plus approfondi. Cependant, les mesures de la contamination de surface ne peuvent servir à évaluer la dose interne en raison des grandes incertitudes qui sont associées à des paramètres comme les facteurs de remise en suspension.

7.146. Pour pouvoir déterminer quel type et quelle fréquence de contrôle radiologique individuel sont adaptés, il faudrait caractériser les conditions d'exposition sur le lieu de travail. Il faudrait connaître les radionucléides utilisés et, si possible, leur forme chimique et physique. Il faudrait également tenir compte du risque qu'ils se transforment dans des conditions accidentelles (ainsi, un rejet d'hexafluorure d'uranium dans l'atmosphère provoque la formation d'acide fluorhydrique gazeux et de fluorure d'uranyle). La forme chimique et la forme physique (comme la taille des particules) des substances déterminent leur comportement dans les voies respiratoires et leur comportement biocinétique ultérieur dans l'organisme. Ces caractéristiques déterminent les voies et les taux d'excrétion, et donc les types d'échantillons d'excreta qu'il peut être nécessaire de prélever, ainsi que la fréquence de prélèvement.

7.147. Lorsqu'un contrôle radiologique par dosage biologique est effectué, la méthode de mesure et la fréquence des mesures devraient permettre de détecter une incorporation qui se traduit par une dose égale à une certaine fraction de la limite de dose. Il faudrait donc vérifier qu'une incorporation de cette ampleur sera probablement détectée. Une incorporation ne sera pas détectée si, compte tenu de la décroissance radioactive et de la clairance, la concentration du radionucléide dans l'organisme ou dans les excrétiions quotidiennes passe en dessous de la limite de détection pour la méthode employée. La partie $m(t)$ d'une incorporation qui reste dans l'organisme (pour une mesure directe) ou qui est excrétée (pour une mesure indirecte) dépend de la période effective et du comportement biocinétique du radionucléide, et varie avec le temps t écoulé depuis l'incorporation. Une incorporation I et la dose efficace engagée $E(50)$ qui en résulte ne seront donc pas mesurées si $I \square m(t)$ est inférieur à la limite de détection. Généralement, la fréquence du contrôle radiologique devrait être choisie de telle sorte que les incorporations correspondant à plus de 5 % de la limite de dose annuelle puissent être détectées.

7.148. La fréquence de contrôle radiologique exigée dépend donc fortement de la sensibilité de la technique de mesure. La sensibilité des techniques de mesure devrait être aussi grande que possible. Il faudrait mettre en balance le coût du recours aux techniques les plus sensibles et de l'adoption de la fréquence de prélèvement la plus élevée, et le détriment radiologique résultant de doses qui pourraient être sousestimées ou non détectées si des méthodes moins sensibles étaient employées ou si les mesures étaient effectuées moins fréquemment.

7.149. Lors de l'établissement d'un calendrier de prélèvements biologiques, il faudrait également tenir compte de l'incertitude sur l'estimation de l'incorporation qui résulte du fait que l'on ignore à quel moment celle-ci a eu

lieu entre deux contrôles radiologiques. La référence [13] recommande que les intervalles entre deux contrôles radiologiques soient généralement choisis de telle sorte que, dans l'hypothèse où une incorporation se produirait au milieu de l'intervalle qui sépare deux contrôles radiologiques, l'incorporation ne serait pas sous-estimée d'un facteur supérieur à trois.

7.150. Des valeurs maximales des intervalles de contrôle radiologique recommandés pour divers radionucléides et différentes techniques de mesure figurent dans les références [108] et [109].

7.151. Une méthode graphique permettant de déterminer les intervalles de contrôle radiologique a également été proposée. Elle tient compte des incertitudes sur les caractéristiques particulières des substances (comme l'absorption et la répartition granulométrique) et sur le moment où l'incorporation a eu lieu [110]. La limite de détection qui s'applique à une technique de mesure particulière est utilisée pour définir un intervalle de contrôle radiologique adapté au niveau de dose recherché.

7.152. Dans certains cas, une ou plusieurs des règles énoncées aux paragraphes 7.147 à 7.151 ne peuvent être respectées parce que la sensibilité de la méthode d'analyse est insuffisante, que les durées de comptage pour des mesures directes sont trop longues ou que les durées de prélèvement d'excrétions sont trop courts, notamment dans le cas des prélèvements de selles destinés à surveiller l'inhalation de particules insolubles (type d'absorption pulmonaire S). En pareil cas, la dose devrait être évaluée à l'aide d'autres types de mesures, comme l'échantillonnage d'air individuel ou le contrôle radiologique du lieu de travail.

Contrôle radiologique lié à une tâche

7.153. Par définition, le contrôle radiologique lié à une tâche n'est pas un contrôle de routine (il n'est pas programmé à intervalles réguliers). Ce type de contrôle est effectué pour obtenir des informations sur une opération particulière et, au besoin, pour étayer des décisions relatives au déroulement d'une opération. Il est particulièrement utile lorsque des procédures de courte durée sont menées dans des conditions qui ne seraient pas satisfaisantes à long terme. Le contrôle radiologique lié à une tâche devrait être effectué de la même manière que le contrôle radiologique de routine, sauf si les circonstances dans lesquelles se déroule l'opération imposent d'agir autrement, par exemple si les radionucléides concernés sont différents ou si la probabilité ou l'ampleur possible d'une exposition interne sont sensiblement plus grandes.

Contrôle radiologique spécial

7.154. Un contrôle radiologique spécial peut être nécessaire à la suite d'une exposition connue ou suspectée ou d'un incident inhabituel, par exemple une perte de confinement de matières radioactives, mise en évidence grâce à un échantillon prélevé dans l'air ou sur une surface, ou à la suite d'un accident. Un contrôle radiologique spécial est très souvent opéré lorsque le résultat d'une mesure biologique de routine dépasse le niveau d'investigation dérivé, mais peut également avoir lieu à la suite d'une mesure sur un prélèvement ponctuel, obtenu notamment par mouchage ou par écouvillonnage nasal, ou sur une lingette utilisée pour détecter une contamination de surface.

7.155. En cas d'accident, les soins médicaux à apporter aux victimes de l'accident et le traitement de ces personnes sont prioritaires. Une fois que l'état de santé d'une victime est stabilisé, il faudrait prendre les dispositions suivantes :

- a) les contaminants externes doivent être éliminés et, avant d'effectuer des mesures biologiques directes, il faut s'assurer que les travailleurs ont pris une douche et se sont lavé les mains ;
- b) il faut déterminer le plus rapidement possible la quantité totale de radionucléides contenus dans l'organisme ;
- c) il faut prélever des échantillons pour tous les types d'excrétions ;
- d) d'autres échantillons biologiques, obtenus par exemple par écouvillonnage nasal ou à l'aide de lingettes buccales, doivent être prélevés (les prélèvements peuvent être effectués pendant qu'un traitement est administré ou que des procédures de décontamination sont appliquées) ;
- e) il faut prélever des échantillons du contaminant afin d'analyser plus en détail sa composition en radionucléides et les propriétés physico-chimiques de chaque radionucléide.

Ces actions contribuent à établir une estimation plus fiable de la dose efficace engagée qui résulte de l'exposition interne et qui, avec la dose éventuellement reçue par suite d'une exposition externe, est d'une très grande importance lorsque l'exposition est présumée forte.

7.156. Sur le plan des techniques de mesure, un contrôle radiologique spécial qui fait suite à un incident est généralement effectué exactement de la même manière que pour une mesure de routine, mais il faudrait déterminer si une plus grande sensibilité ou un temps de traitement plus rapide sont nécessaires. Le laboratoire devrait être averti que l'analyse de l'échantillon ou la mesure directe sont prioritaires par rapport aux mesures de routine et que la fréquence

du contrôle radiologique ultérieur peut être modifiée. Il faudrait également l'informer que l'activité des échantillons peut être supérieure à la normale. La technique de mesure peut ensuite être adaptée à la situation de contrôle radiologique spécial et toutes les précautions nécessaires peuvent être prises pour éviter la contamination d'autres échantillons. Ainsi, lorsque les taux de comptage sont si élevés que les pertes dues au temps mort empêchent de recueillir convenablement les données, les conditions géométriques des mesures devraient être modifiées et une anthroporadiométrie devrait être effectuée à plus grande distance du détecteur, après quoi le système devrait être réétalonné. Il faudrait prendre des dispositions semblables lorsque des échantillons d'excreta (surtout des selles) à forte concentration en radionucléides doivent être analysés dans un laboratoire de radiochimie.

Méthodes de mesure

7.157. Les incorporations peuvent être calculées par des méthodes de mesure directe ou indirecte. Les mesures directes des rayons gamma ou du rayonnement X (y compris le rayonnement de freinage) émis par des radionucléides incorporés sont souvent appelées surveillance du corps entier ou anthroporadiométrie. Les mesures indirectes sont des mesures de l'activité dans des échantillons qui peuvent être biologiques (comme les excréctions) ou physiques (comme les filtres à air).

7.158. Chaque type de mesure présente des avantages et des inconvénients, et le choix d'une mesure de préférence à une autre devrait surtout dépendre de la nature des rayonnements à mesurer.

7.159. Les méthodes directes ne sont utiles que pour les radionucléides qui émettent des photons d'une énergie suffisante et en nombre suffisant pour pouvoir s'échapper de l'organisme et être détectés par un appareil externe. De nombreux produits de fission et produits d'activation entrent dans cette catégorie. Les quantités de radionucléides incorporés qui n'émettent pas de photons de haute énergie (^3H , ^{14}C , $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ et ^{239}Pu , par exemple) ne peuvent généralement être mesurées que par des méthodes indirectes. Néanmoins, certains émetteurs bêta, surtout ceux qui émettent des rayonnements de haute énergie, comme le phosphore 32, le strontium 90 ou l'yttrium 90, peuvent parfois faire l'objet de mesures « directes » par l'intermédiaire du rayonnement de freinage produit. En règle générale, il faudrait éviter de recourir à des mesures du rayonnement de freinage pour le contrôle radiologique de routine, car leur sensibilité est relativement faible.

7.160. Des recommandations sur les principes de mesure et sur les appareils utilisés figurent dans la référence [111] et sont récapitulées dans l'appendice V.

7.161. Lorsqu'elles peuvent être effectuées, les mesures directes offrent l'avantage d'une estimation rapide et simple de l'activité totale dans le corps ou dans une certaine partie de l'organisme au moment de la mesure. Pour l'évaluation de la dose, il faut donc privilégier la mesure directe de la concentration dans le corps ou dans un organe si elle est suffisamment sensible, par exemple la mesure de la quantité de césium 137 et d'iode 131. Néanmoins, les mesures anthroporadiométriques et les mesures sur des organes particuliers présentent des incertitudes plus grandes sur le plan de l'étalonnage, surtout pour les émetteurs de photons de faible énergie. Des mesures directes peuvent imposer que le travailleur n'effectue aucune tâche donnant lieu à une radioexposition sur la période pendant laquelle les caractéristiques de rétention sont mesurées. Elles exigent généralement des installations et des appareils spéciaux et soigneusement blindés (donc onéreux).

7.162. Les mesures directes sont utiles pour évaluer qualitativement et quantitativement les radionucléides dans un mélange qui peut avoir été inhalé, ingéré ou injecté. En outre, elles peuvent contribuer à mettre en évidence la voie d'incorporation en permettant de déterminer la répartition de l'activité dans l'organisme. Une incorporation par inhalation d'aérosols insolubles (type d'absorption pulmonaire S) qui contiennent des radionucléides émettant des rayons gamma peut être facilement et précisément détectée par anthroporadiométrie pulmonaire, par exemple pour la mesure de la concentration en U_3O_8 ; un dosage biologique ne permettra probablement pas de détecter une telle incorporation. Autre exemple, l'iode radioactif : l'anthroporadiométrie thyroïdienne permet de quantifier l'incorporation de ce radionucléide par la thyroïde. Lorsqu'elles sont réalisables, des mesures successives peuvent faire apparaître des modifications dans la répartition de l'activité et donner des informations sur la rétention totale par l'organisme et le comportement biocinétique des radionucléides dans le corps.

7.163. Les mesures indirectes perturbent généralement moins les tâches des travailleurs, mais exigent de pouvoir recourir à un laboratoire de radiochimie. Celui-ci peut également effectuer des mesures sur des échantillons de l'environnement, mais, lorsque l'activité est forte (par exemple pour la chimie de l'eau dans les réacteurs), les mesures devraient être effectuées dans des laboratoires distincts. Les mesures effectuées sur des échantillons d'excreta sont utilisées pour déterminer le taux de radionucléides évacués par l'organisme par une voie particulière. Il faut appliquer un modèle biocinétique pour pouvoir calculer la concentration de radionucléides dans l'organisme et l'incorporation

à partir des résultats de ces mesures. Les analyses radiochimiques permettent de détecter de faibles niveaux d'activité. Les mesures effectuées sur les échantillons d'excreta donnent donc une estimation de l'activité dans le corps avec une sensibilité satisfaisante.

Limites de détection et seuils de décision

7.164. Les méthodes de mesure présentent une certaine limite de détection en raison du rayonnement de fond naturel, de fluctuations statistiques sur le taux de comptage et de facteurs liés à la préparation et à l'analyse des échantillons. Les notions de limite de détection et de seuil de décision et l'application de ces notions aux mesures de l'activité *in vivo* et *in vitro* sont présentées dans les références [62], [112] et [113].

7.165. Le nombre mesuré de comptages bruts N_B est la somme des comptages dus au rayonnement de fond N_R (rayonnement de fond naturel et radionucléides autres que le radionucléide recherché) et des comptages nets N_N dus au radionucléide qui fait l'objet d'un contrôle :

$$N_B = N_R + N_N \quad 28)$$

Pour calculer l'activité dans l'échantillon ou dans l'organisme, on divise les comptages nets par un facteur d'efficacité approprié ε .

7.166. Pour un radionucléide et une technique de mesure donnés, la limite de détection peut être évaluée avant que la mesure ne soit effectuée sur l'échantillon. Elle correspond à l'activité minimale dans l'échantillon (pour les méthodes indirectes) ou dans l'organisme (pour les méthodes directes) qui peut être détectée avec une certaine probabilité β de faux négatif. La limite de détection permet de déterminer à l'avance si une méthode de mesure est adaptée au programme de contrôle radiologique mis en œuvre.

7.167. Une fois la mesure effectuée, il faudrait comparer le taux de comptage net mesuré et le seuil de décision. Le seuil de décision est défini de telle manière que, si le taux de comptage est supérieur à celui-ci, on peut affirmer que l'échantillon ou l'organisme contient le radionucléide faisant l'objet d'un contrôle avec une certaine probabilité α de faux positif. Si le taux de comptage mesuré est inférieur au seuil de décision, on ne peut en conclure que le radionucléide est absent ; si elle existe, l'activité dans l'échantillon ou dans l'organisme est toutefois inférieure à la limite de détection.

7.168. Lorsque N_R est suffisamment grand (supérieur à 30, environ) pour qu'une distribution de Poisson soit à peu près semblable à une distribution normale, le seuil de décision et la limite de détection (sous forme de taux de comptage) peuvent être calculés comme suit :

$$SD = k_{1-\alpha} \sqrt{\lambda_R \left(\frac{1}{T_R} + \frac{1}{T_E} \right)} \quad (29)$$

$$LD = (k_{1-\alpha} + k_{1-\beta}) \sqrt{\lambda_R \left(\frac{1}{T_R} + \frac{1}{T_E} \right)} \quad (30)$$

où

$k_{1-\alpha}$ et $k_{1-\beta}$ sont respectivement les centiles $1-\alpha$ et $1-\beta$ de la distribution normale (les probabilités α et β sont généralement fixées à 5 %, auquel cas $k_{1-\alpha} = k_{1-\beta} = 1,645$) ;

λ_R est le taux de comptage du rayonnement de fond, qui peut être déterminé par des mesures du rayonnement de fond en l'absence d'activité dans l'échantillon ;

et T_R et T_E sont respectivement la durée de la mesure du rayonnement de fond et de la mesure effectuée sur l'échantillon.

7.169. Des valeurs représentatives des limites de détection pour divers radionucléides et différentes méthodes de mesure figurent dans la référence [109]. La référence [113] donne des exemples de l'application du calcul de la limite de détection, du seuil de décision et d'autres grandeurs pour plusieurs techniques de dosage biologique.

7.170. Sur le plan théorique, le seuil de décision et la limite de détection sont définis en application du théorème de Bayes ; le cadre théorique n'est pas le même pour la définition de l'activité minimale détectable et de la quantité minimale détectable [114]. Toutefois, s'agissant des techniques de contrôle radiologique utilisées pour évaluer la contamination interne, les valeurs de la quantité minimale détectable et de la limite de détection sont identiques dans la plupart des cas, à condition que l'incertitude associée à l'efficacité du comptage soit négligeable.

7.171. Des explications supplémentaires et d'autres applications de ces notions aux méthodes directes et aux méthodes indirectes sont présentées dans les références [19], [112] et [113].

Étalonnage

Méthodes directes

7.172. Les anthroporadiomètres et les compteurs pour un organe particulier devraient être étalonnés à l'aide d'un fantôme simulant le corps humain ou l'organe et contenant une quantité connue des radionucléides requis, soit en solution, dans des sources scellées à l'intérieur du fantôme, soit sous forme de source fixe disposée à l'intérieur d'une matrice solide en substitut de tissu.

7.173. Pour un usage général, le fantôme corps entier le plus pratique se compose d'un assemblage de récipients en plastique remplis de solutions aqueuses radioactives étalons. Ce principe a été élargi à la fabrication de fantômes constitués d'une série de cylindres en polyéthylène dont la section est circulaire ou elliptique. Les proportions qui conviennent pour chaque partie d'un fantôme représentant le corps d'un adulte figurent dans la référence [115]. Des fantômes représentatifs de différents groupes d'âge sont décrits dans la référence [116].

7.174. Des fantômes qui ne sont pas remplis de solutions aqueuses de radionucléides et qui risquent donc moins de fuir ou de provoquer une contamination ont également été mis au point. Certains fantômes sont remplis de gels organiques contenant des radionucléides [116]. Il est également possible d'insérer de nombreuses sources ponctuelles distinctes dans des briques en polyéthylène à partir desquelles des fantômes de tailles et de poids différents peuvent facilement être fabriqués, comme le montre la référence [117]. Il existe aussi des fantômes bien conçus pour la thyroïde, pour les poumons et, dans le cas des radionucléides ostéotropes, pour les genoux ou le crâne [115]. Plusieurs publications présentent différents styles de fantômes, de substituts de tissu et de construction de fantômes, ainsi que leurs applications (voir les références [118] à [123]).

7.175. Les étalonnages effectués à l'aide de fantômes sont des étalonnages relatifs. Dans le cas de certaines méthodes absolues, il n'est pas nécessaire de disposer d'un étalon radioactif pour l'étalonnage, mais des étalons de référence devraient systématiquement être utilisés pour confirmer un étalonnage. Pour ce type d'étalonnage, on utilise des fantômes mathématiques conçus pour calculer l'efficacité de détection par la méthode de Monte-Carlo (voir références [124]

à [127]). L'avantage de ces fantômes est qu'ils permettent de simuler différentes répartitions des radionucléides dans le corps, plusieurs tailles et formes d'organes et différents rapports géométriques entre les organes. Il faudrait néanmoins procéder à une comparaison approfondie entre les efficacités calculées et les valeurs mesurées afin de vérifier l'exactitude de l'étalonnage. Il faudrait notamment procéder ainsi lorsque les mesures doivent porter sur des photons de faible énergie ou lorsque les radionucléides sont répartis de manière hétérogène dans l'organisme.

Méthodes indirectes

7.176. Les méthodes d'étalonnage dépendent des appareils utilisés. Il faudrait obtenir des solutions radioactives étalons, des traceurs radioactifs ou des isotopes des éléments à quantifier qui soient stables (comme pour le strontium).

7.177. Lorsque la concentration de radionucléides émettant des rayons gamma doit être mesurée, il faudrait effectuer une comparaison entre la valeur indiquée par le compteur gamma pour l'échantillon et celle qui est obtenue avec un étalon contenant une quantité connue du radionucléide concerné pour la même géométrie de comptage. Lorsqu'une spectrométrie gamma est effectuée, il faudrait construire des courbes de l'efficacité en fonction de l'énergie pour différentes géométries à partir des étalons. Pour le tracé des courbes d'efficacité, il faudrait tenir compte du rendement relatif des rayons gamma émis par les différents étalons radioactifs.

7.178. Pour les émetteurs bêta analysés par mesure par compteur à scintillateur liquide, il faudrait utiliser des étalons internes et des étalons externes. Il faudrait soigneusement veiller à ce que les conditions d'extinction soient les mêmes pour les étalons et pour les échantillons.

7.179. De nombreuses techniques de radiochimie reposent sur des procédés de séparation pour lesquels le taux de récupération peut être assez variable et dépend dans une certaine mesure de la matrice des échantillons à analyser. Il faudrait recourir à des méthodes qui permettent de déterminer le rendement des procédés de séparation chimique ou d'extraction. À cette fin, il faudrait ajouter à l'échantillon une quantité connue d'un traceur radioactif (le ^{243}Am pour le ^{241}Am , par exemple) dès que possible pendant les manipulations afin de pouvoir mesurer directement le taux de récupération chimique.

7.180. Pour le comptage indirect, diverses méthodes d'étalonnage sont décrites dans la référence [128].

Critères de performance

7.181. La référence [62] contient une description complète des critères de performance applicables aux méthodes directes et aux méthodes indirectes.

7.182. Le biais relatif représente l'écart entre l'activité évaluée et l'activité réelle. Ce critère devrait être vérifié à l'aide de fantômes ou d'échantillons témoins dont l'activité A_{ai} est connue. Le biais relatif individuel B_{ri} pour la i -ème mesure dans une série par rapport à la valeur correcte est donné par la formule suivante :

$$B_{ri} = \frac{A_i - A_{ai}}{A_{ai}} \quad (31)$$

où A_i est la valeur de la i -ème mesure dans la série analysée.

7.183. Le biais relatif B_r pour cette série de mesures est égal à la moyenne des biais relatifs individuels B_{ri} :

$$B_r = \sum_{i=1}^n \frac{B_{ri}}{n} \quad (32)$$

où n est le nombre de mesures effectuées ($n > 5$).

7.184. La répétabilité S_{B_r} de la méthode de mesure est la dispersion relative des valeurs B_{ri} par rapport à leur moyenne B_r :

$$S_{B_r} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (B_{ri} - B_r)^2}{n-1}} \quad (33)$$

7.185. B_r devrait être compris entre $-0,25$ et $+0,50$ pour les valeurs de A_{ai} qui sont cinq à dix fois supérieures à la limite de détection. La valeur de S_{B_r} devrait être inférieure ou égale à $0,4$. Lorsque S_{B_r} est supérieur à $0,4$, des actions correctives appropriées devraient être menées.

Incertitudes associées aux mesures de contrôle radiologique

7.186. Comme l'expliquent les paragraphes 7.62 à 7.71, les références [65] et [66] donnent des orientations générales sur l'évaluation de l'incertitude. Des

orientations supplémentaires et conformes à la référence [66] figurent dans la référence [60] et dans les références [67] à [73].

7.187. Le résultat de l'évaluation de l'incertitude devrait être réaliste compte tenu de l'application prévue. Les efforts consacrés à l'évaluation de l'incertitude devraient être adaptés à l'objectif à atteindre sur le plan de la radioprotection.

7.188. Pour les programmes de contrôle radiologique des incorporations de radionucléides, l'évaluation des incertitudes de mesure permet :

- a) de déterminer objectivement si le résultat est compatible avec les incorporations précédentes ou si l'on doit considérer qu'il est dû à une nouvelle incorporation ;
- b) d'établir une distinction entre les données et les valeurs aberrantes ;
- c) de procéder à une analyse statistique des résultats obtenus avec des méthodes d'ajustement qui sont appliquées pour évaluer les incorporations à partir de plusieurs valeurs.

7.189. Pour la mesure de l'activité dans l'organisme ou dans un échantillon biologique, on peut supposer que les incertitudes de type A (voir par. 7.66) ne découlent que des statistiques de comptage, qui suivent une loi de Poisson, tandis que les incertitudes de type B (voir par. 7.67) découlent de toutes les autres sources d'incertitude.

7.190. Dans la référence [109], l'hypothèse retenue est que l'incertitude globale d'une mesure peut être représentée par une distribution log-normale. L'écart type géométrique de la distribution est appelé facteur de dispersion (FD). L'incertitude totale est donnée par la formule suivante :

$$FD = \exp \sqrt{\sum_i \ln(FD_i)^2} \quad 34)$$

la somme étant effectuée sur toutes les incertitudes de types A et B. D'après la référence [129], cette hypothèse est considérée comme valide lorsque les incertitudes de type A sont relativement petites, c'est-à-dire lorsque :

$$\frac{\ln(FD_B)}{\ln(FD_A)} > 3 \quad 35)$$

où FD_A et FD_B sont les facteurs de dispersion, respectivement pour les incertitudes de type A et pour les incertitudes de type B.

7.191. La référence [110] contient une liste de valeurs habituelles des différentes composantes d'incertitude pour plusieurs méthodes de contrôle radiologique directes ou indirectes.

7.192. Pour des mesures *in vivo*, les incertitudes de type B peuvent notamment porter sur les aspects suivants :

- a) erreurs dues à la géométrie de comptage ;
- b) position de l'individu par rapport au détecteur et mouvements de la personne pendant le comptage ;
- c) épaisseur de la paroi thoracique ;
- d) différences entre le fantôme et l'individu ou l'organe qui fait l'objet de mesures, et notamment :
 - i) les caractéristiques géométriques ;
 - ii) la densité ;
 - iii) la répartition du radionucléide dans le corps et l'organe ;
 - iv) le coefficient d'atténuation linéique ;
- e) perturbations dues à des matières radioactives qui se sont déposées dans des régions adjacentes du corps ;
- f) résolution du spectromètre et chevauchement des pics ;
- g) stabilité des circuits électroniques ;
- h) perturbations dues à d'autres radionucléides ;
- i) variations du rayonnement de fond ;
- j) activité du radionucléide étalon qui est utilisé pour l'étalonnage ;
- k) contamination externe à la surface du corps ;
- l) perturbations dues aux éléments radioactifs naturels qui sont présents dans l'organisme ;
- m) incertitudes concernant la source d'étalonnage.

7.193. Pour des mesures *in vitro*, les incertitudes de type B peuvent notamment porter sur les aspects suivants :

- a) quantification du volume ou du poids de l'échantillon ;
- b) erreurs lors de la dilution et du pipetage ;
- c) évaporation des solutions en cours de stockage ;
- d) stabilité et activité des étalons qui sont utilisés pour l'étalonnage ;
- e) similarité entre le rendement chimique du traceur et celui du radioélément recherché ;
- f) correction de blanc ;
- g) contribution du rayonnement de fond à l'excrétion de radionucléides et variations des excréta correspondants ;

- h) stabilité des circuits électroniques ;
- i) résolution du spectromètre et chevauchement des pics ;
- j) contamination de l'échantillon et impuretés ;
- k) position de la source pour le comptage ;
- l) différences de forme et de densité par rapport au modèle d'étalonnage ;
- m) hypothèses concernant l'homogénéité au moment de l'étalonnage ;
- n) pour la mesure par compteur à scintillateur liquide, différences entre l'échantillon et l'étalon sur le plan de l'extinction.

7.194. Si la durée de prélèvement des échantillons est inférieure à 24 heures, il faudrait les normaliser par rapport à une valeur équivalente sur 24 heures (voir par. V.22). Cette normalisation crée des incertitudes de type B supplémentaires : incertitude sur la durée du prélèvement et incertitude relative à la variabilité biologique (inter-sujets et intra-sujet).

Interprétation des mesures et évaluation de la dose

7.195. Il faudrait évaluer l'incorporation de radionucléides et la dose efficace engagée qui en résulte à l'aide des résultats des mesures de contrôle radiologique, conformément au schéma présenté à la figure 2 et aux paragraphes 2.48 à 2.53. Pour le contrôle radiologique de routine, il faudrait supposer que l'incorporation a eu lieu au milieu de la période qui sépare deux contrôles radiologiques.

7.196. Dans certains cas, il faudrait appliquer un traitement à la valeur mesurée M avant de la diviser par la partie $m(t)$ pour obtenir l'incorporation. Ainsi, les échantillons d'urine prélevés sur une durée inférieure à 24 heures devraient être normalisés par rapport à une valeur équivalente sur 24 heures.

7.197. D'après les références [108] et [110], il ne faudrait pas évaluer l'incorporation et la dose si la valeur mesurée M est inférieure à la valeur critique M_c , définie dans la référence [108] comme la valeur du résultat de mesure en dessous de laquelle il devrait être jugé inutile d'évaluer clairement l'incorporation ou la dose, car la dose annuelle peut être considérée comme négligeable, même si cette incorporation devait se reproduire entre chaque contrôle radiologique au cours de l'année.

7.198. Dans les références [108] et [109], l'évaluation est jugée inutile lorsque la dose engagée annuelle s'élève à 0,1 mSv. Ainsi, pour N intervalles par an entre deux contrôles radiologiques, la valeur critique M_{c_j} (en becquerels) associée à l'incorporation du radionucléide j entre deux contrôles radiologiques est donnée par la formule suivante :

$$M_{c_j} = \frac{0,0001}{N \cdot e(g)_j} m(t_0)_j \quad 36)$$

où $e(g)_j$ est la dose efficace engagée par incorporation (coefficient de dose) pour l'ingestion ou l'inhalation du radionucléide j , selon le cas (en sieverts par becquerel), et $m(t_0)$ est la partie de l'incorporation qui reste dans l'organisme ou dans l'échantillon d'excreta après la durée t_0 qui sépare l'incorporation du prélèvement. On suppose généralement que l'incorporation a eu lieu au milieu de la période qui sépare deux contrôles radiologiques, auquel cas la formule 23) s'applique à t_0 .

7.199. Il faudrait consigner la valeur mesurée (si elle est supérieure au seuil de décision) afin d'attester que la mesure a été effectuée et de donner des informations pour toute éventuelle réévaluation de la dose.

7.200. Des valeurs de M_c lorsque la dose négligeable s'élève à 0,1 mSv, pour différents radionucléides et pour des conditions habituelles du programme de contrôle radiologique, figurent dans les références [108] et [110]. Ces valeurs M_c ont été calculées à partir des paramètres qui sont définis dans la référence [15], ainsi que des fonctions applicables au dosage biologique (fonctions relatives à la rétention et fonctions relatives à l'excrétion) et des coefficients de dose qui figurent dans les références [13] et [130].

7.201. Pour de nombreux radionucléides, les valeurs des parties retenues par l'organisme ou des parties excrétées $m(t)$ et des coefficients de dose $e(g)$ sont données pour différents types d'absorption pulmonaire ou pour différentes valeurs d'absorption intestinale. Il faudrait choisir la valeur la plus appropriée dans une situation donnée en fonction des caractéristiques physico-chimiques des matières présentes sur le lieu de travail. Les tableaux III.2B et III.2C de la publication GSR Part 3 [2] contiennent respectivement des facteurs de transfert dans l'intestin et des types d'absorption pulmonaire pour différentes formes chimiques des éléments correspondants. Il arrive que l'on dispose de peu d'informations sur les caractéristiques de l'incorporation ; il faudrait alors utiliser la valeur la plus contraignante (c'est-à-dire celle qui correspond à la dose la plus élevée).

7.202. Les valeurs des parties retenues par l'organisme ou des parties excrétées $m(t)$ et des coefficients de dose efficace engagée $e(g)$ qui figurent respectivement dans les références [13] et [14] s'appliquent à des voies d'incorporation particulières et ne devraient pas être utilisées directement pour

évaluer les doses résultant d'une injection dans le sang, d'un transfert au sang depuis les plaies ou d'une absorption à travers la peau.

7.203. La comparaison directe entre les mesures de la concentration d'activité dans l'air et les valeurs de la limite dérivée de concentration dans l'air peut être utilisée comme donnée d'entrée pour l'évaluation de la situation sur le lieu de travail. Il peut cependant être difficile d'interpréter les mesures de la concentration d'activité dans l'air à des fins d'évaluation de la dose, car elles représentent la concentration de radionucléides dans l'air à l'endroit où se situe l'échantillonneur, lequel ne se trouve pas nécessairement dans la zone de respiration du travailleur. Un échantillonneur d'air individuel placé sur le revers de la veste du travailleur ou sur un casque permet toutefois de prélever un échantillon représentatif de la concentration d'activité dans l'air que le travailleur a inhalé, sauf lorsque l'échantillon ne contient que quelques particules. Associées aux durées d'exposition mesurées et aux hypothèses sur le débit respiratoire, les mesures de concentration d'activité dans l'air peuvent être utilisées pour estimer l'incorporation. Il s'agit de la meilleure méthode pour déterminer les incorporations de radionucléides de la famille radioactive de l'uranium 238 et du thorium 232 chez les travailleurs qui participent à des activités industrielles mettant en jeu des matières radioactives naturelles (voir par. 7.136). Cette méthode peut également être utilisée pour déterminer les incorporations d'autres radionucléides, comme le carbone 14 (sous forme de particules), le plutonium 239 et l'uranium 235, pour lesquels les méthodes directes et les autres méthodes indirectes d'évaluation de l'activité dans l'organisme ne sont pas suffisamment sensibles.

7.204. Dans les situations d'exposition existante, il n'est généralement pas nécessaire de calculer la dose efficace pour contrôler l'exposition due aux produits de filiation du radon 222. Pour une exposition due aux produits de filiation du radon 222, les niveaux de référence sont définis sous forme de concentration de gaz radon 222 pondérée dans le temps (en becquerels par mètre cube). Un coefficient permettant de calculer la dose efficace qui résulte d'une exposition due aux produits de filiation du radon 222 est toutefois indispensable lorsque les prescriptions prévues pour les situations d'exposition planifiée s'appliquent à l'exposition professionnelle provoquée par ces substances (voir par. 3.161). Dans ce type de situation, il faut en effet s'assurer que les limites de dose efficace ne sont pas dépassées. En outre, la transformation de l'exposition professionnelle due aux produits de filiation du radon 222 en dose efficace permet de comparer cette exposition et les expositions professionnelles induites par d'autres sources, par exemple les expositions aux rayonnements gamma externes et les expositions dues à l'inhalation de poussières radioactives.

7.205. La dose efficace engagée est généralement calculée à partir de l'exposition due aux produits de filiation du radon 222 et non à partir de l'incorporation, selon la formule suivante :

$$E_{\text{inh}} = H_{\text{PRn}} P_{\text{PRn}} \quad (37)$$

où

E_{inh} est la dose efficace engagée (en mSv) qui résulte d'une inhalation de produits de filiation du radon 222 ;

H_{PRn} est la dose efficace engagée par exposition à l'énergie alpha potentielle (en mSv par $\text{mJ} \cdot \text{h} \cdot \text{m}^{-3}$) ;

P_{PRn} est l'exposition à l'énergie alpha potentielle (en $\text{mJ} \cdot \text{h} \cdot \text{m}^{-3}$).

7.206. Diverses estimations ont été données et sont encore données pour H_{PRn} , dose efficace engagée par exposition due aux produits de filiation du radon 222. Les valeurs estimées à partir d'études épidémiologiques sur des travailleurs des mines sont généralement plus faibles que celles qui sont obtenues par des méthodes de dosimétrie. Le Comité scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants recommande une valeur de dose par exposition équivalente à l'équilibre de 9 nSv par $\text{Bq} \cdot \text{h} \cdot \text{m}^{-3}$ [23], ce qui, exprimé sous forme de dose par exposition à l'énergie alpha potentielle, équivaut à 1,6 mSv par $\text{mJ} \cdot \text{h} \cdot \text{m}^{-3}$. La CIPR recommande d'utiliser des coefficients de dose établis à partir de modèles de biocinétique et de dosimétrie [131].

7.207. La situation est similaire pour les incorporations de radon 220 et de ses produits de filiation. On considère qu'une exposition équivalente à l'équilibre due aux produits de filiation du radon 220 de 1 $\text{Bq} \cdot \text{h} \cdot \text{m}^{-3}$ donne lieu à une dose efficace engagée de 40 nSv [132]. Compte tenu de ces chiffres, la dose efficace engagée par exposition à l'énergie alpha potentielle s'élève à environ 0,5 mSv par $\text{mJ} \cdot \text{h} \cdot \text{m}^{-3}$. Pour une durée d'exposition annuelle de 2 000 heures, on peut en déduire ce qui suit :

- a) une concentration d'activité de plomb 212 pondérée dans le temps de 1 Bq/m³ dans l'air se traduit par une dose efficace engagée annuelle d'environ 0,08 mSv ;
- b) une concentration d'énergie alpha potentielle pondérée dans le temps de 1 $\mu\text{J}/\text{m}^3$ se traduit par une dose efficace engagée annuelle d'environ 1 mSv.

Utilisation de données propres au lieu de travail, aux matières et aux individus

7.208. Les valeurs de référence des paramètres des modèles qui sont utilisés pour calculer les fonctions relatives à la rétention, les fonctions relatives à l'excrétion et les coefficients de dose correspondent à une « personne de référence » ou à un « travailleur de référence », tels qu'ils sont définis par la CIPR [16]. Les modèles et leurs paramètres ont été établis pour quelques formes physiques et chimiques des radionucléides. Dans certaines circonstances, il est probable que les valeurs des paramètres de référence utilisés par les modèles biocinétiques ne conviendront pas pour les formes physiques ou chimiques des radionucléides présents sur un lieu de travail donné. En pareil cas, une analyse de la taille des particules et de la solubilité des échantillons de particules radioactives en suspension dans l'air peut contribuer à améliorer la fiabilité des évaluations de dose.

7.209. Même si toutes les hypothèses des modèles biocinétiques de référence conviennent pour un lieu de travail donné, il restera des différences entre les individus sur le plan des taux d'excrétion et autres paramètres biocinétiques pour la même incorporation d'un radionucléide. Il faudrait alors envisager de mettre au point des modèles pour des matières et des individus particuliers.

7.210. En outre, pour pouvoir évaluer la dose à la suite d'une exposition accidentelle, il faut disposer d'informations plus précises sur le moment où l'incorporation a eu lieu, sur la voie d'incorporation, sur la forme physico-chimique des radionucléides et sur les caractéristiques de l'individu (son poids, par exemple). De surcroît, les voies d'exposition autres que celles pour lesquelles les valeurs de $m(t)$ et $e(g)$ ont été calculées peuvent entrer en ligne de compte en cas d'accident (par exemple l'absorption de radionucléides à travers une peau intacte ou une plaie). Des modèles biocinétiques pour ces voies d'exposition sont présentés dans l'appendice IV.

7.211. Si les incorporations sont faibles, les modèles de référence conviendront probablement pour estimer les doses qui en résultent. En revanche, si l'estimation d'une incorporation correspond à une part importante de la limite de dose, il faudrait envisager de définir spécifiquement les paramètres d'un modèle biocinétique pour les matières ou les individus concernés afin d'obtenir une estimation plus exacte de la dose efficace engagée.

7.212. D'après la référence [108], il faudrait effectuer cette évaluation particulière si la dose estimée par une évaluation classique est supérieure au niveau d'investigation qui figure dans la référence [106].

7.213. Selon l'approche graduée qui est adoptée dans la référence [109], il faudrait utiliser des informations propres au lieu de travail lorsque la dose évaluée à l'aide des modèles de référence (évaluation classique) dépasse 1 mSv. Il faudrait également prendre en considération les informations propres à l'individu concerné lorsque la dose évaluée à l'aide des modèles de référence (évaluation classique) est supérieure à 6 mSv. De tels modèles biocinétiques particuliers peuvent être élaborés à partir de mesures successives directes et indirectes sur les travailleurs exposés.

7.214. La taille des particules influe sur le dépôt des particules de poussière inhalées dans les voies respiratoires. À titre d'exemple classique de conditions dans lesquelles des informations propres aux matières sont nécessaires, on peut citer le cas où la répartition granulométrique des poussières en suspension dans l'air diffère beaucoup de celle qui est prise pour hypothèse dans les modèles de référence (c'est-à-dire un diamètre aérodynamique médian en activité (DAMA)¹⁹ de 5 µm et un écart type géométrique de 2,5 [133]). Ainsi, pour les activités industrielles qui mettent en jeu des matières radioactives naturelles, le DAMA des poussières en suspension dans l'air est généralement compris entre 1 et 20 µm. Des coefficients de dose pour un DAMA de 1 µm (et pour un DAMA de 5 µm) figurent dans la référence [14]. Lorsque le DAMA n'est pas égal à 1 µm ou à 5 µm, la proportion des particules radioactives inhalées qui se déposent dans les différentes régions des voies respiratoires devrait être déterminée à partir du modèle de voies respiratoires de la CIPR, et un coefficient de dose approprié devrait être calculé.

7.215. Lorsque des informations sur la répartition granulométrique sont nécessaires pour interpréter correctement l'incorporation de radionucléides et l'évaluation de la dose ultérieure, il faudrait déterminer cette répartition, par exemple à l'aide d'un impacteur en cascade. Les mesures sur les échantillons d'air devraient au minimum permettre d'estimer la concentration de la fraction inhalable des particules en suspension dans l'air.

¹⁹ Le DAMA est la valeur du diamètre aérodynamique telle que 50 % de l'activité dans l'air pour un aérosol spécifique soit associée à des particules inférieures au DAMA, de sorte que les 50 % restants de l'activité sont associés à des particules supérieures au DAMA. En dosimétrie interne, le DAMA est utilisé comme valeur « moyenne » unique du diamètre aérodynamique représentatif de l'aérosol dans son ensemble à des fins de simplification. Il est utilisé pour des tailles de particules généralement supérieures à 0,5 µm, pour lesquelles le dépôt dépend principalement de l'impaction inertielle et de la sédimentation.

7.216. Il peut également être nécessaire de disposer d'informations plus précises sur les types d'absorption des matières dans les fluides corporels après inhalation ou ingestion, selon le cas (pour cette évaluation, se reporter à la référence [110]).

7.217. Dans le cadre des activités industrielles où entrent en jeu des matières radioactives naturelles, un travailleur peut être soumis à une exposition interne due à l'inhalation de particules de poussière en suspension dans l'air qui contiennent des radionucléides de la famille radioactive de l'uranium 238 et du thorium 232. Ces radionucléides sont généralement enfermés dans une matrice d'éléments non radioactifs et de leurs composés ; en pareil cas, la matrice détermine la solubilité des particules. Pour ces radionucléides, il est donc judicieux de choisir un seul type d'absorption pulmonaire, celui qui s'applique à la solubilité de la matrice minérale [103]. De nombreux types de matières radioactives naturelles industrielles, notamment les minerais métallifères, les sables minéralisés et le tartre riche en radium, résistent à toutes les formes d'agression chimique, sauf les plus fortes. Pour les radionucléides contenus dans des particules de poussière associées à ces matières, il faudrait donc supposer que l'absorption pulmonaire est de type S.

7.218. Comme il peut être difficile de déterminer les caractéristiques des particules après une exposition, il faudrait envisager d'obtenir à l'avance des informations sur la substance, lors de la mise en place des programmes de contrôle radiologique des travailleurs. L'analyse des échantillons qui sont prélevés sur le lieu de travail pour estimer la contamination de l'air et la contamination de surface peut faciliter l'interprétation des mesures biologiques. On peut par exemple mesurer le rapport entre l'américium 241 et le plutonium 239 et 240 lorsqu'une mesure directe de l'américium 241 dans les poumons est utilisée pour évaluer les incorporations de plutonium ou la solubilité des particules inhalées [134, 135].

7.219. Sur certains lieux de travail, les incorporations sont déterminées à partir de mesures de la concentration massique des poussières dans l'air²⁰. En pareil cas, le calcul de l'incorporation exige de connaître la concentration d'activité (activité par unité de masse) des particules de poussière en suspension dans l'air. On peut parfois supposer que la composition de ces particules, et donc leur activité par unité de masse, est identique à celle des matières utilisées pour le processus. Sinon, il peut être nécessaire de soumettre les particules de poussière à une analyse chimique afin de déterminer leur composition, ou de déterminer

²⁰ S'agissant des activités industrielles qui mettent en jeu des matières radioactives naturelles, la concentration massique des poussières dans l'air est souvent contrôlée pour des questions d'hygiène du travail.

directement la concentration d'activité de ces particules (activité par unité de masse) par analyse radiométrique.

7.220. La variabilité entre individus, et même la variabilité du taux d'excrétion quotidien pour un même individu, sont souvent plus importantes que les différences entre un modèle biocinétique de référence et un modèle élaboré spécialement pour un individu donné. Pour pouvoir réduire en partie cette variabilité, les durées de prélèvement d'échantillons d'excreta devraient être suffisamment longues (24 heures pour l'urine et 72 heures pour les selles, par exemple).

7.221. L'utilisation de paramètres de modélisation propres à un individu (comme les taux de transfert du modèle biocinétique systémique) devrait être rare dans des circonstances normales. Si des modifications sont apportées à la biocinétique ou à d'autres caractéristiques anatomiques du modèle, les valeurs des paramètres publiées par la CIPR pour le calcul de la dose équivalente à un tissu ou un organe, ou de la dose efficace engagée, ne peuvent être utilisées, car elles s'appliquent à la personne de référence ou au travailleur de référence (tels qu'ils sont définis dans la référence [16]).

7.222. Il faudrait prêter une attention particulière à l'interprétation des mesures biologiques effectuées après une intervention destinée à empêcher l'absorption de radionucléides ou à augmenter leur excrétion, par exemple une administration de diurétiques, de laxatifs, d'agents bloquants ou de chélateurs, et après une élimination de la contamination ou une intervention chirurgicale sur une blessure. Ces interventions modifient le comportement biocinétique des radionucléides incorporés, ce qui empêche de recourir à une modélisation standard pour estimer l'incorporation et la dose à partir des mesures biologiques.

7.223. Dans ce type de situation, il faut employer d'autres méthodes, qui peuvent consister à écarter les données sur l'excrétion pour les échantillons d'excreta qui ont été prélevés sur la période pendant laquelle on peut supposer que le traitement a influé sur les taux d'excrétion, ou à modifier les modèles standard pour tenir compte de l'effet du traitement. Des exemples d'analyses menées après administration d'un chélateur, le Ca-DTPA (sel de calcium de l'acide diéthylènetriaminepentaacétique), en cas d'incorporation accidentelle d'actinides figurent dans les références [136] à [144]. Pour l'évaluation de la dose, les mesures biologiques sont effectuées après un certain temps à l'issue d'un traitement au Ca-DTPA, une fois que l'excrétion des radionucléides s'est stabilisée dans les échantillons d'urine.

Incertitudes sur les évaluations de dose

7.224. Les moyens les plus récents d'évaluation de la dose sont les modèles qui ont été élaborés par la CIPR pour décrire le comportement des radionucléides dans l'organisme, et donc pour évaluer les incorporations. La fiabilité des estimations dépend néanmoins de l'exactitude des modèles et de toutes les limites à leur application dans des circonstances particulières.

7.225. Il est notamment indispensable de savoir à quel(s) moment(s) l'incorporation (les incorporations) a (ont) eu lieu et de connaître le type d'incorporation (aiguë ou chronique) pour obtenir une estimation fiable de la dose. D'après les références [145] et [146] :

- a) l'hypothèse selon laquelle l'incorporation s'est produite au milieu de la période qui sépare deux contrôles radiologiques est susceptible de conduire à une surestimation de l'incorporation ;
- b) l'hypothèse d'une incorporation chronique constante sur toute la période qui sépare deux contrôles radiologiques aboutit à une estimation sans biais de l'incorporation, à condition que la valeur mesurée et la fonction relative à l'excrétion soient exactement connues ou au moins dépourvues de biais.

7.226. La voie d'incorporation et les caractéristiques physico-chimiques des radionucléides qui ont pénétré dans l'organisme constituent une autre source d'incertitude pour l'évaluation de la dose. Pour les radionucléides inhalés, la taille des particules influe tout particulièrement sur les dépôts dans le système respiratoire, tandis que pour les ingestions, le facteur d'absorption intestinale f_1 peut sensiblement influencer sur la dose efficace engagée. Pour le contrôle radiologique de routine, lorsque les expositions donnent lieu à des doses nettement inférieures à la limite de dose applicable, les paramètres par défaut qui figurent dans la publication GSR Part 3 [2] peuvent être suffisants pour évaluer les incorporations. Pour les expositions qui donnent lieu à des doses proches de la limite de dose applicable ou supérieures à celle-ci, des informations plus précises sur la forme physique et chimique des radionucléides incorporés et sur les caractéristiques de l'individu peuvent être nécessaires et devraient être obtenues pour améliorer la précision de la modélisation.

7.227. Les sources d'incertitude des modèles qui sont utilisés pour les évaluations de dose sont les suivantes :

- a) structure du modèle biocinétique ;

- b) données biocinétiques humaines qui ont été utilisées pour l'élaboration du modèle ;
- c) extrapolation chez l'être humain à partir de données biocinétiques animales (extrapolation interspécifique) ;
- d) extrapolation de données biocinétiques d'un élément chimique à partir de celles d'un analogue chimique, l'hypothèse de fortes similarités physiologiques étant retenue (extrapolation interéléments) ;
- e) variabilité dans la population ;
- f) concernant les modèles de calcul qui sont utilisés pour évaluer la dose reçue dans une région cible et due aux rayonnements émis par un radionucléide incorporé, paramètres physiques et anatomiques suivants :
 - i) énergie et intensité des rayonnements émis ;
 - ii) coefficients d'interaction des rayonnements émis dans les tissus ;
 - iii) composition élémentaire des tissus de l'organisme ;
 - iv) volume, forme et densité des organes cibles dans le corps ;
 - v) relations spatiales entre les organes dans le corps.

ÉVALUATION DE L'EXPOSITION EN SITUATION D'URGENCE

7.228. Des travailleurs peuvent être fortement exposés par accident en situation d'urgence nucléaire ou radiologique, par exemple en situation d'urgence dans une centrale nucléaire, en cas d'accident de criticité [147], en situation d'urgence dans une installation d'irradiation industrielle ou dans une situation d'urgence où une source a été perdue ou volée. L'évaluation des expositions correspondantes peut commencer par l'exploitation des données obtenues à l'aide des appareils de contrôle individuel et de contrôle du lieu de travail, mais d'autres techniques de dosimétrie rétrospectives plus complexes et extrêmement spécifiques, comme l'analyse des aberrations chromosomiques, la résonance de spin électronique, la simulation d'accident et la modélisation informatique, peuvent également être utilisées, comme l'explique la référence [32] (voir aussi les paragraphes 7.239 à 7.243).

7.229. Dans des situations où les doses individuelles reçues par les membres des équipes d'intervention pourraient largement dépasser celles qui sont attendues dans des conditions de travail normales et où ces doses pourraient être proches des seuils fixés pour les effets déterministes graves, qui correspondent aux doses aiguës dans le tableau IV.1 de la publication GSR Part 3 [2] et le tableau II.1 de la publication GSR Part 7 [30], il faudrait prêter une attention particulière aux capacités des dosimètres et à l'utilisation des mesures et des méthodes de calcul

nécessaires à l'évaluation des doses aux organes pondérées par l'EBR [32] (voir par. 2.33).

Exposition externe

7.230. Le choix d'un dosimètre individuel dépend du type de rayonnement et des informations requises pour estimer DA_T , dose absorbée au tissu ou à l'organe T pondérée par l'EBR. Les types de dosimètres suivants peuvent être utilisés :

- a) Dosimètres à photons et dosimètres à neutrons, qui donnent des informations sur l'équivalent de dose individuel $H_p(10)$ pour l'évaluation de DA_T dans des tissus ou organes comme la moelle rouge ou les poumons.
- b) Dosimètres pour le cristallin, qui donnent des informations sur $H_p(3)$ pour les rayons bêta et les rayonnements photoniques. Ces dosimètres n'étant pas encore très répandus, il peut être nécessaire de se servir de $H_p(10)$ comme point de départ pour l'estimation de la dose au cristallin en cas d'exposition accidentelle, même si l'utilisation de cette valeur risque de conduire à une sousestimation de la dose au cristallin si un accident de radiographie industrielle se produit.
- c) Dosimètres des extrémités, qui donnent des informations sur la dose à la peau à une profondeur de 0,4 mm pour les rayons bêta et les rayonnements photoniques (et pour les neutrons si le milieu est critique) afin d'évaluer DA_T dans le derme de la paume de la main ou de la plante du pied.

7.231. En raison de la différence entre l'EBR des neutrons qui provoque des effets déterministes graves (égale à 3) et le facteur de pondération radiologique w_R applicable aux neutrons (environ 12 pour la plupart des spectres neutroniques), il faudrait particulièrement veiller à exploiter le contrôle radiologique individuel de l'exposition aux neutrons pour évaluer DA_T dans certains tissus et organes, comme l'explique la référence [32].

7.232. Concernant la dosimétrie des extrémités en situation d'urgence, en particulier pour les mains, un simple dosimètre à un seul élément devrait être suffisant. Pour obtenir la meilleure exactitude possible lors de la mesure de rayonnements bêta de basse énergie, le détecteur devrait être fin et enveloppé par du substitut de tissu, de telle manière que la dose à une profondeur nominale de 40 mg/cm² (ou 0,4 mm) puisse être évaluée [voir par. 7.230 c)]. Toutefois, si ce type de dosimètre n'est pas immédiatement disponible, d'autres méthodes satisfaisantes, pour lesquelles des dosimètres $H_p(0,07)$ ou $H_p(10)$ sont utilisés, peuvent être appliquées.

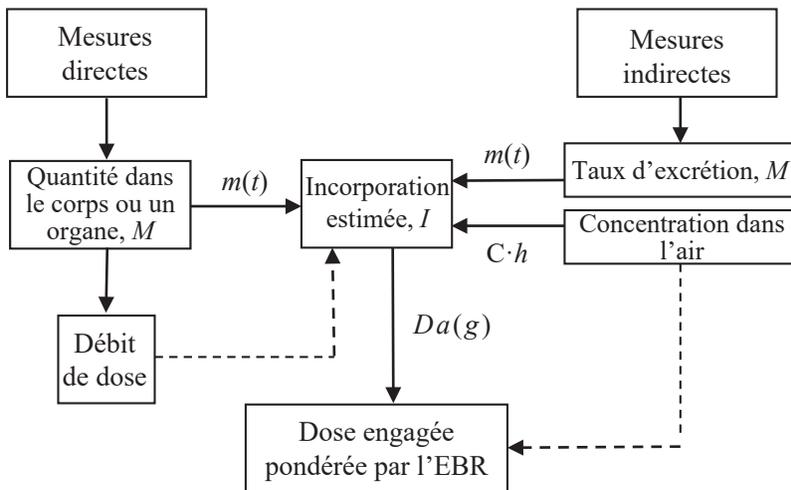
7.233. Pour éviter de se servir d'un dosimètre supplémentaire spécial pour les accidents, il faudrait que le dosimètre individuel normal soit capable de donner des informations sur le $H_p(10)$ dû aux photons jusqu'à au moins 10 Gy [148]. Il faudrait cependant admettre que certains dosimètres, par exemple les dosimètres photographiques, ne sont pas forcément capables d'y parvenir pour toutes les énergies.

7.234. Le port de dosimètres d'alarme (ou de débitmètres de dose) peut empêcher de graves expositions et peut contribuer à réduire considérablement la dose reçue en cas d'accident. Il n'est pas nécessaire que les dosimètres d'alarme soient très précis, mais ils devraient être très fiables, surtout dans les champs à haut débit de dose.

7.235. La référence [148] contient des informations sur les techniques de dosimétrie à appliquer en cas d'accident de criticité mettant en jeu des matières fissiles.

Exposition interne

7.236. Le cadre conceptuel de l'évaluation des doses internes en situation d'urgence est présenté à la figure 5.



Note : Les autres méthodes de calcul possibles sont représentées par des lignes en pointillés.

FIG. 5. Principe général de l'évaluation des doses internes à l'aide de mesures de contrôle radiologique en situation d'urgence.

7.237. Pour obtenir la valeur de la dose engagée pondérée par l'EBR, on multiplie l'incorporation par le coefficient de dose approprié (dose pondérée par l'EBR, par unité d'incorporation) pour une ingestion du radionucléide j ($Da(g)_{T,j,ing}$) ou une inhalation du radionucléide j ($Da(g)_{T,j,inh}$), selon le cas. La dose engagée pondérée par l'EBR sur la période de 30 jours qui suit une incorporation aiguë devrait être utilisée comme indicateur de la probabilité d'apparition d'effets déterministes graves. La dose engagée peut être lourdement sous-estimée si le coefficient de dose $Da(g)_{T,j}$ est appliqué directement à la valeur mesurée M_j et non à l'incorporation calculée. Des valeurs recommandées des taux de rétention et d'excrétion $m(t)_j$ à utiliser pour certains radionucléides après une incorporation aiguë qui fait suite à une inhalation ou à une ingestion par un travailleur figurent dans l'appendice XII de la référence [32]. En cas d'incorporation d'un mélange de radionucléides, les incorporations sont évaluées séparément pour chaque radionucléide et sont multipliées par le coefficient de dose applicable. Dans un tissu ou un organe, les doses engagées pondérées par l'EBR qui résultent de l'incorporation de différents radionucléides peuvent s'ajouter. Les valeurs des coefficients de la dose engagée pondérée par l'EBR pour la période de 30 jours qui suit une incorporation aiguë en cas d'inhalation ou d'ingestion par un travailleur figurent dans les tableaux 18 et 19 de la référence [149].

7.238. Si une exposition accidentelle est à la fois interne et externe, il faudrait évaluer le risque d'apparition d'effets déterministes graves à l'aide des antécédents d'exposition des travailleurs exposés par accident, conformément à la référence [149].

7.239. On peut obtenir des informations supplémentaires sur les expositions internes ou externes qui résultent d'un accident longtemps après que celui-ci s'est produit en appliquant des techniques de dosimétrie rétrospective à des échantillons biologiques prélevés sur les individus exposés, aux effets personnels de ces individus ou à d'autres objets qui se trouvaient sur le lieu de l'accident. Un aperçu et une description de ces techniques figurent dans les références [33], [150] et [151] et sont brièvement présentés dans l'annexe au présent guide de sûreté.

7.240. Le choix de la technique de dosimétrie rétrospective dépend notamment du type d'émetteur de rayonnements concerné, de la durée écoulée depuis l'accident et de la stabilité temporelle du signal mesuré. La condensation prématurée de fragments de chromosomes, la mesure de la quantité de gamma-H2AX et l'estimation de l'évolution du nombre de cellules sanguines ou des protéines sériques ne devraient être utilisées que quelques heures après l'exposition.

7.241. Les mesures de la luminescence dans les polymères, les cheveux et les ongles ne sont efficaces que quelques jours après l'exposition, en raison d'un fort taux d'affaiblissement du signal. L'affaiblissement du signal est un peu moins marqué pour des produits manufacturés comme le verre, les composants électroniques (ceux d'un téléphone mobile, par exemple) ou les puces mémoires (comme celles que l'on trouve sur les cartes de débit ou de crédit), ce qui permet d'utiliser ces produits à des fins de reconstruction de doses jusqu'à plusieurs semaines après l'exposition.

7.242. Les analyses qui portent sur les chromosomes dicentriques, les micronoyaux, les translocations ou les mutations dans les cellules peuvent donner des résultats satisfaisants plusieurs semaines, voire plusieurs années, après l'exposition, tout comme les mesures par résonance paramagnétique électronique sur l'émail dentaire, la mesure de la quantité de calcium activé ou la mesure des signaux de luminescence dans du quartz provenant de briques ou d'autres matériaux de construction cuits. Les techniques de dosimétrie biologique ne sont pas forcément adaptées pour les faibles doses (moins de 50 ou 100 mSv).

7.243. De nombreuses méthodes numériques sont utilisées pour estimer rétrospectivement les doses individuelles. La plupart reposent sur des codes informatiques de transport des rayonnements calculés par la méthode de Monte-Carlo, qui simulent le transport des rayonnements et le dépôt dans les tissus à partir d'informations (connues grâce à des mesures ou obtenues par estimation) sur la source radioactive et sur sa position ou sa répartition dans l'environnement.

CONTAMINATION DE LA PEAU

7.244. Une contamination de la peau provoque une exposition externe et parfois même une exposition interne, en fonction des radionucléides concernés, des formes chimiques présentes et des concentrations d'activité.

Principaux objectifs

7.245. Les principaux objectifs de la surveillance et de l'évaluation de l'exposition et de la contamination de la peau peuvent être résumés comme suit :

- a) déterminer si les limites de dose sont respectées et donc, en particulier, s'assurer qu'il n'y aura pas d'effets déterministes ;

- b) en cas de surexposition, commencer les examens et interventions médicaux appropriés ou apporter une aide dans ce cadre.

Considérations générales

Rayonnements très pénétrants

7.246. Pour les rayonnements très pénétrants, la limitation de la dose efficace offre généralement une protection suffisante de la peau contre les effets stochastiques. Sauf dans les situations où des particules chaudes entrent en jeu (voir par. 7.247), il n'y pas lieu d'envisager un contrôle radiologique plus approfondi pour la peau.

7.247. Dans certaines situations, une exposition due à des particules chaudes est possible. Il peut alors apparaître une exposition non uniforme dans l'espace, qui provient de sources de rayonnements ponctuelles dont les dimensions peuvent atteindre 1 mm. Le respect des limites de dose constitue un des principaux objectifs, mais la CIPR note qu'une ulcération aiguë est un effet à éviter [152]. La dose moyenne reçue en quelques heures sur une surface de peau de 1 cm², mesurée à des profondeurs comprises entre 10 et 15 mg/cm² (0,10 à 0,15 mm), devrait donc être limitée à 1 mSv. La détection de particules chaudes dans un champ de rayonnement ambiant sur un lieu de travail peut être difficile en raison du caractère très localisé des rayonnements émis par ces particules. Il faudrait donc s'attacher à répertorier et à contrôler les opérations qui peuvent provoquer l'apparition de particules chaudes.

Rayonnements peu pénétrants

7.248. Pour les rayonnements peu pénétrants, la dose équivalente à la peau est limitée à 500 mSv chaque année en moyenne sur 1 cm² de la partie la plus irradiée de la peau (appendice III de la publication GSR Part 3 [2]). La profondeur nominale pour les mesures s'élève à 7 mg/cm² (0,07 mm).

Contrôle radiologique de la contamination de la peau

7.249. La contamination de la peau n'est jamais uniforme et se produit plutôt sur certaines parties du corps, notamment les mains. S'agissant du contrôle radiologique de routine, il est judicieux d'étudier la contamination en calculant des moyennes sur des surfaces d'environ 100 cm². Dans ce cas, il faudrait donc interpréter la dose équivalente moyenne sur une surface de 100 cm² afin d'évaluer la contamination de la peau. Pour la plupart des contrôles radiologiques, la

valeur mesurée est comparée à une limite dérivée et on réduit la contamination lorsque cela est possible. La limite dérivée devrait être le niveau (généralement exprimé en becquerels par centimètre carré) considéré comme pouvant donner lieu à une dose égale à la limite de dose applicable. Pour fixer la limite dérivée, on tient habituellement compte de toutes les voies d'exposition possibles (et pas uniquement de l'exposition de la peau). Aucune action n'est régulièrement engagée pour évaluer les doses équivalentes si ces limites secondaires ne sont pas dépassées. Il arrive cependant parfois que la contamination persiste ou soit initialement très élevée ; une estimation de la dose équivalente est alors nécessaire. En pareil cas, la dose devrait être calculée en moyenne sur une surface de 1 cm² qui comprend la zone contaminée. Ces estimations sont souvent extrêmement imprécises, surtout lorsque les rayonnements provenant du contaminant peuvent être absorbés en dessous de la couche superficielle de la peau. Des incertitudes 100 fois supérieures à la valeur estimée ne sont pas rares. Ces estimations sont donc considérées comme des indications qualitatives et sont traitées séparément du contrôle habituel des rayonnements externes. Cependant, lorsque la dose équivalente est estimée et que le résultat obtenu dépasse un dixième de la limite de dose équivalente applicable, il devrait être consigné dans le dossier personnel de l'individu. Une partie de la contamination peut également être transférée à l'organisme, ce qui provoque une exposition interne.

7.250. L'étalonnage des appareils de contrôle de la contamination superficielle est présenté dans les références [153] à [155]. Les essais de qualification de ces appareils sont examinés dans les références [156] et [157].

DOSSIERS SUR L'EXPOSITION PROFESSIONNELLE

7.251. Le paragraphe 3.105 de la publication GSR Part 3 [2] stipule ce qui suit :

« Les dossiers sur l'exposition professionnelle contiennent :

- a) Des informations sur la nature générale du travail durant lequel le travailleur a été soumis à une exposition professionnelle ;
- b) Des informations sur les évaluations des doses, les expositions et les incorporations qui sont égales ou supérieures aux niveaux d'enregistrement correspondants spécifiés par l'organisme de réglementation et les données sur lesquelles ont été fondées les évaluations des doses ;

- c) Lorsqu'un travailleur est ou a été exposé dans l'exercice de ses fonctions au service de plusieurs employeurs, des informations concernant les dates de chacun de ses emplois ainsi que les doses, les expositions et les incorporations subies dans chaque emploi ;
- d) Les dossiers éventuels sur les évaluations des doses, les expositions et les incorporations imputables à des mesures d'urgence ou à des accidents ou autres incidents, qui font la distinction avec les évaluations des doses, les expositions et les incorporations subies pendant les conditions normales de travail et qui contiennent des renvois à tous les rapports d'investigation pertinents. »

7.252. La tenue de dossiers peut servir à montrer que les prescriptions légales sont respectées, mais peut aussi être utilisée à d'autres fins, et notamment :

- a) montrer l'efficacité du processus d'optimisation ;
- b) obtenir des données pour calculer la répartition des doses ;
- c) analyser l'évolution des expositions, ce qui permet de disposer des informations nécessaires à l'évaluation du programme de radioprotection ;
- d) mettre au point des procédures et des programmes efficaces pour le contrôle radiologique ;
- e) obtenir des données sur les expositions qui proviennent de nouveaux actes et programmes médicaux ;
- f) obtenir des données pour des études épidémiologiques ou autres ;
- g) obtenir des informations qui peuvent être nécessaires dans le cadre d'un contentieux ou pour les demandes de dédommagement au bénéfice des travailleurs, demandes qui peuvent être déposées des années après l'exposition réelle ou déclarée.

Tenue de dossiers pour le contrôle radiologique individuel

7.253. Le dossier individuel sur l'exposition professionnelle devrait être associé de manière unique au travailleur concerné.

7.254. Les dossiers sur les doses devraient permettre de maintenir la cohérence des champs de données pour que les résultats puissent être reconstitués à tout moment ultérieurement. Ils devraient permettre d'assurer une coordination avec d'autres dossiers exigés (grâce aux dossiers sur les doses, il devrait par exemple être possible d'établir un lien avec les données issues du contrôle radiologique du lieu de travail).

7.255. Pour chaque période de contrôle radiologique, le dossier devrait contenir :

- a) l'identifiant unique de l'individu et de l'entreprise ;
- b) des informations sur les doses mesurées lors des contrôles radiologiques précédents (sur une durée d'un an et sur une période appropriée de cinq ans) ;
- c) les résultats des évaluations des doses pour l'exposition externe et les méthodes d'évaluation, y compris, s'il y a lieu :
 - i) l'équivalent de dose individuel pour l'exposition aux rayonnements très pénétrants, $H_p(10)$;
 - ii) l'équivalent de dose individuel pour l'exposition aux rayonnements peu pénétrants, $H_p(0,07)$;
 - iii) d'autres valeurs de dose, comme $H_p(0,07)$ calculé à l'aide de dosimètres des extrémités, $H_p(3)$ pour le cristallin, des valeurs de dose calculées à partir de plusieurs dosimètres (par exemple en cas de double dosimétrie effectuée alors qu'un tablier plombé est porté) et des valeurs de dose estimées qui proviennent de simulations (doses reçues par les équipages d'aéronefs en raison de l'exposition aux rayons cosmiques, par exemple) ;
- d) les résultats des évaluations des doses pour l'exposition interne et les méthodes d'évaluation, et notamment :
 - i) la dose efficace engagée $E(50)$;
 - ii) les valeurs de la grandeur mesurée (par exemple la valeur de la rétention ou des excrétions quotidiennes) et des informations détaillées sur les modèles utilisés pour l'évaluation, y compris les résultats de l'anthroporadiométrie du corps entier, du thorax ou de la thyroïde, et l'estimation de la dose efficace engagée ;
 - iii) s'il y a lieu (par exemple en cas de surexposition), la dose équivalente engagée au tissu le plus exposé, $H_T(50)$;
- e) la dose théorique qui remplace les valeurs manquantes, les valeurs parasites et les valeurs de substitution, par exemple lorsque des dosimètres ou des échantillons sont perdus ou endommagés (voir par. 7.258).

7.256. Lorsque l'on évalue les mesures obtenues avec des dosimètres individuels, il est pratiquement impossible de distinguer les rayonnements photoniques des rayonnements bêta. Il n'est donc pas possible de déterminer (et de consigner) séparément la composante de $H_p(0,07)$ qui est due à l'exposition aux rayons bêta et celle qui résulte de l'exposition aux rayons gamma. Cependant, puisque le facteur de qualité varie selon le type de rayonnement à fort transfert linéique d'énergie, les doses dues aux neutrons devraient être

consignées séparément. Il conviendrait de ne pas oublier qu'il faut cumuler les doses résultant d'une exposition photonique, d'une exposition aux neutrons et d'une exposition aux rayonnements bêta pour pouvoir calculer l'équivalent de dose individuel total.

7.257. Pour le contrôle radiologique individuel, le niveau d'enregistrement devrait être un niveau de dose efficace, de dose équivalente ou d'incorporation officiellement défini, au-dessus duquel un résultat obtenu dans le cadre du programme de contrôle radiologique est d'une importance suffisante pour imposer que la valeur mesurée ou calculée soit inscrite dans un dossier sur les doses. Dans ce dossier, les autres résultats peuvent donner lieu à une affirmation générale selon laquelle aucun résultat non consigné ne dépasse le niveau d'enregistrement. Même dans ce cas, le fait qu'une mesure a été effectuée devrait être mentionné. À cette fin, la meilleure solution peut consister à inscrire zéro dans le dossier. Si telle est la solution retenue, il faudrait clairement indiquer que le zéro correspond à une dose inférieure au niveau d'enregistrement.

7.258. Dans certaines circonstances, une évaluation de la dose peut manquer pour une période où un travailleur exposé aux rayonnements faisait (ou aurait dû faire) l'objet d'un contrôle radiologique. Tel peut être le cas lorsqu'un dosimètre a été endommagé, perdu ou exposé, ou lorsqu'il a enregistré une dose qui, après investigation, est jugée erronée. En pareille situation, le dispositif de tenue des dossiers devrait permettre la saisie d'une dose théorique estimée ou évaluée par l'organisme de réglementation ou une personne compétente. Les doses théoriques devraient être indiquées comme telles dans le dossier sur les doses, afin de pouvoir les distinguer des doses évaluées à partir de mesures effectuées par le service de contrôle radiologique agréé. Si aucune dose évaluée ou estimée n'est communiquée, aucune valeur ne devrait être consignée, afin que l'on puisse distinguer cette situation du cas où une dose est inférieure au niveau d'enregistrement (consignée comme dose nulle).

7.259. S'agissant des individus qui doivent utiliser des dosimètres des extrémités (y compris pour le cristallin), il faudrait conserver des résultats distincts pour l'exposition de chaque extrémité (ou du cristallin) pendant la période où le dosimètre des extrémités est porté.

7.260. Les éléments consignés dans le cadre d'un programme de contrôle radiologique pour l'exposition interne comprennent généralement les données directement utiles et les pièces justificatives. Ils devraient permettre d'assurer la traçabilité des mesures et de l'évaluation des doses. Les informations directement utiles comprennent :

- a) les données relatives aux échantillons, comme la date et l'heure du prélèvement et la preuve de l'existence d'une chaîne de responsabilité ;
- b) les données brutes issues des dispositifs de mesure, les techniques utilisées pour les mesures (techniques directes ou indirectes) et les taux de comptage dans des bandes d'énergie particulières ;
- c) les mesures du rayonnement de fond, et les étalons et les données d'étalonnage pour les compteurs ;
- d) les résultats calculés, comme l'activité des radionucléides présents dans l'organisme ou les taux d'excrétion quotidiens, et leur analyse statistique ;
- e) les incorporations estimées par calcul et les modèles biocinétiques qui ont été appliqués pour obtenir ces valeurs ;
- f) les estimations des doses efficaces engagées et les facteurs de conversion de dose utilisés.

7.261. Toutes les doses équivalentes ou les incorporations évaluées devraient figurer dans les dossiers individuels sur les doses. Ces dossiers devraient également contenir des informations détaillées sur tout rôle joué par le travailleur dans des événements anormaux, même si aucune estimation de l'exposition n'a pu être effectuée. Il faudrait conserver des documents où sont présentés les objectifs, les méthodes de contrôle radiologique et les modèles utilisés pour l'analyse et l'interprétation des données. Ces documents peuvent être nécessaires pour une future interprétation des dossiers sur les doses. Dans ce cadre, il faudrait assurer une traçabilité des mesures et de l'évaluation des doses.

7.262. En cas d'accident ou si une incorporation pourrait être proche d'une limite réglementaire ou la dépasser, des résultats intermédiaires devraient être consignés dans le dossier sur l'exposition afin que les démarches appropriées, administratives ou autres, puissent être mises en œuvre. Ces résultats devraient comprendre le résultat de la mesure, la valeur de l'incorporation calculée à partir du modèle biocinétique approprié et la dose efficace engagée qui a été calculée à partir du coefficient de dose correspondant. Des recommandations sur le contrôle radiologique de suivi et sur les restrictions à appliquer sur le lieu de travail peuvent être formulées si nécessaire. La source des informations communiquées devrait être clairement mentionnée et devrait être accompagnée du nom d'un interlocuteur pour toute information supplémentaire.

7.263. Il faudrait présenter les incertitudes sur les valeurs mesurées et sur les valeurs calculées. À défaut, le service de dosimétrie peut rédiger une brochure ou un rapport où figurent des informations précises sur la technique de mesure et ses caractéristiques (limites), y compris les incertitudes.

7.264. Concernant la confidentialité, la disponibilité et l'intégrité des dossiers sur les doses :

- a) l'accès aux locaux, aux fichiers, aux archives, aux ordinateurs et aux serveurs où des informations personnelles sont traitées et conservées devrait être limité ;
- b) la circulation de l'information, surtout par les réseaux informatiques, devrait être sécurisée ;
- c) des procédures devraient exister pour la sauvegarde des dossiers sur les doses, et les règles de sécurité devraient être équivalentes pour les copies de sauvegarde ;
- d) des mesures de sécurité similaires devraient être adoptées pour l'utilisation de dosimètres individuels actifs et des logiciels correspondants ;
- e) des dispositions devraient être prises pour la destruction des papiers et des autres supports où figurent des informations confidentielles qu'il n'est plus nécessaire de conserver ;
- f) il faudrait protéger les données enregistrées contre toute modification non autorisée ou involontaire, afin de préserver l'intégrité des données.

7.265. Il faudrait envisager de créer un registre national des doses comme élément central pour la collecte et la conservation des dossiers sur les doses. Le stockage des informations dans ce registre devrait être effectué de telle sorte qu'il permette aux travailleurs, pendant et après leur vie active, de retrouver des informations sur les doses qu'ils ont reçues lorsqu'ils étaient professionnellement exposés. Le stockage à long terme des informations dans un registre national des doses répond également aux objectifs suivants :

- a) il permet de ne pas perdre de données sur les doses individuelles si le titulaire d'enregistrement ou de licence cesse ses activités dans l'État concerné ;
- b) il permet d'analyser périodiquement les données recueillies sur les expositions afin d'estimer l'exposition professionnelle à l'échelle du pays.

Tenue de dossiers pour le contrôle radiologique du lieu de travail

7.266. Les informations consignées devraient :

- a) montrer que la réglementation est respectée ;
- b) faire apparaître les modifications importantes de l'environnement de travail ;

- c) donner des précisions sur les études radiologiques effectuées (date, heure, emplacement, intensités de rayonnement, appareils utilisés, personne qui a mené l'étude et autres observations, par exemple) ;
- d) comprendre les rapports reçus qui concernent le lieu de travail où les normes pourraient ne pas être pleinement respectées ;
- e) donner des détails sur toutes les actions appropriées qui ont été engagées.

7.267. Il faudrait conserver des dossiers contenant des informations sur la désignation et l'emplacement des zones contrôlées et des zones surveillées. Il faudrait également conserver les études radiologiques effectuées, y compris la date, l'heure et le lieu des études, les niveaux de radioactivité mesurés et toute observation pertinente pour les mesures effectuées. Les dossiers devraient mentionner les appareils employés et le nom de la personne qui a effectué la mesure. Même si les données issues du contrôle radiologique du lieu de travail ne sont pas utilisées pour évaluer la dose, elles devraient être conservées pour une future vérification de la situation sur le lieu de travail.

7.268. Un dossier adéquat sur l'étalonnage du matériel de contrôle radiologique devrait contenir les informations suivantes :

- a) désignation du matériel ;
- b) exactitude de l'étalonnage du matériel sur toute la gamme de fonctionnement et pour tous les types de rayonnements qu'il est censé contrôler ;
- c) date du test ;
- d) étalons utilisés ;
- e) fréquence de l'étalonnage ;
- f) nom et signature de la personne qualifiée sous la direction de laquelle le test a été effectué.

Durée de conservation des dossiers

7.269. Le paragraphe 3.104 de la publication GSR Part 3 [2] stipule ce qui suit :

« Les dossiers sur l'exposition professionnelle de chaque travailleur sont conservés pendant toute la vie active de celui-ci et ensuite au moins jusqu'au moment où le travailleur atteint ou aurait atteint l'âge de 75 ans et, en tout cas, pendant au moins 30 ans à dater de la cessation du travail durant lequel il a été soumis à une exposition professionnelle. »

7.270. Pour les dossiers sur l'exposition individuelle, il faudrait considérer que la durée de conservation ne s'applique pas uniquement aux dossiers

sur l'exposition professionnelle du travailleur, mais aussi aux dossiers sur l'étalonnage du matériel de contrôle radiologique individuel qui a été utilisé pour caractériser ces expositions professionnelles.

7.271. L'organisme de réglementation devrait décider quelles parties des dossiers sur l'exposition professionnelle devraient être conservées par la hiérarchie à des fins réglementaires, et il devrait fixer des durées de conservation pour chacune de ces parties.

7.272. Une durée de conservation de cinq ans est généralement recommandée pour les dossiers sur le contrôle radiologique du lieu de travail et sur l'étalonnage des instruments de contrôle radiologique du lieu de travail. Néanmoins, de nombreuses données de contrôle radiologique du lieu de travail, par exemple toutes les informations sur une étude radiologique particulière, sont par nature temporaires et ne sont utiles que pendant la durée d'une certaine période d'examen. Il peut donc être inutile de conserver ces données sur une longue durée. D'autres documents peuvent porter sur des décisions relatives aux spécifications pour le lieu de travail et peuvent être utiles tant que le lieu de travail est utilisé comme tel. Ainsi, les documents qui donnent des informations sur la création de zones classées devraient probablement être conservés tant que ces zones existent.

7.273. Les durées de conservation qui sont mentionnées aux paragraphes 7.269 et 7.272 sont les durées minimales qu'il est recommandé à l'organisme de réglementation de fixer en matière de conservation des dossiers. La hiérarchie peut décider de conserver des documents plus détaillés sur des opérations particulières. Ces documents pourraient par exemple être utilisés pour une future optimisation de la protection. Les opérations concernées peuvent comprendre des activités de maintenance ou de remise en état.

8. SYSTÈME DE GESTION QUE DOIVENT METTRE EN PLACE LES PRESTATAIRES DE SERVICES TECHNIQUES

CONSIDÉRATIONS GÉNÉRALES

8.1. Tous les prestataires de services techniques destinés à la protection et à la sûreté devraient être soumis à certaines procédures pour vérifier leurs capacités. Les services qui sont fournis par ces prestataires peuvent être divisés en deux catégories :

- a) services de conseil et de maintenance, notamment :
 - i) conseil en sûreté radiologique ;
 - ii) calculs relatifs au blindage ;
 - iii) modélisation pour l'évaluation de la dose, le confinement et la ventilation ;
 - iv) services de maintenance portant à la fois sur les opérations internes et sur les services qui ont été commandés à une autre organisation ;
 - v) services de décontamination, pour le matériel et les tuyaux, par exemple ;
- b) services d'étalonnage, d'essais et d'analyse, notamment :
 - i) services de contrôle radiologique, y compris le contrôle radiologique individuel, le contrôle radiologique du lieu de travail et le contrôle radiologique de l'environnement ;
 - ii) services d'étalonnage et de vérification de l'étalonnage pour les appareils de contrôle radiologique et les sources de rayonnements.

8.2. Le système de gestion adopté par les prestataires de services en radioprotection et en sûreté radiologique devrait être adapté au périmètre de leurs activités. Le prestataire de services devrait décrire son système de gestion, qui peut comprendre des politiques, des processus, des procédures et des instructions. Le système de gestion devrait être détaillé dans la mesure nécessaire pour assurer la qualité du service fourni.

8.3. Pour un prestataire de services, le système de gestion devrait prendre en compte les travaux effectués dans les installations permanentes, sur les sites extérieurs aux installations permanentes ou dans des installations temporaires ou mobiles.

8.4. La protection et la sûreté devraient être d'une importance primordiale pour tous les prestataires de services qui utilisent les rayonnements dans le cadre de leurs activités. Le système de gestion d'un prestataire de services qui utilise les rayonnements devrait être conforme aux prescriptions et aux recommandations de toutes les normes de sûreté de l'AIEA qui sont applicables [5, 6].

8.5. Lorsqu'un prestataire de services fait partie d'une organisation plus vaste, les dispositions adoptées sur le plan organisationnel devraient être telles que les départements qui pourraient avoir des intérêts divergents, par exemple le département de la production, le département commercial ou le département financier, n'empêchent pas le prestataire de services de respecter les exigences de son système de gestion.

8.6. S'il souhaite être reconnu comme une organisation tierce, le prestataire de services devrait pouvoir montrer qu'il est impartial et que lui-même et son personnel ne sont soumis à aucune pression induite d'ordre commercial, financier ou autre qui pourrait influencer négativement sur leurs avis techniques. L'organisation tierce ne devrait se livrer à aucune activité qui pourrait entamer la confiance dans son indépendance de jugement et dans son intégrité pour les services qu'elle fournit.

8.7. Comme dans de nombreux États, le respect des exigences devrait être démontré au moyen d'un audit effectué par un tiers ou d'une accréditation au regard de normes de gestion internationalement reconnues, comme la référence [90]. Il devrait incomber au prestataire de services d'exercer ses activités de telle manière qu'il réponde aux besoins de ses clients.

Culture de sûreté

8.8. Les prestataires de services devraient instaurer une culture de sûreté en :

- a) favorisant la connaissance des normes de sûreté applicables au sein de leur organisation ;
- b) effectuant une analyse des risques sur les procédures appliquées ;
- c) mettant en place des règles et procédures adéquates et en respectant les prescriptions réglementaires afin de réduire les risques au minimum ;
- d) évaluant périodiquement la mise en œuvre et l'efficacité de ces règles et procédures ;
- e) mobilisant la hiérarchie et le personnel concernés ;
- f) formant régulièrement le personnel conformément à un programme de formation éprouvé pour qu'il suive correctement les règles et procédures ;
- g) examinant ce programme de formation avec le personnel formé ;
- h) actualisant régulièrement les programmes de formation et les harmonisant par rapport aux prescriptions de l'organe législatif et de l'organisme de réglementation, qui devraient contrôler l'efficacité de ces programmes ;
- i) diffusant et faisant avancer la connaissance des accidents et des autres incidents afin de tirer des enseignements des cas qui se sont produits et éventuellement reproduits, et de renforcer la culture de sûreté ;
- j) amenant le personnel à formuler des propositions pour la sûreté, grâce à un mécanisme d'incitation.

Mise en œuvre d'une approche graduée pour l'application des prescriptions relatives au système de gestion

8.9. L'approche graduée qui est généralement adoptée par les prestataires de services est telle que toute différence concernant les contrôles à effectuer sur les produits ou les services devrait être définie au sein de chaque processus et devrait dépendre de l'influence du processus sur la qualité du produit final.

8.10. Dans le cadre de l'approche graduée adoptée, il faudrait également tenir compte de la taille et des activités de l'organisation. Les petites organisations ne disposent pas de suffisamment de personnel pour que toutes les fonctions soient remplies par des personnes différentes. Il demeure cependant essentiel que les fonctions — notamment le fait de promouvoir la culture de sûreté, d'assurer l'indépendance de l'organisation, d'établir la documentation et de tenir les dossiers — soient accomplies pour pouvoir atteindre les résultats décrits dans la présente publication en matière de performances.

Documentation relative au système de gestion

8.11. Les documents²¹ peuvent être structurés sur tout support adéquat utilisé au sein de l'organisation, à condition qu'un mécanisme de contrôle approprié soit mis en œuvre.

8.12. Les documents relatifs au système de gestion sont souvent inclus dans un manuel qualité qui contient ou mentionne les documents explicatifs, et comprennent notamment :

- a) une description du système de gestion ;
- b) les documents relatifs à la gestion, par exemple les documents qui portent sur certains des thèmes traités aux paragraphes 8.49 à 8.70 ;
- c) des méthodes de travail et des définitions de poste détaillées ;
- d) des documents et données techniques supplémentaires, y compris :
 - i) des bases de données sur les radionucléides et des bases de données techniques ;
 - ii) des manuels d'utilisation du matériel et des logiciels ;
 - iii) des fiches techniques sur les réactifs ;

²¹ Les documents peuvent être des politiques, des procédures, des instructions, des spécifications, des schémas (ou des représentations par d'autres moyens), du matériel didactique, et tout autre texte décrivant des processus ou définissant des exigences ou des spécifications de produits.

- iv) les prescriptions de l'organisme de réglementation ou d'une autre autorité compétente (telles qu'elles figurent dans la législation et la réglementation) ;
- v) des normes de gestion et des normes techniques.

8.13. Les documents techniques supplémentaires sont souvent des documents externes sur lesquels le prestataire de services n'a aucune influence. Ces documents et ces données devraient toutefois également faire l'objet d'un contrôle.

8.14. La procédure qui décrit les modalités de contrôle des documents au sein de l'organisation devrait comprendre un examen périodique des documents valides pour déterminer si une mise à jour (une révision) peut être nécessaire.

RESPONSABILITÉ DE LA HIÉRARCHIE

Engagement de la hiérarchie

8.15. Un document d'« engagement de la hiérarchie » devrait être signé par la direction²² pour reconnaître que la hiérarchie est tenue d'établir un système de gestion, de fournir les ressources nécessaires, de garantir l'examen et la révision du système en tant que de besoin, et de définir les politiques et les objectifs de l'organisation qui régiront le système. Une fois adopté, le document d'engagement de la hiérarchie devrait être porté à la connaissance du personnel. Dans ce contexte, les « ressources nécessaires » peuvent comprendre le personnel, l'infrastructure, l'environnement de travail, les informations, les fournitures, les partenariats, les ressources naturelles et les moyens financiers nécessaires pour atteindre les objectifs de l'organisation.

²² Par direction, on entend la personne ou le groupe de personnes qui dirige, contrôle et évalue une organisation au plus haut niveau. Différents termes sont employés pour les désigner, par exemple président-directeur général, directeur général, équipe de direction, directeur de centrale, dirigeant, responsable de la réglementation, directeur exécutif et directeur de laboratoire.

Satisfaction des clients

8.16. Pour les organisations qui fournissent des services techniques dans le domaine de la protection et de la sûreté, les parties intéressées²³ sont généralement les clients, le personnel, les organismes de réglementation, les fournisseurs, le public et les propriétaires. Parmi ceux-ci, il faudrait accorder la plus grande importance aux clients, car le respect des lois, règles et règlements en vigueur permet généralement de satisfaire les intérêts des autres parties intéressées.

8.17. Il faudrait mettre en place un processus afin de répertorier et de consigner les prescriptions à respecter pour exécuter un contrat de service. Il faudrait notamment déterminer :

- a) les exigences des clients ;
- b) les prescriptions législatives et réglementaires correspondantes ;
- c) les ressources de l'organisation qui sont nécessaires ;
- d) les exigences concernant la communication avec le client.

8.18. L'organisation devrait veiller à ce que les réactions des clients soient prises en considération. Les retours d'information, comprenant les réactions favorables et les réactions défavorables, devraient être recueillis et évalués. À cette fin, la hiérarchie devrait mettre en place un processus de suivi dans le cadre du système de gestion afin d'évaluer et d'analyser toutes les réactions des clients. Les résultats devraient être exploités pour permettre à l'organisation de prendre des mesures en vue d'améliorer continuellement l'efficacité et la sûreté.

8.19. L'organisation devrait avoir adopté une procédure qui explique comment elle protège la confidentialité des clients, tout en reconnaissant toute demande légale visant à informer les organismes de réglementation de tout manquement à

²³ Dans ce contexte, une partie intéressée est une personne, un groupe, une société ou une autre entité ayant un intérêt dans le fonctionnement d'une organisation, d'une entreprise ou d'un système. Ceux qui sont en mesure d'influencer les événements peuvent en fait devenir parties intéressées, dans le sens où leurs opinions doivent être prises en compte. Le terme « parties intéressées » recouvre habituellement les clients, les propriétaires, les exploitants, les salariés, les fournisseurs, les partenaires, les syndicats, les secteurs ou les professions réglementés, les organismes scientifiques, les services publics et les organismes de réglementation (aux niveaux local, régional et national) dont le champ d'action englobe l'énergie nucléaire, les médias, le public (individus et groupes d'intérêt ou de pression), et d'autres États, en particulier les États voisins qui ont conclu des accords d'échange d'informations sur les impacts transfrontières éventuels, ou les États participant à l'exportation ou à l'importation de certaines technologies ou matières.

une demande ou limite réglementaire, comme le dépassement de limites de dose individuelle, et en accédant à une telle demande.

Politiques de l'organisation

8.20. En général, un prestataire de services n'a qu'une seule politique pour toute l'organisation. Cette politique devrait être simple (concise) et facilement compréhensible pour tous les membres de l'organisation (le personnel). Elle devrait comprendre une brève description des actions destinées à traiter certaines questions, par exemple :

- a) définir et maintenir le niveau attendu de satisfaction des clients ;
- b) déterminer les possibilités et les besoins d'amélioration continue ;
- c) réaliser l'engagement de fournir les ressources nécessaires pour accomplir la tâche prévue ;
- d) s'assurer de la contribution des fournisseurs et des partenaires (lesquels confirment qu'ils sont capables de fournir des biens et des services qui répondent aux normes de qualité reconnues) ;
- e) réaliser l'engagement d'adopter de bonnes pratiques professionnelles lors de la fourniture de services ;
- f) prendre l'engagement de garantir la compétence (qualification) du personnel qui participe à l'exécution de services ;
- g) s'engager à répondre aux exigences des normes applicables ;
- h) porter l'attention nécessaire à la protection, à la sûreté, à la santé, à la qualité, à l'environnement, à la sécurité et aux aspects économiques et sociaux, en tant que de besoin.

8.21. Une fois établie, la politique de l'organisation devrait se traduire par des objectifs mesurables. La réalisation de ces objectifs devrait être vérifiée lors de l'examen de la gestion. L'adéquation de ces objectifs avec le système de gestion en vigueur devrait également être évaluée à l'occasion de cet examen.

Planification

8.22. Il faudrait élaborer un plan pour donner à l'organisation une série d'objectifs clairement définis. Autrement dit, il faudrait établir une série de buts ou d'objectifs à différents niveaux de l'organisation. Ces objectifs devraient être fixés pendant la planification et devraient être compatibles avec la ou les politiques de l'organisation. D'un point de vue technique, les objectifs devraient être quantifiables.

8.23. Il faudrait tenir compte de toutes les sources d'information, par exemple les rapports d'audit interne, les examens de processus et le retour d'information des clients, pour définir des objectifs appropriés. S'agissant d'un laboratoire d'essais, l'objectif initial pourrait par exemple consister à fournir au client un résultat répondant à certains critères de performances pour les essais. Avec le temps, si l'organisation montre régulièrement qu'elle est capable de respecter ces critères, d'autres facteurs, comme l'amélioration de la satisfaction des clients grâce à un raccourcissement de la durée nécessaire pour effectuer les essais, peuvent devenir des objectifs supplémentaires. Les objectifs devraient donc être établis après examen de nombreux facteurs, notamment les besoins actuels et futurs de l'organisation, les besoins du marché sur lequel elle est présente et les prescriptions réglementaires.

8.24. Pour que la planification reste axée sur les objectifs fixés, la planification des activités devrait être systématique et devrait figurer dans un document. Il devrait incomber à la direction de veiller à ce que des ressources adéquates soient fournies, afin qu'il soit possible d'atteindre ces objectifs.

Responsabilité et pouvoirs sur le système de gestion

8.25. Dans une organisation qui fournit des services techniques relatifs à la protection et à la sûreté, il arrive fréquemment que la direction désigne un responsable du système de gestion. Cette personne devrait avoir une expérience suffisante des tâches pour lesquelles elle est désignée, et être habilitée, par un document écrit, à exercer les fonctions suivantes :

- a) élaborer et piloter le système de gestion, à savoir exercer des activités destinées à garantir le respect des normes applicables, harmoniser les procédures et les documents, examiner les opérations, détecter et signaler toute non-conformité (c'est-à-dire le non-respect d'une prescription) à la hiérarchie et assurer des formations pour faire connaître le système de gestion au personnel ;
- b) communiquer des informations sur les problèmes de qualité selon les prescriptions de l'organisme de réglementation ou des organismes d'accréditation ;
- c) communiquer directement avec la direction à tout moment sur les problèmes relatifs au système de gestion ;
- d) être l'interlocuteur unique pour le signalement de problèmes de qualité et les suggestions d'amélioration ;
- e) mettre fin aux travaux qui ne sont pas exécutés conformément aux procédures en vigueur ;

- f) effectuer des examens périodiques (généralement annuels) du système de gestion.

CONDUITE DES PROCESSUS

Affectation des ressources

8.26. Les ressources sont les éléments qui sont nécessaires pour conduire les processus. Elles comprennent le personnel, le matériel et les fournitures, les informations, les installations physiques, les services d'infrastructure, des lieux de travail où les conditions sont satisfaisantes et les moyens financiers.

Ressources humaines

8.27. Des questions comme la dotation en effectifs, la formation théorique et pratique, l'expérience, les compétences et les examens périodiques de la performance devraient être prises en compte lorsque l'on étudie la question des ressources humaines. Les ressources humaines disponibles devraient permettre de satisfaire aux prescriptions qui ont préalablement été définies pour le personnel.

Infrastructure et environnement de travail

8.28. Il faudrait examiner les besoins de chaque processus en matière d'infrastructure afin de déterminer les ressources qui seront nécessaires pour atteindre les objectifs déclarés. Pour les laboratoires d'étalonnage et d'essai, où l'environnement de travail peut influencer sur la qualité des résultats, l'organisme de réglementation peut imposer des prescriptions supplémentaires, par exemple des pouvoirs spéciaux pour les services d'étalonnage, afin d'assurer la certification et l'étalonnage corrects du matériel.

8.29. Le processus de contrôle des dispositifs de surveillance et de mesure devrait permettre de s'assurer efficacement et avec un degré de certitude élevé que les données obtenues à l'aide de ces dispositifs et utilisées pour les résultats, conclusions et interprétations communiqués soient exactes et que les exigences prescrites soient respectées. Les dispositifs de surveillance et de mesure comprennent les appareils, les logiciels et les étalons qui sont employés pour effectuer les mesures et les études.

8.30. Le processus devrait permettre de confirmer que ces dispositifs sont adaptés à l'usage prévu, qu'ils sont testés et étalonnés, et que leur bon fonctionnement

a été vérifié dans les limites fixées. Il faut également assurer leur protection physique afin d'éliminer le risque d'erreur.

8.31. Le logiciel qui est utilisé pour collecter les données et pour effectuer des calculs sur ces données devrait être validé avant utilisation et être protégé contre toute modification non autorisée. Ses fonctionnalités devraient être vérifiées après tout changement apporté au système d'exploitation de l'ordinateur ou aux paramètres de contrôle du réseau, ou à la suite de toute activité susceptible d'influer sur ces fonctionnalités pour l'application prévue. Il faudrait veiller à conserver (archiver) les différentes versions du logiciel de manière à pouvoir accéder aux résultats anciens qui ont été produits par des versions antérieures.

8.32. Les prescriptions supplémentaires établies par d'autres organismes de réglementation peuvent porter sur des questions comme la protection et la sûreté globales sur le lieu de travail et dans les installations connexes, la protection de la vie privée du personnel, la confidentialité des données et les copies de sauvegarde des dossiers conservés sur des supports électroniques.

8.33. S'agissant de l'environnement de travail, il faudrait se demander comment concilier au mieux la prise en compte des facteurs humains et des facteurs physiques et la réalisation de l'objectif qui consiste à améliorer la performance de l'organisation.

Mise au point des processus

8.34. Les produits élaborés par les organisations qui assurent des services techniques dans le domaine de la protection et de la sûreté sont les services eux-mêmes, qui sont fournis au moyen des processus en vigueur. La mise au point de nouveaux processus pour fournir de nouveaux services (produits) devrait être planifiée avec soin.

8.35. La hiérarchie au sein de l'organisation qui fournit des services techniques devrait désigner un chef de projet technique. Ce dernier sera chargé de planifier les nouveaux processus et devrait organiser cette planification en s'appuyant sur ses connaissances techniques, sur son expérience et sur sa connaissance des prescriptions relatives aux produits qui est nécessaire pour les services techniques concernés.

8.36. Dans le calendrier d'exécution, il faudrait également tenir compte de la nécessité d'assurer la traçabilité des résultats de mesure aux étalons adéquats, y compris en utilisant convenablement et constamment le Système international

d'unités (SI), et de communiquer des informations sur les incertitudes associées à ces résultats.

Gestion des processus

8.37. Dans une organisation qui fournit des services techniques relatifs à la protection et à la sûreté, il existe généralement deux types de processus :

- a) les processus relatifs au système de gestion (processus administratifs et processus essentiels) ;
- b) les processus qui sont utilisés pour fournir les services et les produits de l'organisation (processus techniques et processus fondamentaux).

8.38. Lorsqu'elle surveille le déroulement de ses processus pour s'assurer qu'ils restent efficaces et que les clients sont satisfaits, une société de service devrait examiner les points suivants :

- a) respect des délais ;
- b) capacités (aptitude à se conformer aux prescriptions applicables) ;
- c) efficacité (ressources affectées au processus et possibilités de les réduire sans compromettre la qualité ni le respect des prescriptions réglementaires).

8.39. Les données peuvent provenir de différents types de surveillance exercés pendant le déroulement des processus. Elles peuvent servir de base à la prise de décisions au sein de l'organisation, au moyen d'une analyse adéquate. L'application de méthodes statistiques aux données brutes peut être particulièrement utile pour déterminer l'évolution de la performance des personnes et des appareils, en mettant en évidence les améliorations ou les dégradations. Elle peut donner l'occasion d'intervenir rapidement pour éviter les nonconformités. L'application de techniques statistiques similaires au suivi de la satisfaction des clients, de l'économie des ressources et de la performance des fournisseurs, entre autres, peut également être utile.

Contrôle des produits

8.40. Dans les organisations qui fournissent des services techniques relatifs à la protection et à la sûreté, le contrôle des produits consiste généralement à contrôler le processus de production (c'est-à-dire la fourniture des services).

8.41. Les processus de l'organisation devraient comprendre toutes les mesures nécessaires pour faire en sorte que le produit livré ou le service fourni réponde aux exigences et aux attentes du client.

- a) Pour les services de conseil, ces mesures peuvent consister en :
 - i) calculs supplémentaires à l'aide d'autres algorithmes ;
 - ii) vérifications de la saisie des données ;
 - iii) comparaison des résultats avec l'expérience acquise.
- b) Pour les services de mesure et d'étalonnage, ces vérifications peuvent consister en :
 - i) essais répétés (si possible à l'aide d'appareils différents pour l'analyse) ;
 - ii) vérifications avec des échantillons de contrôle ou des échantillons témoins ;
 - iii) contrôles de vraisemblance sur les résultats (effectués au moyen de connaissances spécialisées).

Les résultats obtenus devraient être consignés pour prouver que le processus de production a été contrôlé.

8.42. Il faudrait garantir la conformité du produit ou de parties du produit, en définissant les conditions d'identification, de stockage, de manipulation, de protection et de livraison.

8.43. De surcroît, lorsqu'un produit ne peut être entièrement contrôlé qu'après avoir été livré, il faudrait vérifier chacun des processus mis en œuvre au cours de la production afin de fixer des critères acceptables et appropriés pour le matériel et les méthodes utilisés et pour la qualification du personnel concerné. Une liste de paramètres associés au bon déroulement de chaque étape est généralement utile pour maintenir l'exactitude et la cohérence du processus. La vérification exige habituellement la production et l'évaluation de données, par exemple des listes de contrôle, pour qu'il soit possible d'attribuer la valeur finale. En pratique, la liste de contrôle peut prendre la forme d'un enregistrement dans un fichier de base de données et la vérification peut être effectuée au moyen d'un logiciel.

8.44. Lorsque la création d'un produit se déroule en plusieurs étapes, il peut être nécessaire de suivre le statut du produit si la réglementation l'exige, afin de déterminer l'élément de sortie pour chaque étape. La conservation d'une trace, par exemple une liste de contrôle confirmant que toutes les étapes nécessaires ont été franchies, peut être utile.

8.45. Le patrimoine du client, y compris ses biens intellectuels, devrait être protégé pendant tous les processus de production. Ce patrimoine, ainsi que les méthodes destinées à le protéger, devraient être définis à l'avance. À titre d'exemple, seul un petit nombre de personnes devrait être autorisé à consulter les données communiquées par les clients.

8.46. Dans le cas de conseils en radioprotection, le patrimoine du client peut comprendre des informations détaillées sur ses installations, des données sur les expositions ou les sources, ou des éléments détaillés sur toute méthode mise au point par le client pour le service demandé. En outre, le service fourni en matière de radioprotection devient la propriété du client et les informations correspondantes (rapports sur les doses ou les étalonnages) devraient être traitées comme des informations confidentielles.

Communication

8.47. Dans une organisation qui fournit des services relatifs à la protection et à la sûreté, la communication peut être assurée par :

- a) l'organisation de réunions régulières des membres du personnel essentiels ;
- b) l'utilisation d'outils de communication (panneaux d'affichage électronique et intranet, par exemple) ;
- c) l'adoption de méthodes similaires pour la communication interne.

Gestion des changements organisationnels

8.48. Lorsqu'une organisation qui fournit des services envisage de procéder à des changements organisationnels, elle devrait suivre les orientations qui figurent dans la publication GSG-3.1 [6] afin qu'il n'y ait pas d'effet néfaste sur la qualité du produit ou du service.

MESURE, ÉVALUATION ET AMÉLIORATION DE LA PERFORMANCE

Contrôle du système de gestion

8.49. Pour toutes les phases de conception et de mise en œuvre de services techniques, le prestataire de ces services devrait définir, planifier et mener les activités de mesure et de contrôle du système de gestion qui sont nécessaires pour respecter les normes, lois et règlements applicables et pour apporter des

améliorations. Ces activités devraient notamment consister à déterminer quelles méthodes pertinentes, y compris des techniques statistiques, doivent être employées et à préciser de quelle manière elles seront utilisées.

8.50. Le processus général de mesure, d'analyse et d'amélioration de la performance comprend :

- a) des actions menées de façon continue pour surveiller l'efficacité globale du système grâce au recensement des domaines où des améliorations peuvent être opportunes, à l'aide d'indicateurs appropriés ;
- b) l'application de méthodes statistiques de base (histogrammes, analyse de distribution et valeurs moyennes, par exemple) ou de méthodes d'analyse qualitative afin de suivre les données relatives à la satisfaction des clients, la performance du matériel, la mesure du débit de production et des indicateurs similaires pour l'efficacité des services qui sont fournis au client ;
- c) des actions anticipatives pour éviter les non-conformités, améliorer le système et optimiser le service au client ; les audits internes et les activités d'amélioration font partie de ces actions ;
- d) des actions réactives pour corriger les non-conformités détectées dans le cadre de l'autoévaluation ou à la suite de réclamations des clients ou de recommandations formulées à l'issue d'un audit interne ou externe.

Autoévaluation

8.51. L'autoévaluation est un outil employé par ceux qui exécutent effectivement le travail pour mettre en évidence les possibilités d'amélioration. Si une organisation qui fournit des services souhaite adopter la pratique de l'autoévaluation, elle devrait suivre les orientations qui figurent dans la publication GSG3.1 [6].

Évaluations indépendantes

8.52. Les audits peuvent être répartis sur l'année ou effectués en même temps. La réalisation d'audits internes selon un calendrier progressif présente plusieurs avantages :

- a) elle contribue à mettre l'accent sur le fait que le processus d'audit interne est une activité continue qui vise à améliorer le système de gestion ;
- b) elle contribue à réduire la charge de travail supplémentaire qui incombe aux personnes choisies pour mener les audits ;

- c) elle permet rapidement de détecter de possibles non-conformités et de répertorier les domaines dans lesquels des améliorations peuvent être opportunes ;
- d) elle permet de suivre les progrès enregistrés dans l'accomplissement des actions correctives qui ont pu être recommandées lors d'audits antérieurs.

8.53. Il est possible de réaliser des audits indépendants en créant un département transversal d'audit, qui intervient pour les différentes activités (lorsque les ressources le permettent). Il faudrait préciser et faire connaître le mandat et le champ d'action de l'équipe d'audit ou de l'auditeur.

8.54. Des audits internes peuvent être menés à des fins particulières et devraient être envisagés à la suite de réclamations des clients, de non-conformités récurrentes ou de changements majeurs dans l'organisation.

8.55. Il faudrait assurer un roulement des auditeurs internes pour qu'ils abordent différents aspects des applications techniques au sein d'une organisation. Cette disposition peut contribuer à augmenter la satisfaction au travail en permettant aux salariés de jouer un rôle important dans l'actualisation du système de gestion de l'organisation.

8.56. Le programme d'audit interne devrait porter sur tous les éléments du système de gestion.

8.57. Un programme d'audit s'applique généralement à tous les éléments du système de gestion dans toutes les parties de l'organisation chaque année. Il faudrait déterminer l'étendue de l'audit et les parties de l'organisation sur lesquelles il doit porter en tenant compte des changements relatifs au personnel ou aux méthodes, de la charge de travail, des réclamations des clients, des conclusions des audits précédents et des actions correctives ou préventives en cours.

8.58. Les clients dont les activités ont pu souffrir de problèmes détectés pendant un audit devraient en être informés par écrit. Pour certaines conclusions, il faudrait utiliser un mécanisme formel concernant les actions correctives ; pour d'autres, il peut exister des solutions plus simples.

8.59. S'il est nécessaire de vérifier rapidement l'efficacité des actions correctives, un audit de suivi devrait être envisagé. Il faudrait analyser les mesures correctives qui ont été prises afin d'évaluer leur efficacité.

Examen du système de gestion

8.60. Outre les données d'entrée de l'examen qui sont décrites dans la publication GSR Part 2 [5], une organisation qui fournit des services dans le domaine de la protection et de la sûreté devrait prendre en compte les résultats des comparaisons interlaboratoires ou des tests de compétence.

8.61. Les décisions qui sont prises pendant l'examen du système et toutes les mesures qui en découlent devraient être consignées. Le rapport sur l'examen du système devrait mentionner :

- a) le nom des personnes qui ont participé à l'examen ;
- b) les facteurs qui ont été pris en considération ;
- c) les décisions qui ont été adoptées ;
- d) les mesures qui ont été prévues, le nom des personnes chargées de ces mesures et les calendriers qui ont été arrêtés ;
- e) les dispositions applicables à l'examen et à l'approbation du rapport.

8.62. Les résultats devraient être intégrés au système de planification du laboratoire et devraient comprendre les buts, objectifs et plans d'action pour l'année à venir. La hiérarchie devrait veiller à ce que les mesures prévues soient exécutées dans le délai convenu et que leur exécution soit décrite. Grâce à un audit de sûreté radiologique complet, il est possible de mettre en évidence l'état d'avancement des mesures qui sont prévues pour le système et qui concernent la radioprotection et la sûreté radiologique.

Non-conformités, actions correctives et actions préventives

8.63. Pour les services relatifs à la radioprotection et à la sûreté radiologique, les non-conformités peuvent comprendre :

- a) des données incorrectement saisies ;
- b) des résultats obtenus à l'aide d'algorithmes incorrects ;
- c) des données ou des facteurs d'étalonnage incorrects ;
- d) des résultats de mesures obtenus à l'aide d'appareils utilisés en dehors du domaine de fonctionnement prévu ;
- e) des données d'étalonnage obtenues dans des conditions d'irradiation inadéquates ;
- f) des résultats incorrects utilisés pour l'analyse ;
- g) un échantillonnage ou un traitement d'échantillon incorrects.

8.64. Il faudrait procéder à une analyse des conséquences des non-conformités mises en évidence pour la sûreté, et en informer la hiérarchie au niveau approprié.

8.65. Il devrait exister une politique et une procédure pour traiter les réclamations formulées par les clients ou d'autres interlocuteurs. Une action corrective devrait être menée après une réclamation ou un retour d'information d'un client, ou en cas de découverte d'une non-conformité par un membre du personnel ou lors d'un audit. Les actions correctives devraient être adaptées à l'ampleur du problème et des risques correspondants. Il faudrait conserver une trace de toutes les réclamations, ainsi que des enquêtes et des actions correctives qu'elles ont provoquées.

8.66. Une action préventive peut faire suite à une action corrective, ou être engagée indépendamment, pendant l'élaboration de nouvelles procédures d'essai ou de gestion ou en raison d'une décision prise lors d'un examen du système. Les actions préventives et les actions correctives ont des finalités similaires, les unes sur un plan prospectif et les autres sur un plan rétrospectif. Alors que les actions préventives visent à parer au risque d'apparition de non-conformités, les actions correctives concernent les non-conformités existantes.

8.67. Une action corrective commence par une enquête destinée à déterminer la ou les causes d'un problème. Selon la nature de ce dernier, l'enquête peut être informelle, ou bien formelle et approfondie.

8.68. Certaines des questions à examiner lorsque l'on cherche à déterminer la cause profonde d'un problème sont les suivantes :

- a) A-t-il été vérifié que la question était un problème ?
- b) Les exigences du client ont-elles changé ?
- c) Les caractéristiques de l'échantillon ont-elles changé ?
- d) L'environnement de travail a-t-il changé ?
- e) Les méthodes et les procédures qui sont appliquées pour accomplir la tâche sont-elles adéquates ?
- f) Une formation supplémentaire ou le développement des compétences du personnel sont-ils nécessaires ?
- g) Le matériel concerné fonctionne-t-il correctement ?
- h) L'étalonnage du matériel a-t-il été vérifié ?
- i) Les spécifications des consommables utilisés pour l'opération concernée ont-elles changé ?

8.69. L'action préventive est un processus anticipatif qui vise à mettre en évidence les possibilités d'amélioration plutôt qu'à intervenir en cas de problème ou de réclamation. En dehors de l'examen des procédures d'exploitation, l'action préventive peut comprendre l'analyse des données, y compris l'analyse des tendances et l'analyse des risques, ainsi qu'une analyse des résultats des tests de compétence. La planification, l'élaboration, la mise en œuvre et le suivi des actions préventives donneront probablement lieu à des types d'activités comparables à celles qui sont menées pour les actions correctives, si ce n'est que ces activités sont par nature anticipatives.

Amélioration des services

8.70. L'organisation devrait toujours essayer d'améliorer les services au client et les processus internes qui sont nécessaires pour aboutir au produit. Elle devrait étudier ses performances et les événements qui ont eu lieu, et devrait définir et apporter des améliorations.

ORIENTATIONS SUPPLÉMENTAIRES POUR LES PRESTATAIRES DE SERVICES D'ÉTALONNAGE OU D'ESSAIS

Organisation

8.71. Les organisations qui fournissent des services d'étalonnage ou d'essais²⁴ devraient demander une accréditation à des tiers au regard de normes internationalement reconnues, comme la référence [90].

8.72. Pour être sûrs que les essais et les étalonnages seront effectués conformément aux normes de qualité reconnues, les laboratoires devraient prévoir un encadrement adéquat du personnel correspondant par des personnes qui connaissent bien les méthodes et les procédures, la finalité de chaque essai ou étalonnage, et l'évaluation des résultats des essais ou des étalonnages.

8.73. Les laboratoires devraient désigner des suppléants pour les membres du personnel essentiels, notamment le directeur technique et le responsable qualité, afin que les fonctions de responsabilité opérationnelle soient continuellement exercées en cas d'absence des titulaires.

²⁴ Dans certains États, le terme « analyse » est utilisé en lieu et place d'« essai ».

Examen des demandes, des offres et des contrats

8.74. Lorsqu'il examine les demandes, les offres et les contrats, le personnel du laboratoire devrait s'assurer que la méthode d'essai ou d'étalonnage retenue est la plus appropriée et qu'elle permet de satisfaire aux exigences du client. L'examen des contrats devrait s'étendre à tous les travaux que le laboratoire doit soustraire.

Sous-traitance d'essais et d'étalonnages

8.75. Les laboratoires qui envisagent de sous-traiter des essais et des étalonnages devraient en informer les clients concernés par écrit et, s'il y a lieu, obtenir leur accord, de préférence par écrit.

8.76. Pour un laboratoire d'étalonnage et d'essais, la sous-traitance consiste à faire exécuter des travaux entrant dans le champ de son accréditation par un tiers qui n'est pas sous le contrôle direct du laboratoire ayant passé le contrat. À titre d'exemple, elle ne comprend pas la conclusion d'un contrat avec un laboratoire de référence pour la fourniture d'échantillons de comparaison ou d'un contrat avec une agence pour l'emploi afin d'obtenir des travailleurs supplémentaires en appui, ou des activités similaires. Le niveau de compétence du sous-traitant devrait être suffisant pour les services techniques à fournir. Pour le montrer, il suffit que le sous-traitant détienne une accréditation équivalente indépendante ou que l'entrepreneur principal contrôle la qualité des activités du sous-traitant.

8.77. Le laboratoire devrait tenir un registre de tous les sous-traitants auxquels il fait appel pour des essais ou des étalonnages. Il faudrait consigner comment chaque sous-traitant montre qu'il respecte les normes internationales (relatives à la technique et à la gestion) qui sont applicables aux travaux concernés.

Service au client

8.78. Outre le maintien d'une bonne communication avec les clients, les laboratoires peuvent être tenus d'autoriser ceux-ci à surveiller leur fonctionnement. À cet effet, ils peuvent permettre aux clients d'accéder au laboratoire dans des conditions raisonnables afin d'assister aux essais ou aux étalonnages, ils peuvent leur offrir la possibilité de soumettre des objets à des fins de vérification ou ils peuvent se servir des enquêtes de satisfaction client ou employer d'autres moyens.

8.79. Toutes les activités donnant lieu à une surveillance par les clients devraient être menées d'une manière qui préserve la confidentialité des relations

du laboratoire avec les autres clients. Les informations obtenues grâce à la surveillance exercée par des clients devraient être consignées et devraient être utilisées pour améliorer le système de gestion.

Contrôle des dossiers

8.80. Pour les dossiers techniques, le laboratoire devrait, dans la mesure du possible, conserver les observations initiales, les données obtenues, des informations suffisantes pour procéder à une vérification rétrospective, les dossiers sur l'étalonnage et une copie de chaque rapport d'essai ou certificat d'étalonnage délivré pour une certaine période. Le dossier relatif à chaque essai ou étalonnage devrait contenir des informations suffisantes pour permettre si nécessaire de déterminer les facteurs d'incertitude et de refaire l'essai ou l'étalonnage dans des conditions aussi proches que possible des conditions initiales. Il devrait mentionner l'identité des membres du personnel qui étaient chargés de l'échantillonnage, de la réalisation de chaque essai ou étalonnage, et de la vérification des résultats.

8.81. Les dossiers techniques sont des accumulations de données et d'informations obtenues par suite des essais ou des étalonnages et qui indiquent si certaines valeurs pour les critères de qualité ou les paramètres de processus ont été atteintes. Ils peuvent comprendre des formulaires, des contrats, des feuilles de calcul, des manuels, des listes de contrôle, des notes de travail, des graphiques de contrôle, des rapports d'essai et des certificats d'étalonnage externes et internes, des notes des clients, des documents et des informations extraites des commentaires formulés par les clients. Il faudrait consigner les observations, les données et les calculs au moment où ils sont effectués ou obtenus, et il devrait être possible de les relier à la tâche particulière concernée.

8.82. Toute mention erronée figurant dans un dossier devrait être rayée (et non effacée, rendue illisible ou supprimée), et la valeur correcte devrait être inscrite à côté. Chaque modification de ce type devrait être accompagnée de la signature ou du paraphe de la personne qui a procédé à la correction. Dans le cas de dossiers stockés sous forme électronique, des mesures équivalentes devraient être prises pour éviter la perte ou la modification des données initiales.

Audit interne

8.83. Lorsque les conclusions d'un audit jettent un doute sur l'efficacité des opérations ou sur la justesse ou la validité des résultats d'essai ou d'étalonnage du laboratoire, ce dernier devrait mener en temps voulu des actions correctives et

aviser les clients par écrit si les enquêtes montrent que ces résultats ont pu être faussés.

Infrastructure des laboratoires

8.84. La hiérarchie devrait aménager des laboratoires adéquats pour l'exécution de tous les processus dans des conditions stables et connues. Elle devrait veiller à ce que :

- a) les normes et prescriptions techniques soient respectées (installations, ordinateurs et programmes) ;
- b) une documentation technique adéquate soit disponible (guides, tableaux et manuels) ;
- c) les conditions environnementales nécessaires (qui peuvent influencer sur les résultats) soient bien connues, correctement maintenues, décrites, surveillées et consignées (les seuils et la personne chargée de mettre fin à une tâche devraient être choisis) ;
- d) l'accès aux installations soit restreint et surveillé ;
- e) les procédures permettant un bon entretien aient été définies et consignées ;
- f) le travail effectué dans une pièce ne perturbe pas le processus qui se déroule dans une pièce voisine.

Méthodes d'essai et d'étalonnage et validation des méthodes

8.85. Chaque méthode de mesure devrait être présentée en détail dans une procédure qui décrit la tâche étape par étape si cela est jugé nécessaire. La hiérarchie devrait veiller à ce que le personnel applique une méthode actuelle et effectue son travail quotidien en suivant cette méthode formalisée. La méthode choisie devrait être bien connue (sur le plan de la précision, de l'exactitude, de la répétabilité, de la reproductibilité et de la robustesse), et la marge d'incertitude des mesures devrait être connue et figurer dans le rapport de mesure. Chaque méthode de mesure devrait être validée conformément à la procédure de validation du laboratoire.

8.86. Il faudrait tenir compte des points suivants, s'il y a lieu :

- a) les méthodes devraient être planifiées avec soin et formalisées d'une manière adaptée au mode de travail du laboratoire ;
- b) les documents devraient décrire la méthode de mesure étape par étape, au besoin, et devraient comprendre des orientations sur la tenue des dossiers nécessaires ;

- c) la première technique de validation devrait consister à tester la méthode de mesure récemment mise au point avec différents paramètres et à consigner et évaluer les résultats obtenus ;
- d) une étape supplémentaire permettant d'aboutir à une décision d'adopter ou non la méthode peut s'ajouter à la validation ;
- e) les actions à engager lorsqu'un écart (une erreur) se produit (c'est-à-dire qui doit faire quoi et quand) devraient être définies ;
- f) il faudrait organiser le flux de données des résultats de mesure (qui a besoin de quelles informations, quand et sous quelle forme, et comment la sauvegarde des données peut être assurée).

Matériel d'essai et d'étalonnage

8.87. Le laboratoire devrait posséder le matériel adéquat pour fournir les services nécessaires au client, à savoir l'échantillonnage, la préparation des échantillons, la mesure ou l'étalonnage, les calculs et l'établissement d'un rapport. Le matériel qui permet d'obtenir les résultats de mesure devrait être fonctionnel et devrait pouvoir être utilisé pour des mesures quotidiennes.

8.88. Il faudrait entreprendre les activités suivantes :

- a) des étalonnages périodiques devraient être effectués et consignés pour garantir que les résultats de mesure sont corrects ;
- b) des essais de fonctionnement périodiques devraient être effectués entre les étalonnages et consignés pour vérifier que le matériel fonctionne correctement ;
- c) tous les travaux de maintenance prévus par le fabricant du matériel devraient être exécutés et devraient être consignés dans un fichier sur le matériel ;
- d) une formation et des cours de perfectionnement périodiques devraient être assurés pour tous les utilisateurs du matériel afin que le personnel connaisse bien le matériel.

8.89. Tout le matériel et les logiciels conçus en interne devraient être clairement identifiables. Un moyen d'atteindre cet objectif consiste à réunir une documentation suffisante pour permettre la validation des logiciels et une bonne installation du matériel.

8.90. Il faudrait faire des vérifications du matériel sortant et du matériel entrant si une pièce de matériel est utilisée à l'extérieur du laboratoire.

8.91. Tous les calculs, y compris ceux qui sont effectués au moyen d'un logiciel du commerce (par exemple pour les tableaux), devraient être consignés et validés.

Traçabilité des mesures

8.92. Pour être sûr que les résultats de mesure sont traçables, il faudrait étalonner chaque dispositif de mesure qui influe sur les résultats, avant de le mettre en service et à intervalles réguliers par la suite. Les étalons utilisés pour ces étalonnages devraient être définis en fonction des grandeurs du Système international d'unités (SI). Dans certains cas — par exemple pour les mesures relatives au radon 222 — la participation à des exercices de comparaison internationaux appropriés est également recommandée pour montrer que les mesures sont fiables.

8.93. Les services d'étalonnage devraient assurer la traçabilité de leurs étalons et de leurs instruments de mesure au moyen d'une chaîne ininterrompue d'étalonnages ou de comparaisons les reliant aux étalons primaires, le Système international d'unités (SI) étant utilisé sur toute la chaîne. Les services de mesure peuvent assurer cette traçabilité en faisant appel à un service d'étalonnage.

8.94. Pour maintenir le bon fonctionnement d'un service d'étalonnage ou de mesure, il peut être utile de procéder comme suit :

- a) Consigner les informations sur tous les étalons utilisés dans un fichier de base de données, où figurent :
 - i) les données d'étalonnage ;
 - ii) les numéros de série des appareils étalonnés ;
 - iii) la date du dernier et du prochain étalonnage ;
 - iv) le lieu de l'étalonnage et le nom de la personne qui a effectué l'essai ;
- b) conserver toutes les procédures d'étalonnage et leurs résultats, ainsi que les certificats d'étalonnage, dans le laboratoire ;
- c) favoriser un étalonnage périodique à l'aide d'un calendrier ;
- d) disposer de pièces de rechange étalonnées pour les appareils importants afin d'écourter la durée d'indisponibilité en cas de dysfonctionnement.

Échantillonnage

8.95. Si un laboratoire d'essais effectue également des échantillonnages, il devrait le faire conformément aux normes reconnues ou à des procédures écrites. Si un sous-traitant ou un client procède à des échantillonnages, il faudrait

s'assurer qu'il est soumis aux mêmes restrictions et aux mêmes conditions que le laboratoire.

8.96. Lors de la mise en œuvre d'une procédure d'échantillonnage, il faudrait tenir compte si nécessaire des points suivants :

- a) il faudrait respecter les exigences des normes applicables et les exigences du client (par exemple en ce qui concerne le lieu et l'heure de l'échantillonnage, le nom de la personne chargée de l'échantillonnage ou les conditions techniques) ;
- b) il faudrait éviter tout effet néfaste sur les échantillons pendant l'échantillonnage et le transport, la manipulation, le stockage et l'analyse des échantillons ;
- c) les procédures devraient être décrites avec précision et, s'il y a lieu, devraient s'appuyer sur des méthodes statistiques pour fournir des échantillons et des données sur les échantillons bien identifiés pour le processus de mesure ;
- d) des informations devraient être communiquées au client si le processus d'échantillonnage fait apparaître des problèmes ou des erreurs ou si l'échantillonnage n'a pas été effectué correctement.

Manipulation des objets soumis à essai et à échantillonnage

8.97. Les objets soumis à essai et échantillonnage devraient être manipulés avec soin. Pour pouvoir les identifier, les objets et leur description ne devraient jamais être séparés. Le laboratoire devrait avoir une procédure qui prévoit :

- a) l'identification et l'étiquetage des objets entrants qui seront soumis à essai ou à étalonnage ;
- b) le signalement de toutes les anomalies constatées pour les objets manipulés ;
- c) des instructions concernant la manipulation, le stockage et le transport, ainsi que les conditions environnementales à maintenir pour les objets soumis à essai ou à étalonnage ;
- d) des instructions concernant le renvoi des objets au client ou les modes d'évacuation autorisés pour les objets.

Assurer la qualité des résultats des essais et des étalonnages

8.98. Le laboratoire devrait avoir mis en place un processus et une procédure pour contrôler continuellement la qualité des services fournis au client.

8.99. Lors de l'élaboration de ce processus et de cette procédure, il faudrait veiller, s'il y a lieu :

- a) à n'utiliser que des matières certifiées (de référence) pour les étalonnages et le contrôle interne de la qualité ;
- b) à effectuer toutes les mesures et tous les étalonnages conformément à la documentation applicable ;
- c) à participer à des comparaisons interlaboratoires ou à des programmes de tests de compétence ;
- d) à reproduire les essais ou les étalonnages en utilisant la même méthode ou des méthodes différentes ;
- e) à procéder à un nouvel essai ou étalonnage sur des objets conservés ;
- f) à corrélérer les résultats pour différentes caractéristiques d'un objet ;
- g) à utiliser des outils statistiques, par exemple des cartes de contrôle, pour déterminer la qualité des résultats de l'étalonnage sur une plus longue période afin de pouvoir détecter des tendances concernant la dégradation des appareils.

Notification des résultats

8.100. Les résultats devraient être communiqués au client avec exactitude et de manière compréhensible afin de répondre à ses besoins et de respecter les prescriptions de l'organisme de réglementation.

8.101. Le laboratoire devrait établir un plan pour ses rapports de manière à prendre en compte :

- a) les prescriptions des organismes de réglementation concernés ;
- b) les exigences des normes applicables ;
- c) les règles internes applicables à l'établissement de rapports au sein de l'organisation.

Il faudrait veiller à signaler clairement les données qui viennent d'un sous-traitant. Le laboratoire devrait avoir mis en place une procédure pour modifier un rapport si une erreur est détectée dans la version initiale. Tous les rapports envoyés devraient être considérés comme des dossiers et être traités en conséquence.

9. DISPOSITIFS TECHNIQUES, CONTRÔLES ADMINISTRATIFS ET ÉQUIPEMENTS DE PROTECTION INDIVIDUELS

CONSIDÉRATIONS GÉNÉRALES

9.1. Lorsque les caractéristiques de conception d'une installation ne permettent pas d'assurer un confinement ou un blindage suffisants, il faudrait mettre en place des dispositifs techniques supplémentaires qui utilisent des systèmes et des composants de l'installation pour protéger les personnes. Ainsi, des systèmes de ventilation bien conçus et correctement contrôlés permettent de réduire au minimum les expositions sur les lieux de travail où une contamination par voie aérienne peut se produire, par exemple dans les mines souterraines et dans les bâtiments où une transformation à sec de minerais radioactifs est effectuée. À titre d'exemples de dispositifs techniques, on peut également citer les hottes aspirantes, les boîtes à gants et les télémanipulateurs.

9.2. Il faudrait procéder à un suivi régulier pour déterminer l'adéquation et l'efficacité des dispositifs techniques. Ainsi, lorsque des dispositifs techniques comme des systèmes de ventilation, des aspirateurs ou des dispositifs de confinement servent à réduire ou à maîtriser les concentrations d'activité des radionucléides sur le lieu de travail, il faudrait surveiller la qualité de l'air. D'une manière générale, un échantillonnage de l'air à un emplacement fixe est recommandé pour les dispositifs fixes, alors qu'un échantillonnage ponctuel est préférable pour les dispositifs qui ne sont pas utilisés en permanence, tels les ventilateurs extracteurs mobiles et les aspirateurs. La surveillance de la qualité de l'air en temps réel pour déterminer l'adéquation des dispositifs qui ont été installés peut également être judicieuse et devrait être obligatoire dans certaines situations.

9.3. Il peut être nécessaire d'utiliser des dispositifs techniques provisoires, par exemple un blindage temporaire, des dispositifs de confinement ou des ventilateurs mobiles ou auxiliaires, lors d'opérations rares comme une maintenance, des modifications, une décontamination ou un déclassement. La préparation des opérations rares devrait comprendre une évaluation du risque de propagation d'une contamination et une évaluation de la capacité réelle des dispositifs techniques à réduire ce risque.

9.4. Les dispositifs de confinement provisoires peuvent être particulièrement utiles pour maîtriser la propagation d'une contamination lorsque des fuites

se produisent dans l'enveloppe de confinement ou lorsque des travaux de maintenance imposent d'ouvrir cette enveloppe. Sur le plan de la complexité, ces dispositifs vont de simples cuvettes en plastique suspendues en dessous des fuites aux structures déplaçables et complexes qui sont utilisées pour ceindre toute une zone de travail. De nombreux articles disponibles sur le marché comprennent des ronds de gants, d'autres accès, un ventilateur et des orifices de sortie pour réduire la contamination.

9.5. Les orifices de sortie des appareils mobiles de traitement de l'air qui sont utilisés dans les zones contaminées, y compris les aspirateurs, devraient être équipés d'un filtre à air à haute efficacité (filtre HEPA) ou d'un adsorbant approprié, selon le cas, et être reliés à des systèmes fixes qui en sont équipés. Cette disposition peut être inutile dans une zone où seuls du tritium ou des gaz rares radioactifs sont présents ou lorsque les objets à aspirer sont suffisamment humides pour qu'il n'y ait pas de remise en suspension après entrée des particules dans la chambre de collecte. Un mauvais usage des aspirateurs et des appareils mobiles de traitement de l'air peut provoquer la mise en suspension de matières radioactives dans l'air ou une contamination de surface non fixée. L'utilisation prolongée d'appareils de traitement de l'air peut entraîner une accumulation importante de matières radioactives dans les conduites et les filtres. Il faudrait effectuer périodiquement une évaluation radiologique concernant le fonctionnement de ces appareils en contrôlant l'air évacué et les surfaces accessibles des appareils.

9.6. Lorsqu'il est difficile ou peu judicieux d'utiliser des dispositifs matériels, y compris des dispositifs techniques particuliers, pour limiter l'exposition individuelle, il faudrait envisager de mettre en place des contrôles administratifs afin que la protection et la sûreté soient optimisées. Ces contrôles peuvent prendre la forme d'autorisations ou de restrictions quant aux travaux menés ou d'un contrôle de l'accès aux zones où une contamination est possible.

9.7. Dans toute la mesure du possible, il faudrait appliquer des mesures de contrôle, par exemple assurer la qualité de la conception, de l'installation, de la maintenance et de l'exploitation, parallèlement à des dispositions administratives et à des instructions pour le personnel, avant d'avoir recours à des équipements de protection individuels pour protéger les travailleurs. Dans les situations où les dispositifs techniques et les contrôles administratifs ne sont pas suffisants pour protéger correctement les travailleurs, il faudrait leur fournir des équipements de protection individuels afin de réduire leur exposition.

BLINDAGE

9.8. Le blindage peut être un dispositif technique efficace. L'épaisseur des matériaux de protection calculée en phase de conception devrait être suffisante pour protéger correctement les travailleurs lorsque le fonctionnement est normal et dans les situations anormales. Le blindage devrait être conçu de telle manière que la dose externe individuelle qui sera reçue dans des conditions de travail normales soit inférieure à la contrainte de dose. Il faudrait déterminer si le blindage convient pour les situations anormales, y compris pour un accident ayant les conséquences radiologiques les plus graves qui sont envisageables (cas le plus défavorable), et il faudrait envisager de mettre en place un blindage supplémentaire ou d'autres dispositifs techniques (systèmes de verrouillage, par exemple) s'il y a lieu. Il faudrait maintenir la probabilité qu'un accident ou un incident s'accompagne d'une dose individuelle inacceptable à un niveau très faible et il faudrait éviter qu'une situation d'exposition planifiée qui pourrait donner lieu à un dépassement de la limite de dose annuelle à cause d'un blindage inapproprié ne se produise. Il faudrait surveiller attentivement l'efficacité du blindage à l'aide d'instruments de contrôle radiologique du lieu de travail fixes ou en faisant régulièrement contrôler les zones par des membres du personnel dûment qualifiés. Il faudrait mettre en place un blindage local supplémentaire pour réduire le champ de rayonnement si nécessaire. Il faudrait également utiliser des détecteurs de zone passifs pour connaître les doses intégrées sur le temps dans différentes zones. Il faudrait examiner les résultats obtenus pour dégager une tendance et renforcer le blindage s'il y a lieu.

9.9. Il faudrait envisager de mettre en place un blindage pour les travaux où entrent en jeu des rayons X, des rayons gamma, des neutrons ou d'autres particules de haute énergie (dont les particules bêta de haute énergie). Il faudrait choisir des matériaux de protection qui sont adaptés au type d'installation concerné. Ainsi, dans une installation qui abrite un accélérateur, le blindage de l'accélérateur et de l'anneau de stockage devrait être composé de plusieurs matériaux différents, selon les besoins (par exemple du béton, du plomb, du polyéthylène et de la terre), et il faudrait concevoir ce blindage pour les situations de fonctionnement normal en retenant une hypothèse prudente concernant les pertes de faisceau afin de limiter la dose maximale reçue par les travailleurs. Des orientations supplémentaires sur la conception et l'installation du blindage structurel dans les installations d'irradiation par rayons gamma, faisceaux d'électrons ou rayons X figurent dans la publication intitulée « Radiation Safety of Gamma, Electron and X Ray Irradiation Facilities » [158] (collection Normes de sûreté de l'AIEA no SSG-8).

VENTILATION

9.10. Dans une installation, le système de ventilation principal sert à aérer les lieux de travail afin d'éliminer les contaminants qui sont présents dans l'air et qui ont été produits en raison des opérations effectuées. Il faudrait accorder une attention particulière à la conception du réseau de ventilation, y compris aux calculs et à la vérification des débits d'air et des vitesses de flux d'air, afin de s'assurer qu'elle permet de contrôler la contamination par voie aérienne. Dans de nombreuses installations, l'exploitant parvient à contrôler cette contamination en :

- a) maintenant une pression négative suffisante par rapport à la pression atmosphérique ;
- b) effectuant un nombre de renouvellements d'air adéquat ou réglementaire sur le lieu de travail ;
- c) installant des systèmes appropriés d'épuration de l'air évacué et des effluents gazeux (systèmes qui comprennent des laveurs, des adsorbants ou des systèmes de filtration HEPA) afin que les substances rejetées par l'installation ne dépassent pas les limites autorisées ; l'air devrait être évacué par une cheminée d'une hauteur suffisante pour que les rejets soient assez dilués pour protéger les personnes du public.

9.11. La ventilation est d'une importance cruciale dans les mines souterraines, où les travailleurs peuvent être fortement exposés à cause du radon et de la poussière qui est en suspension dans l'air et qui contient des radionucléides naturels. La conception d'un système de ventilation pour une mine est une tâche complexe, et la mesure et l'analyse des flux d'air exigent des compétences spécialisées. Une société minière emploie donc habituellement un responsable de la ventilation qualifié, qui relève directement des dirigeants de la mine.

9.12. Dans une mine, le responsable de la ventilation devrait effectuer les tâches qui sont énumérées au paragraphe 3.177.

9.13. Dans certains lieux de travail, surtout dans les mines souterraines et dans les bâtiments où une transformation à sec de minerais radioactifs est effectuée, l'air frais qui est pompé par le système de ventilation principal n'est pas toujours suffisant pour aérer certaines parties du lieu de travail, comme les galeries d'avancement lors du creusement de galeries dans une mine ou les zones d'ensachage dans une installation de traitement de minerais radioactifs. En général, un système de ventilation auxiliaire comprenant des gaines souples est alors utilisé pour aérer les parties du lieu de travail concernées. Ces gaines

devraient être placées de manière à éviter les tourbillons de circulation d'air contaminé.

9.14. Il faudrait veiller au bon fonctionnement des systèmes de ventilation primaire et auxiliaire pendant toute la durée d'exploitation de l'installation, si nécessaire au moyen d'alarmes sonores et lumineuses sur le pupitre de la salle de commande ou du bureau du responsable de la radioprotection, afin de pouvoir intervenir rapidement pour protéger les travailleurs. L'employeur devrait mettre en place un programme d'inspection et de maintenance du matériel de ventilation, notamment des ventilateurs principaux, des ventilateurs secondaires et des systèmes de chauffage ou de refroidissement. Ce programme et les résultats obtenus devraient être consignés.

9.15. Pour une mine souterraine, le système de ventilation devrait être conçu pendant l'aménagement et la construction de la mine afin de mettre en place, dans la mesure du possible, un système à passage unique pour que l'air soit de bonne qualité et que le radon et la poussière en suspension dans l'air s'accumulent le moins possible.

9.16. Pour que les systèmes de ventilation (principal et auxiliaire) d'une installation fonctionnent correctement :

- a) Dans la mesure du possible, les prises d'air et les orifices d'échappement ne devraient pas être placés au même endroit.
- b) La ventilation devrait être considérée comme un système lié à la sûreté. Pour des appareils comme les ventilateurs, les compresseurs et les systèmes de filtration HEPA, il faudrait prévoir des systèmes de secours, y compris d'autres sources d'alimentation (générateurs diesel, par exemple) si nécessaire. Lorsque des activités de maintenance sont menées, les systèmes utilisés pour les processus peuvent ainsi être arrêtés de manière sûre, tandis que tous les systèmes de contrôle continueront de fonctionner. Il faudrait également veiller à disposer d'indicateurs en temps réel sur le fonctionnement des systèmes afin de pouvoir avertir les opérateurs en cas de défaillance ou de dysfonctionnement des circuits d'extraction.
- c) À des fins de protection et de sûreté des travailleurs, l'air devrait être d'une qualité et d'une quantité suffisantes pour que l'exposition due aux contaminants présents dans l'air (poussière, radon et autres gaz radioactifs, par exemple) soit réduite au minimum dans chaque lieu de travail.
- d) Il faudrait que la vitesse de l'air soit suffisante pour disperser les contaminants présents dans l'air, mais pas trop élevée, afin d'éviter que la poussière déposée ne se remette en suspension.

- e) Dans une mine souterraine, il serait souhaitable que le système principal de ventilation et de dépoussiérage fonctionne en permanence ; à défaut, l'organisme de réglementation peut autoriser un fonctionnement intermittent, sous réserve de l'alinéa f) ci-après.
- f) Lorsque le système de ventilation a été changé, est tombé en panne ou a été arrêté, les travailleurs devraient être autorisés à retourner sur le lieu de travail seulement après que le système a été redémarré et qu'un contrôle approprié a été effectué pour vérifier que les concentrations de contaminants dans l'air ont été ramenées à des valeurs satisfaisantes.

9.17. L'employeur devrait prendre des mesures pour empêcher toute personne d'entrer sans autorisation dans une partie souterraine d'une mine qui n'est pas ventilée. Si le système de ventilation est à l'arrêt, les activités de maintenance essentielles qui sont nécessaires au fonctionnement des appareils ou des machines peuvent être effectuées, et toutes les mesures opportunes devraient être prises pour limiter les doses reçues par les travailleurs qui se livrent à ces activités.

9.18. Dans certains lieux, par exemple dans les mines souterraines ou dans les bâtiments où une transformation à sec de minerais radioactifs est effectuée, les consignes locales d'exploitation devraient décrire la marche à suivre en cas de panne du système de ventilation.

9.19. Il faudrait éviter d'installer des postes de travail fixes dans les flux de retour d'air et dans les zones à fort rayonnement externe. Pour ce type de situation, il faudrait s'il y a lieu mettre en place des cabines d'opérateur équipées d'une alimentation en air filtré afin d'assurer la protection nécessaire.

DÉPOUSSIÉRAGE

9.20. Pour la plupart des activités qui peuvent donner lieu à la production de poussière en grande quantité, comme l'exploitation minière et le traitement des minerais, l'adoption de mesures antipoussières est généralement une obligation légale, vu qu'il faut protéger les travailleurs contre des risques non radiologiques comme l'inhalation de particules de silice. En général, ces mesures permettent de limiter suffisamment la concentration de poussières en suspension dans l'air pour protéger correctement les travailleurs contre l'inhalation des radionucléides naturels que peut contenir la poussière.

9.21. Afin de s'assurer que des méthodes adéquates de dépoussiérage sont appliquées dans les mines souterraines et dans les bâtiments où une transformation

à sec de minerais radioactifs est effectuée, il faudrait définir des programmes d'échantillonnage de l'air et de contrôle de la poussière en suspension. Les mesures suivantes devraient être prises :

- a) Il faudrait limiter autant que possible la production de poussière durant l'exploitation en ayant recours à des techniques appropriées pour l'extraction minière et le traitement des minerais, par exemple un plan de tir adapté, l'utilisation d'eau et d'autres produits pour éliminer la poussière, et l'emploi de matériel adéquat.
- b) Lorsque de la poussière est produite, elle devrait être éliminée à la source. Si nécessaire et si possible, la source devrait être soumise à une pression inférieure à la pression atmosphérique. Il peut être nécessaire de filtrer l'air avant de le rejeter dans l'environnement.
- c) On peut diminuer suffisamment la concentration des poussières qui n'ont pas été éliminées à la source en renouvelant fréquemment l'air sur le lieu de travail. Il peut là aussi être nécessaire de filtrer l'air évacué avant de le rejeter dans l'environnement.
- d) Il faudrait veiller à éviter toute remise en suspension de poussière qui serait due à une vitesse de l'air élevée.
- e) Lorsque les méthodes de dépoussiérage ne permettent pas d'obtenir une qualité de l'air satisfaisante sur le lieu de travail, il faudrait installer des cabines d'opérateur équipées d'une alimentation en air filtré pour les travailleurs.

FUITE DE MATIÈRES RADIOACTIVES

9.22. L'employeur devrait établir des procédures opérationnelles standard à respecter en cas de danger radiologique réel ou éventuel qui résulte d'une fuite de matières radioactives à l'intérieur d'une installation ou au cours d'un transport entre deux installations. Ces procédures opérationnelles standard devraient comprendre des procédures pour :

- a) nettoyer la zone touchée ;
- b) restreindre l'accès à la zone ;
- c) mettre en œuvre le plan d'intervention spécialisé ;
- d) surveiller l'état de santé des personnes touchées ;
- e) obtenir des conseils du responsable de la radioprotection ou d'un expert qualifié ;
- f) gérer les déchets produits ;

- g) avertir l'organisme de réglementation ou les autres autorités compétentes conformément à la réglementation.

9.23. En cas de fuite de matières radioactives, il faudrait nettoyer la zone dans les meilleurs délais afin de limiter autant que possible la propagation de la contamination. Il faudrait décontaminer la zone en éliminant la contamination non fixée et en enlevant les objets contaminés dans la mesure du possible.

CONTAMINATION DE SURFACE

Programme de contrôle de la contamination

9.24. L'utilisation de substances radioactives non scellées peut entraîner une contamination des surfaces. Il faudrait mettre en œuvre un programme de contrôle de la contamination pour détecter les contaminations de surface et éviter les transferts accidentels de ce type de contamination à des niveaux supérieurs aux valeurs fixées pour des conditions normales de fonctionnement. Un programme de contrôle de la contamination qui prévoit l'utilisation de dispositifs matériels et qui comprend des dispositifs techniques et des contrôles administratifs supplémentaires devrait constituer un élément essentiel d'un programme de radioprotection complet qui vise à s'assurer que la protection et la sûreté des travailleurs sont optimisées.

9.25. Pour la mise en œuvre d'un programme de contrôle de la contamination, les dispositifs matériels destinés à contrôler la contamination de surface à la source devraient être considérés comme l'élément le plus important. Les dispositifs matériels utilisés dans le cadre d'un programme de contrôle de la contamination peuvent comprendre :

- a) des dispositifs matériels particuliers qui visent à confiner les matières radioactives afin que celles-ci ne provoquent pas de contamination de surface ;
- b) des systèmes de ventilation qui visent à empêcher l'accumulation de contaminants en surface par suite du dépôt de particules en suspension dans l'air.

9.26. Des dispositifs matériels comme ceux qui sont mentionnés au paragraphe 9.25 peuvent constituer le principal moyen de contrôle de l'exposition interne des travailleurs qui résulterait de l'inhalation des radionucléides présents dans les particules en suspension dans l'air, surtout pour les opérations rares,

comme la maintenance du matériel. Cette question ne dépend pas du fait de savoir si les particules en suspension dans l'air proviennent directement de la source de poussière ou ont été remises en suspension et proviennent de surfaces contaminées. Le recours à ce type de dispositif matériel est illustré par les deux exemples suivants :

- a) Un système de ventilation fixe et muni d'un système de filtration HEPA ou d'adsorbants appropriés peut être utilisé comme dispositif matériel pour maîtriser la concentration des radionucléides en suspension dans l'air pour les activités ordinaires. Un système de ventilation provisoire, également muni d'un système de filtration HEPA ou d'adsorbants, peut être utilisé comme dispositif technique durant certaines tâches de maintenance.
- b) Pour transférer les déchets liquides contaminés vers un point de collecte contrôlé (réservoirs de stockage), il faut mettre en place un système d'évacuation convenablement conçu. Les dispositifs techniques peuvent être des conduites temporaires destinées à recueillir les effluents lorsque la canalisation est ouverte à des fins de maintenance, sous réserve d'une autorisation de travail spéciale si nécessaire. Si les déchets liquides contiennent des matières fissiles, des mesures supplémentaires spéciales peuvent être exigées.

9.27. Lorsqu'il est impossible d'utiliser des dispositifs matériels (y compris des dispositifs techniques particuliers) pour limiter les expositions individuelles ou que ces dispositifs ne sont pas assez efficaces, des contrôles administratifs devraient être mis en place. Ces contrôles peuvent comprendre des restrictions d'accès à une zone contaminée ou l'application de méthodes de travail spécialement conçues pour réduire au minimum les transferts de contamination.

9.28. Dans une zone contaminée, les travaux devraient être menés de manière à réduire autant que possible la propagation de la contamination aux surfaces adjacentes, aux personnes présentes dans la zone et à l'atmosphère des lieux de travail. Pour contrôler la propagation de la contamination et réduire les expositions individuelles, il faudrait prendre des dispositions, comme la mise en place de barrières physiques (avec changement de chaussures) et le bouclage des zones touchées, à l'intérieur et autour des zones contaminées.

9.29. Il peut être nécessaire de contrôler l'accès aux zones contaminées afin de s'assurer que les travailleurs qui y pénètrent connaissent l'état radiologique des lieux et les risques existants, et qu'ils sont munis de l'équipement de protection individuel approprié si nécessaire. Des panneaux d'avertissement et les niveaux de contamination et devraient être bien visibles. Il faudrait contrôler les

travailleurs à la sortie des zones contaminées afin de s'assurer que des matières radioactives fixées sur le personnel ou le matériel ne sortent pas de la zone par accident. Il faudrait s'efforcer de limiter la contamination ainsi que la taille et le nombre de zones contaminées au sein d'une installation.

9.30. Il faudrait mettre en place des dispositions pour la sortie des zones contaminées afin de limiter la contamination à la zone concernée et de surveiller les personnes et la zone afin de s'assurer que le contrôle a été maintenu. S'il y a lieu, les personnes qui sortent d'une zone contaminée devraient faire l'objet d'un contrôle afin de vérifier qu'elles ne présentent pas de contamination de surface. Ces personnes devraient au minimum s'assurer qu'elles ne sont pas contaminées en surface, à l'aide d'appareils de contrôle radiologique portables ou automatiques, selon le cas. Lorsque seules les surfaces des paillasses ou les hottes aspirantes sont contaminées, ou lorsque le risque de contamination se limite à certaines parties du corps, la vérification devrait principalement porter sur les zones les plus susceptibles d'être touchées. Si le rayonnement de fond ou une autre caractéristique locale à la sortie empêche de détecter les contaminations de surface, la sortie devrait être placée à un autre endroit, où le rayonnement de fond est par exemple plus faible. S'il n'est pas possible de déplacer la sortie, les personnes qui quittent la zone devraient se rendre directement à un endroit approprié pour effectuer les contrôles nécessaires. Lorsqu'ils sont retirés des zones contaminées, tous les objets, notamment les outils, les matières, les appareils et les effets personnels, devraient être contrôlés par du personnel qualifié. Il faudrait faire comprendre aux travailleurs que ces contrôles sont indispensables.

9.31. Les appareils de contrôle radiologique portables ou automatiques qui existent aujourd'hui ne permettent pas de détecter à coup sûr la contamination de la peau par certains radio-isotopes comme le tritium. Les contrôles individuels ne constituent donc pas un bon moyen de détecter ce type de contamination. Lorsqu'une exposition individuelle due à cette forme de contamination est possible, il faudrait renforcer les programmes de dosage biologique et les programmes habituels de surveillance de la contamination et de la qualité de l'air.

9.32. Dans les zones contaminées, il faudrait porter des vêtements de protection lorsque le niveau de la contamination non fixée dépasse une certaine valeur. Il faudrait définir le type de vêtements de protection requis en fonction du niveau de contamination, de la forme chimique et physique du contaminant, des activités à mener et des conditions d'accès à la zone concernée. Il faudrait également tenir compte d'autres risques non radiologiques comme la chaleur, les flammes, les produits chimiques dangereux, les obstacles physiques, les décharges électriques et une visibilité réduite.

9.33. Les mesures de contrôle qui sont énumérées dans la présente section se sont avérées efficaces pour réduire au minimum le risque d'apparition et de propagation d'une contamination non fixée. Dans une zone où seule une contamination fixée a été signalée, ces mesures peuvent cependant être inadaptées. Lorsque des surfaces touchées par une contamination fixée se trouvent dans une zone contrôlée ou surveillée, les exigences relatives à la classification des zones et au contrôle des entrées devraient permettre de surveiller correctement les entrées et les sorties. Des mesures de contrôle supplémentaires peuvent être nécessaires pour empêcher l'élimination accidentelle ou non autorisée de la contamination fixée par des méthodes qui altèrent la surface. Un enduit fixateur peut être utilisé pour lier la contamination à la surface, mais il faudrait s'en servir le moins possible et éliminer autant que possible la contamination avant d'appliquer un tel enduit.

Surveillance de la contamination de surface

9.34. Il faudrait mettre en œuvre un programme de surveillance de la contamination dans le cadre de l'évaluation radiologique préalable et des évaluations régulières de la sûreté. Ce programme doit notamment permettre de vérifier l'efficacité des mesures de prévention et de contrôle de la contamination de surface.

9.35. Les appareils et les techniques qui sont utilisés pour la surveillance de la contamination de surface devraient être adaptés au type, au niveau et à l'énergie des rayonnements présents. Les appareils devraient être régulièrement entretenus et étalonnés dans les conditions environnementales ambiantes et il faudrait vérifier systématiquement qu'ils fonctionnent correctement. Un contaminamètre de surface approprié devrait être présent partout où des substances radioactives non scellées (liquides ou poudres, par exemple) sont utilisées. Il faudrait veiller à ce que l'appareil n'entre pas en contact avec des surfaces potentiellement contaminées. Les appareils qui sont munis d'une sonde et d'un débitmètre offrent de la souplesse sur le plan des radionucléides détectables (à l'aide de différentes sondes) et de la facilité avec laquelle les mesures peuvent être effectuées. Il faudrait notamment vérifier régulièrement qu'il n'y a pas de fuite ou de contamination à la surface du corps, sur les vêtements de protection, et sur les surfaces des zones de travail (paillasse et sol, par exemple), du matériel et des colis qui sont utilisés pour le transport des matières radioactives.

9.36. Les mesures de la contamination de surface sur des objets qui sont contaminés par des matières radioactives naturelles exigent une vigilance particulière. Pour certains objets, un détecteur alpha peut être complètement

inadapté, alors que les émetteurs alpha sont généralement les radionucléides qui suscitent le plus de préoccupations. L'auto-absorption alpha qui s'effectue dans la couche de contaminant est généralement trop forte pour pouvoir obtenir une mesure fiable. Il faudrait maintenir la sonde alpha de l'appareil à 5 millimètres de la surface, ce qui peut être impossible lorsque l'on procède à des mesures sur des surfaces rugueuses ou irrégulières. En outre, on peut endommager la sonde alpha lorsque l'on cherche à effectuer des mesures sur des surfaces rugueuses ou irrégulières, car la surface de ce type de sonde est fragile. On privilégie donc généralement la surveillance des rayons bêta lorsque l'on effectue des mesures sur des objets contaminés par des matières radioactives naturelles. Même pour les rayonnements bêta, qui sont plus pénétrants, l'auto-absorption devrait être prise en compte au besoin. La plupart des détecteurs bêta sont sensibles aux rayons gamma. Si ce facteur n'est pas correctement pris en considération, le rayonnement gamma ambiant peut être interprété à tort comme une contamination. Vu que les radionucléides présents dans la couche de contaminant peuvent ne pas être à l'équilibre, la mesure des rayonnements bêta peut être insuffisante pour évaluer la concentration d'activité des émetteurs alpha. Il peut donc être nécessaire de déterminer à l'avance la composition en radionucléides de la couche de contaminant en effectuant une analyse détaillée dans un laboratoire.

9.37. Même une faible contamination de surface peut entraîner un risque d'exposition interne. L'efficacité de détection des instruments de mesure de la contamination de surface varie de 0 % à 30 % en fonction du radionucléide. Les mesures devraient être réalisées avec un appareil étalonné, dont l'efficacité de détection préalablement établie est la meilleure possible pour les radionucléides concernés. Les mesures, exprimées en coups par seconde, devraient être converties en becquerels par centimètre carré. Certains contaminamètres de surface sont programmables : l'utilisateur définit la réponse probable de l'appareil au radionucléide utilisé et obtient une mesure directe de la contamination de surface (en becquerels par centimètre carré).

9.38. Chaque contaminamètre de surface est conçu pour mesurer l'activité d'une gamme particulière de contaminants et fait l'objet d'un essai de qualification à cette fin. La valeur mesurée en cas de contamination dépend :

- a) du type et de l'énergie des rayonnements qui sont émis par les radionucléides présents dans la couche de contaminant ;
- b) de l'efficacité de détection intrinsèque de l'appareil pour chaque radionucléide, qui est déterminée par les caractéristiques du détecteur, l'épaisseur de la fenêtre et les dimensions de la grille de protection, si elle existe ;

- c) de la géométrie de détection, notamment des dimensions du détecteur, de l'ampleur de la contamination, de la nature de la surface contaminée et de la distance entre le détecteur et la surface ;
- d) de bruits électriques intrinsèques, du vieillissement ou des défaillances des composants de l'appareil.

9.39. S'agissant du choix d'un appareil pour la surveillance de la contamination de surface, il conviendrait de noter que, pour une contamination uniformément répartie sur la surface (par opposition à un petit point de contamination), la réponse de l'appareil augmente avec la surface de la sonde. Ce phénomène est illustré dans le tableau 6 pour quatre types de contaminamètres de surface. La hiérarchie devrait consulter le responsable de la radioprotection ou un expert qualifié, selon le cas, pour lui demander conseil sur le choix de l'appareil.

TABLEAU 6. CONTAMINAMÈTRES DE SURFACE : VARIATION DE LA SENSIBILITÉ EN FONCTION DE LA SURFACE DE LA SONDE

Type de contaminamètre de surface	Surface de la sonde (en cm ²)	Facteur d'étalonnage (source au ⁶⁰ Co) (en Bq/cm ² /coups/s)
Compteur Geiger–Müller à fenêtre en bout	7	10,2
Sulfure de zinc + scintillateur plastique	50	0,5
Scintillateur plastique	65	0,1
Compteur à xénon	260	0,03

9.40. Des appareils spécialement conçus pour la surveillance de la contamination de surface peuvent être nécessaires dans les installations où des matières radioactives naturelles provoquent une contamination de ce type. Ainsi, dans l'industrie pétrolière et gazière, le risque d'incendie ou d'explosion peut imposer l'utilisation d'appareils à sûreté intrinsèque. De surcroît, en cas de contamination de surface importante à l'intérieur des conduites, il faut se servir de détecteurs bêta cylindriques spéciaux (voir par. 9.36). Pour la surveillance de la contamination de surface par des matières radioactives naturelles, les appareils et systèmes de mesure devraient si possible être étalonnés à l'aide de sources étalons à l'uranium ou au thorium naturel, selon le cas.

9.41. Chaque instrument de mesure devrait être vérifié avant d'être utilisé pour la première fois, à intervalles réguliers (généralement une fois par an) et après toute réparation ayant pu altérer le fonctionnement de l'appareil. Ces vérifications devraient être effectuées par des experts qualifiés à l'aide de plaques étalonnées, uniformément contaminées et présentant une surface active de dimensions semblables à celles du détecteur. Le radionucléide utilisé devrait émettre un rayonnement semblable à celui qui est émis par le contaminant potentiel. Les objectifs sont les suivants :

- a) déterminer la tension de fonctionnement de chaque détecteur, surtout des sondes interchangeables ; d'autres caractéristiques électriques et mécaniques peuvent également être testées ;
- b) déterminer ou confirmer l'efficacité de détection de l'appareil pour chaque radionucléide important.

À l'aide de l'efficacité de détection, une réponse étalonnée peut être fournie à l'utilisateur pour qu'il puisse convertir la mesure (en coups par seconde) en concentration d'activité surfacique (en becquerels par centimètre carré). Il est également possible d'étudier la linéarité de la réponse et les différences entre les plages. L'utilisateur de l'appareil devrait conserver un certificat pour le test le plus récent qui a été effectué en bonne et due forme et devrait régulièrement contrôler l'appareil. Pour ce faire, il existe des sources, qui sont parfois accrochées à la housse du contaminamètre. L'état de la pile devrait être contrôlé chaque fois que l'appareil est utilisé.

Hygiène personnelle et premiers secours

9.42. Afin d'éviter que les travailleurs n'incorporent accidentellement des radionucléides, l'employeur devrait mettre à la disposition de tous les travailleurs des sanitaires adaptés au lieu de travail et devrait laisser suffisamment de temps à tous les travailleurs pour qu'ils puissent les utiliser avant les pauses et à la fin du service. L'employeur devrait aménager — à des endroits qui sont situés en dehors des zones de travail contaminées et qui sont raisonnablement accessibles à chaque travailleur — des salles de restauration propres, pourvues de robinets, où la qualité de l'air est bonne et qui sont équipées de lavabos et de toilettes. Ces salles devraient être conçues, surveillées et entretenues dans des conditions que l'organisme de réglementation juge satisfaisantes. Il faudrait expliquer aux travailleurs qui utilisent ces locaux comment empêcher la propagation de la contamination.

9.43. Nul ne devrait être autorisé à manger, boire, mâcher du chewing-gum ou du tabac, fumer, priser ou appliquer des produits cosmétiques dans les zones de travail où des substances radioactives pourraient être ingérées.

9.44. Il faudrait prendre des précautions particulières pour la désinfection des plaies qui se sont formées dans les zones contaminées et des plaies qui sont entrées en contact avec du matériel contaminé. En pareil cas, il faudrait demander conseil à un médecin (voir aussi le paragraphe 9.52).

9.45. Avant qu'un travailleur ne pénètre dans une zone de travail qui pourrait être contaminée, les coupures et les plaies, en particulier les plaies aux mains, devraient être correctement couvertes de pansements imperméables.

9.46. L'employeur devrait veiller à ce que les travailleurs suivent une formation aux premiers secours qui soit adaptée à leurs tâches.

DÉCONTAMINATION DU MATÉRIEL ET DU PERSONNEL

Décontamination du matériel, du sol et des murs

9.47. Si nécessaire, l'employeur devrait fournir un local et des produits de décontamination pour le matériel et les outils contaminés qui sont utilisés pour la maintenance, et devrait fournir les moyens nécessaires pour nettoyer les parties contaminées du sol et des murs. L'eau est généralement le produit de décontamination le plus intéressant. D'autres détergents devraient être utilisés en fonction de leur efficacité, de leur dangerosité, de la quantité de déchets produits, de leur compatibilité avec la surface contaminée et avec les autres systèmes ou objets susceptibles d'être contaminés (y compris les vêtements de protection et les équipements de manutention des déchets) et de la possibilité de les évacuer facilement (pour de plus amples informations, voir les références [159] et [160]). Il faudrait contrôler périodiquement les mesures de décontamination et fixer des objectifs chiffrés dans les procédures opérationnelles locales.

Décontamination du personnel

9.48. La contamination individuelle comprend la contamination des vêtements, de la peau, des cheveux, des yeux, des muqueuses et des plaies. Dans ce cadre, les vêtements comprennent les vêtements de travail fournis par l'employeur, mais pas les vêtements de protection qui sont fournis uniquement pour maîtriser les contaminations.

9.49. Lorsqu'une contamination est détectée, le responsable de la radioprotection devrait en être informé. Il devrait apprécier correctement le risque que des doses importantes soient reçues en évaluant l'ampleur de la contamination et en conservant au besoin des échantillons contaminés afin d'évaluer précisément la dose reçue et de commencer à décontaminer la zone. Pour les radionucléides présents sur le site, il faudrait définir les niveaux de contamination qui imposent d'évaluer la dose reçue et de décontaminer la zone.

9.50. Les méthodes de décontamination intrusives, comme l'ablation de tissus, exigent l'intervention d'un médecin. En cas de contamination de la peau par des contaminants comme le radio-iodure, le lavage et l'utilisation d'un détergent peuvent être inefficaces pour assurer la décontamination ; en cas de grave contamination, il faudrait immédiatement consulter un médecin.

9.51. Les vêtements contaminés devraient être décontaminés par lavage ou par une autre méthode appropriée, puis contrôlés et restitués au propriétaire ou évacués comme déchets radioactifs s'il y a lieu.

Blessures

9.52. Le traitement médical des blessures est plus important que les considérations radiologiques. Des soins médicaux d'urgence devraient être administrés immédiatement pour les plaies qui sont entrées en contact avec des radionucléides [voir par. 10.4 d)]. La décontamination devrait cependant commencer sur-le-champ pour éviter que des radionucléides solubles ne pénètrent dans le sang.

ÉQUIPEMENTS DE PROTECTION INDIVIDUELS

9.53. Il faudrait choisir les équipements de protection individuels en tenant dûment compte des risques possibles. Ces équipements devraient non seulement offrir une protection adéquate, mais aussi être pratiques et confortables. Il faudrait également tenir compte du fait que les contraintes supplémentaires qui sont induites par les équipements de protection individuels peuvent accroître les expositions.

9.54. Les vêtements renforcés, les combinaisons ventilées, les lunettes de protection et les appareils respiratoires font partie des équipements de protection individuels. Les travailleurs qui peuvent être amenés à utiliser ce type d'équipement devraient avoir reçu une formation appropriée sur leur utilisation,

leur fonctionnement, leur entretien et leurs limites. Il faudrait s'assurer que les équipements de protection individuels ont une taille adaptée pour les personnes qui les portent.

Appareils respiratoires

9.55. L'employeur ne devrait pas avoir recours à des appareils respiratoires pour éviter que les doses reçues par les travailleurs dépassent les limites de dose, sauf de manière temporaire, dans des circonstances imprévues. Les appareils respiratoires peuvent cependant être nécessaires en situation d'urgence, pour les réparations et la maintenance et dans des circonstances particulières, pour une courte durée. Ils ne devraient être utilisés que pour une durée précise et limitée.

9.56. Si une grandeur qui caractérise les contaminants présents dans l'air (comme la limite dérivée de concentration dans l'air) est supérieure à la limite fixée par la hiérarchie de l'installation pour garantir la sûreté, les travailleurs devraient porter un appareil respiratoire. Pendant que des mesures correctives sont mises en œuvre, il faudrait procéder à un contrôle radiologique de la zone afin d'évaluer les expositions possibles. L'employeur devrait retirer les travailleurs des zones concernées si les expositions chroniques sont telles que les valeurs recommandées pour garantir la sûreté, les limites dérivées de concentration dans l'air ou les limites de dose sont probablement dépassées.

9.57. Les règles suivantes devraient s'appliquer aux appareils respiratoires et à leur utilisation :

- a) l'utilisation d'appareils respiratoires devrait être étroitement encadrée afin de s'assurer que la protection obtenue est suffisante ;
- b) la hiérarchie devrait vérifier que les appareils respiratoires conviennent aux personnes qui les portent et qu'ils sont utilisés correctement ;
- c) les indices de protection à appliquer pour évaluer les quantités réellement incorporées par les travailleurs devraient être définis ;
- d) la durée d'utilisation des appareils respiratoires ne devrait pas être telle qu'elle dissuade les travailleurs de s'en servir correctement ;
- e) la résistance respiratoire des masques filtrants devrait être faible et ces masques devraient être efficaces pour la taille des poussières concernées ;
- f) lorsqu'un dispositif d'adduction d'air est utilisé, l'air devrait être respirable et en quantité suffisante pour qu'il n'y ait aucune fuite dans les conditions d'utilisation prévues ;
- g) il faudrait de préférence prévoir des masques respiratoires électriques ou des casques à écran facial plutôt que d'autres types d'appareils respiratoires

pour le confort des utilisateurs, à condition que ces équipements offrent une réelle protection ;

- h) lors du choix d'un équipement pour une activité particulière, les facteurs qui influent sur le confort des travailleurs (comme le poids de l'équipement, l'atténuation de la visibilité ou les effets sur la température et la mobilité) devraient être pris en compte, tout comme l'indice de protection exigé ;
- i) les appareils respiratoires devraient être nettoyés et entretenus régulièrement, et devraient être contrôlés à des intervalles appropriés par des personnes bien formées et dans des locaux convenablement équipés ;
- j) les appareils respiratoires devraient s'il y a lieu être examinés, adaptés et testés par une personne compétente avant d'être distribués, puis régulièrement tant qu'ils sont utilisés ; les résultats de ces examens et de ces tests et des informations détaillées sur les réparations effectuées devraient être consignés ;
- k) la fréquence de test des appareils respiratoires devrait être déterminée en fonction du type d'appareil, de l'environnement dans lequel il est utilisé et de la manière dont il est manipulé ;
- l) les appareils respiratoires devraient être vérifiés par les utilisateurs avant qu'ils ne les portent et par le personnel chargé de la sûreté et de l'entretien après le nettoyage, et devraient être soumis à un essai sous pression s'il y a lieu.

Autres équipements de protection individuels

Vêtements de protection

9.58. Lorsqu'un risque de contamination existe, l'employeur devrait fixer des exigences appropriées pour les vêtements de protection en fonction du niveau de risque. Il devrait fournir les blouses, les coiffures, les gants, les combinaisons et les chaussures et tabliers imperméables nécessaires (y compris des tabliers plombés, s'il y a lieu) en fonction du risque d'exposition interne ou externe et, au besoin, des conditions de travail. Il faudrait fournir des vêtements de travail, y compris des gants et des chaussures, à tous les travailleurs dont les vêtements personnels risquent d'être contaminés pendant qu'ils travaillent.

9.59. L'employeur devrait également définir les cas dans lesquels les personnes doivent se doucher et se changer lorsqu'elles quittent un lieu de travail contaminé, et devrait aménager un vestiaire adéquat et des sanitaires.

9.60. Les personnes devraient porter les vêtements de protection prévus. Dans certains cas, il peut être judicieux d'enlever les vêtements personnels et les

vêtements de travail avant de mettre les vêtements de protection. Il faudrait enlever et remettre les vêtements personnels et les vêtements de travail dans des vestiaires distincts, séparés s'il y a lieu par des sanitaires, afin d'empêcher toute propagation de contamination.

9.61. Lorsque des vêtements de travail contaminés sont conservés, lavés, décontaminés d'une autre manière ou évacués, l'employeur devrait mettre en place des mesures pour empêcher la propagation de la contamination à d'autres personnes ou lieux de travail, et pour réduire au minimum l'exposition des individus et l'émission de contaminants dans l'environnement. Il devrait également prévoir une buanderie adéquate, des lave-bottes, des systèmes d'aspiration ou d'autres moyens de décontamination, selon les besoins.

Lunettes de protection

9.62. Lorsque les dispositifs techniques et les contrôles administratifs ne sont pas suffisants pour garantir que la protection du cristallin sera optimisée, il faudrait envisager que les travailleurs assurent cette protection en portant des lunettes de protection appropriées. Les lunettes en plexiglas peuvent être suffisantes lorsque l'exposition est principalement due à des rayons bêta. Il faudrait cependant tenir compte du rayonnement de freinage qui est produit par les rayons bêta de haute énergie. Lorsque l'exposition est essentiellement due à des rayonnements pénétrants (rayons gamma ou rayons X), il faudrait envisager d'utiliser des lunettes de protection dont les verres contiennent du plomb.

9.63. S'il est prévu d'employer des lunettes de protection industrielles classiques pour protéger les travailleurs contre l'exposition aux rayonnements bêta, il faudrait auparavant évaluer leurs propriétés sur ce plan. Les lunettes de protection dont les verres contiennent du plomb devraient également être évaluées avant d'être utilisées. Ce type de lunettes peut être approprié pour protéger les travailleurs contre les rayons X de faible énergie, mais peut être inefficace pour les protéger contre les rayons gamma de haute énergie.

9.64. Pour les verres de lunettes, le coefficient d'atténuation des rayonnements ne permet pas à lui seul de déterminer dans quelle mesure les lunettes contribuent à réduire la radioexposition [161]. Il faudrait également tenir compte de la surface couverte par les verres. Des lunettes qui sont bien ajustées et contiennent une petite proportion de plomb (et comprennent des protections latérales) devraient être appropriées pour protéger suffisamment le cristallin [161]. Pour que leur efficacité soit maximale, les lunettes de protection devraient absorber autant de rayonnements diffusés que possible, en particulier pour les actes interventionnels

sous imagerie. Les travailleurs devraient porter ce type de lunettes de protection dans les lieux de travail où le risque d'exposition du cristallin est élevé.

ROTATION DES TÂCHES

9.65. Lorsqu'il existe un risque de forte radioexposition dans certaines zones du lieu de travail et qu'aucun autre moyen de contrôle ne peut être mis en œuvre, la rotation des tâches peut être envisagée à titre de contrôle administratif pour limiter l'exposition des travailleurs. Il faudrait cependant avoir recours à cette technique le moins possible, et elle ne devrait jamais être utilisée pour éviter d'élaborer et d'appliquer des méthodes appropriées en vue de contrôler l'exposition individuelle.

CONSIDÉRATIONS RELATIVES AUX ACTIVITÉS DE TRAITEMENT DES MINERAIS OÙ ENTRENT EN JEU DES MATIÈRES RADIOACTIVES NATURELLES

9.66. Pour certaines activités de traitement des minerais, des matières radioactives naturelles sont présentes ; ces matières peuvent être le minerai lui-même ou un résidu, un produit ou un sous-produit du minerai (voir par. 3.162). Le premier point à prendre en considération pour la conception des installations concernées devrait être le confinement des matières radioactives naturelles. Les installations de concassage-criblage devraient par exemple être conçues et fonctionner de telle manière que l'émission de contaminants reste la plus faible possible. La laverie devrait être conçue de manière à produire le moins possible de contaminants liquides ou en suspension dans l'air.

9.67. Il faudrait tenir compte du fait que, dans ce type d'installation, il est souvent impossible de confiner complètement les matières concernées. Toutes les matières radioactives qui ne peuvent être réellement confinées au cours des opérations et qui sont mises en suspension dans l'air devraient être contrôlées par un système de ventilation approprié afin d'éliminer les contaminants qui sont présents dans l'air et de réduire au minimum l'exposition professionnelle (voir par. 9.10 à 9.19).

9.68. Lors de la conception d'usines de traitement dans lesquelles des matières radioactives naturelles entrent en jeu, il faudrait s'intéresser aux facteurs qui empêchent l'accumulation de contaminants. La conception devrait faciliter les travaux de maintenance qui visent à retirer des contaminants accumulés.

9.69. Pendant la maintenance, il faudrait particulièrement veiller à maîtriser l'exposition professionnelle qui résulte de l'accumulation de matières radioactives naturelles dans les tuyaux et les cuves de l'usine, accumulation elle-même due à la formation de sédiments et de tartre.

9.70. Dans la mesure du possible, toutes les substances dangereuses devraient être manipulées par des robots dans des enceintes où la pression est inférieure à la pression atmosphérique, que le risque soit induit par des radionucléides naturels fortement concentrés ou par des composés chimiotoxiques.

9.71. Afin de faciliter le nettoyage, les couleurs des peintures utilisées pour les murs, les rampes, le matériel, les meubles et les autres objets ne devraient pas être identiques aux couleurs des substances et des produits traités.

9.72. Il faudrait gérer les résidus solides, liquides et gazeux du traitement conformément aux procédures qui ont été approuvées par l'organisme de réglementation pour la protection des travailleurs, du public et de l'environnement.

10. SURVEILLANCE DE LA SANTÉ DES TRAVAILLEURS

RESPONSABILITÉS

Hiérarchie

10.1. D'après les paragraphes 3.76 f), 3.108 et 3.109 de la publication GSR Part 3 [2], la hiérarchie devrait faire en sorte que tous les travailleurs exerçant des activités dans lesquelles ils pourraient être soumis à une exposition professionnelle disposent des services de surveillance de la santé et des services sanitaires nécessaires. S'agissant des travailleurs itinérants qui sont soumis à une exposition due à une source qui est sous le contrôle de l'installation pour laquelle ils travaillent, la hiérarchie au sein de l'installation devrait convenir de conditions particulières avec l'employeur des travailleurs concernés afin que la surveillance de la santé de ces derniers soit convenablement assurée [voir par. 6.34 i)].

10.2. La hiérarchie devrait permettre d'utiliser des locaux adaptés pour des examens médicaux dans le cadre de la surveillance de la santé des travailleurs à proximité du lieu de travail.

Services de santé au travail

10.3. Concernant la surveillance de la santé des travailleurs, les services de santé au travail devraient exercer les fonctions suivantes :

- a) évaluer l'état de santé des travailleurs ;
- b) contribuer à vérifier la compatibilité entre l'état de santé du travailleur et ses conditions de travail, au moment de l'embauche et en cours d'emploi ;
- c) constituer un dossier contenant des informations utiles dans les cas de figure suivants :
 - i) exposition accidentelle ou maladie professionnelle ;
 - ii) évaluation statistique de l'incidence de maladies qui peuvent avoir un lien avec les conditions de travail ;
 - iii) à des fins de santé publique, évaluation des compétences de la hiérarchie en matière de protection et de sûreté dans les installations où une exposition professionnelle peut se produire ;
 - iv) enquêtes médico-légales ;
- d) donner des conseils aux travailleurs sur tous les risques radiologiques auxquels ils peuvent être soumis, et donner un avis et administrer un traitement en cas de contamination ou de surexposition individuelle.

Médecin du travail

10.4. Le médecin du travail qui est responsable du programme de surveillance de la santé des travailleurs devrait exercer les fonctions suivantes :

- a) procéder à des examens médicaux des travailleurs ;
- b) donner régulièrement un avis à la hiérarchie sur l'aptitude des travailleurs à remplir leurs tâches, en fonction de l'état de santé du travailleur concerné et des exigences fixées par l'employeur pour le poste ;
- c) donner un avis favorable au retour des travailleurs sur leur lieu de travail habituel après qu'ils ont dû rester éloignés de ce lieu pour des raisons médicales ;
- d) Donner au besoin des conseils sur les dispositions à prendre en matière d'hygiène du travail et sur l'élimination de contaminants dans les plaies, en concertation avec le responsable de la radioprotection s'il y a lieu.

10.5. Le médecin du travail, même s'il est indépendant et n'est employé qu'à temps partiel, devrait, en suivant une formation et si nécessaire un cours de perfectionnement, connaître les effets biologiques de la radioexposition et les moyens qui permettent de contrôler les expositions, et savoir interpréter les

données relatives aux expositions et les évaluations de la dose reçue [162]. Avec l'aide de spécialistes s'il le juge nécessaire, il devrait être en mesure de tirer parti de ces connaissances dans le cadre du programme de surveillance de la santé des travailleurs et pour donner des conseils aux catégories de travailleurs suivantes en matière de risques radiologiques pour la santé :

- a) les travailleuses exposées professionnellement qui savent ou pensent qu'elles sont enceintes, ou qui allaitent (voir par. 6.2 à 6.20) ;
- b) les travailleurs qui, individuellement, ont reçu ou ont peut-être reçu une dose sensiblement supérieure à la limite de dose ;
- c) les travailleurs qui s'inquiètent de la radioexposition à laquelle ils sont soumis ;
- d) les travailleurs qui demandent des conseils pour d'autres raisons.

10.6. Afin de pouvoir donner un avis sur l'aptitude des travailleurs pour le poste qui leur est confié, le médecin du travail devrait avoir une bonne connaissance des tâches effectuées sur le lieu de travail et des conditions de travail. Pour les activités exercées dans des conditions de travail inhabituelles, par exemple dans certaines mines et dans certaines installations de traitement de minerais, il devrait se tenir informé des conditions de travail en visitant régulièrement les lieux de travail. L'employeur devrait permettre au médecin du travail d'acquérir une connaissance suffisante des tâches qui sont accomplies sur le lieu de travail et des conditions de travail.

10.7. En cas de surexposition présumée, la gestion du dossier devrait être confiée au médecin du travail. Cette tâche devrait notamment consister à communiquer les détails de l'affaire aux experts qualifiés concernés, à donner des conseils au travailleur, et à informer les représentants des travailleurs et les membres de la famille du travailleur s'il y a lieu. Des orientations supplémentaires sur cette question figurent dans la référence [162].

PROGRAMME DE SURVEILLANCE DE LA SANTÉ DES TRAVAILLEURS

10.8. D'après le paragraphe 3.108 de la publication GSR Part 3 [2], un programme de surveillance de la santé des travailleurs doit reposer sur les principes généraux de la médecine du travail, tels qu'ils sont exposés dans la référence [163], et doit permettre d'évaluer l'aptitude des employés à remplir les tâches envisagées, au moment de l'embauche et en cours d'emploi. Les autres objectifs d'un programme de surveillance de la santé des travailleurs sont les suivants :

- a) disposer de données de référence qui peuvent être utilisées en cas d'exposition accidentelle à un produit dangereux ou de maladie professionnelle, ou pour donner des conseils particuliers aux travailleurs concernant les risques liés à la santé au travail (notamment les risques radiologiques) auxquels ils sont ou pourraient être soumis ;
- b) faciliter le traitement des travailleurs surexposés.

10.9. Les principaux éléments du programme de surveillance de la santé des travailleurs devraient être les suivants :

- a) évaluation de l'état de santé des travailleurs afin de s'assurer qu'ils sont aptes à accomplir les tâches qui leur sont confiées ;
- b) constitution et mise à jour de dossiers médicaux confidentiels ;
- c) dispositions relatives à la gestion des expositions accidentelles, des surexpositions et du suivi effectué par la suite ;
- d) avis médicaux donnés à la hiérarchie et aux travailleurs.

10.10. Des orientations détaillées à l'intention des personnes chargées de concevoir, d'établir, de mettre en œuvre et de gérer des programmes de surveillance de la santé des travailleurs figurent dans la référence [163].

EXAMEN MÉDICAL DES TRAVAILLEURS

10.11. Les travailleurs qui sont exposés professionnellement devraient subir un examen médical conforme aux principes généraux de la médecine du travail. L'exposition professionnelle aux rayonnements n'est pas toujours la seule raison qui justifie l'examen médical des travailleurs. Parmi les autres raisons possibles, on peut citer l'exposition à des dangers comme le bruit, la poussière et les produits chimiques. Ainsi, il peut être fortement souhaitable de contrôler régulièrement la fonction pulmonaire des travailleurs qui exercent leurs activités dans un environnement poussiéreux, et, dans ce type de situation, le médecin du travail devrait étudier l'opportunité d'investigations spéciales, par exemple des explorations fonctionnelles respiratoires et, s'il y a lieu, des radiographies thoraciques. Des évaluations et des analyses particulières peuvent être justifiées si les expositions aux rayonnements ou à d'autres dangers dépassent les limites prévues.

10.12. Comme pour toutes les autres relations médecin-patient, le médecin du travail devrait tenir le travailleur pleinement informé des raisons d'un examen

particulier, ainsi que des résultats importants qui concernent la santé du travailleur et son environnement de travail.

10.13. Il faudrait procéder à un examen médical des travailleurs avant le début de leur contrat, régulièrement par la suite et à la fin de leur contrat.

10.14. Il faudrait établir les antécédents médicaux et un bilan de santé pour chaque travailleur afin de :

- a) déterminer l'aptitude du travailleur à accomplir les tâches particulières pour lesquelles il sera employé ;
- b) servir de référence en cas d'évolution de certaines méthodes de travail ;
- c) servir de référence pour étudier une maladie professionnelle ou évaluer une surexposition.

10.15. L'objectif de l'examen médical initial devrait être d'évaluer l'état de santé du travailleur et son aptitude à remplir les tâches envisagées, et de déterminer si le travailleur souffre d'une affection qui peut exiger de prendre des précautions particulières lorsqu'il travaille. Il ne devrait cependant pas être fréquent que la présence de rayonnements ambiants joue un rôle prépondérant dans la décision de déclarer une personne apte à travailler sous rayonnements ou influe sur les conditions générales d'emploi. Les affections que le médecin du travail devrait chercher à détecter sont notamment celles qui influeraient sur la capacité du travailleur à utiliser et à porter des vêtements et du matériel de protection, sur sa capacité à entendre les signaux d'alarme et à intervenir en cas de risque radiologique, et sur sa capacité à se servir d'outils et de matériel spécialisés.

10.16. L'aptitude à travailler sous rayonnements dépend de l'état de santé du travailleur et du type de tâches à accomplir, comme l'illustrent les exemples suivants :

- a) Si les fonctions d'un travailleur lui imposent d'utiliser des appareils respiratoires, le médecin du travail devrait évaluer l'aptitude du travailleur à porter de tels appareils, notamment en contrôlant l'intégrité de la fonction pulmonaire.
- b) Si un travailleur manipule des sources non scellées, l'aptitude à travailler peut dépendre de la présence de maladies de la peau comme l'eczéma ou le psoriasis. En pareil cas, la décision d'aptitude ou d'inaptitude devrait être prise en fonction de la nature, de l'étendue et de l'évolution de la maladie, ainsi que des caractéristiques du poste. Il ne faudrait pas obligatoirement

empêcher les travailleurs qui ont ce type de maladie d'utiliser des matières radioactives non scellées si la radioactivité est faible, dès lors que les précautions nécessaires, comme le fait de couvrir les parties du corps atteintes, sont prises.

- c) Si un travailleur doit utiliser des sources de rayonnements, un trouble psychologique peut influencer sur l'aptitude à travailler. En pareil cas, il faudrait tenir compte des conséquences des épisodes symptomatiques d'un tel trouble sur la sûreté lorsqu'une décision d'aptitude ou d'inaptitude est prise. La question essentielle est de savoir si ces travailleurs peuvent représenter un danger pour eux-mêmes, leurs collègues ou le public.

10.17. Il n'y a aucune raison intrinsèque selon laquelle un travailleur qui a subi une radiothérapie ne devrait pas être autorisé à travailler sous rayonnements. Il faudrait évaluer chaque cas individuellement, en tenant compte du résultat de la radiothérapie, du pronostic général, d'autres considérations sanitaires, et des connaissances et des souhaits du travailleur, ainsi que de la nature du poste.

10.18. Lors des examens médicaux périodiques, le médecin du travail devrait confirmer qu'aucune affection qui pourrait être préjudiciable à la santé du travailleur ne s'est développée pendant que celui-ci se trouvait dans des zones où il existe des risques sanitaires liés au travail, notamment des risques radiologiques. La nature de l'examen médical périodique devrait dépendre de facteurs comme le type de travaux exécutés, l'âge et l'état de santé de la personne, et éventuellement ses habitudes (comme l'habitude de fumer). À titre d'exemple :

- a) La peau devrait être examinée lorsque la nature des travaux engendre un risque de lésions cutanées localisées dues à une exposition, en particulier sur les mains.
- b) Il peut être nécessaire de soumettre à un examen ophtalmologique régulier les travailleurs dont le cristallin a déjà reçu une dose cumulée de plus de 0,5 gray ou qui pourrait recevoir une dose cumulée supérieure à cette limite au bout de quelques années. Les risques sont les opacités détectables et la déficience visuelle, qui peuvent influencer sur la capacité de travailler à exécuter les tâches prévues (effectuer des actes interventionnels sous imagerie, par exemple).

10.19. La fréquence des examens médicaux périodiques devrait dépendre de l'état de santé du travailleur et du type d'activité concerné. En principe, l'exposition aux rayonnements ne devrait pas à elle seule justifier que les examens médicaux soient effectués plus souvent qu'à l'ordinaire.

10.20. Conformément aux bonnes pratiques en matière de santé au travail, le médecin du travail devrait vérifier qu'un travailleur qui revient après une absence due à une blessure ou une maladie est apte à reprendre le travail.

10.21. À l'issue d'un examen médical, le médecin du travail devrait donner son avis par écrit au travailleur et à l'employeur. Dans cet avis, il ne devrait pas donner d'informations à caractère médical, mais il devrait au moins classer le travailleur dans l'une des catégories suivantes :

- a) apte à occuper un poste particulier ou à exercer un métier particulier ;
- b) apte à accomplir ce travail dans certaines limites (aucune tâche pour laquelle des appareils respiratoires doivent être portés, par exemple) ;
- c) inapte à accomplir le travail en question.

Concernant l'alinéa c) ci-dessus, le médecin du travail devrait avoir le pouvoir de déclarer un travailleur temporairement ou définitivement inapte à accomplir son travail habituel pour des raisons médicales, ou de recommander le transfert d'un travailleur à un autre poste. Il devrait également avoir le pouvoir de donner un avis à l'employeur sur la réintégration d'un travailleur dans ses fonctions habituelles pour des raisons médicales.

10.22. Si une affection observée a probablement été provoquée par les conditions de travail en vigueur, le médecin du travail devrait signaler à la hiérarchie qu'il faut examiner ces conditions. S'il y a lieu, la hiérarchie devrait mener des actions correctives, en concertation avec le médecin du travail.

10.23. Pour l'examen médical effectué à la fin du contrat de travail, il faudrait détecter toute incapacité liée au travail, et des dispositions devraient si nécessaire être prises pour que le médecin du travail effectue régulièrement d'autres examens de suivi à l'issue de la période d'emploi (pour des orientations supplémentaires, se reporter à la référence [163]). Cette règle est conforme à la recommandation 147 de l'Organisation internationale du Travail [164], selon laquelle :

« 12. L'autorité compétente devrait faire en sorte que des dispositions soient prises pour que les travailleurs continuent à bénéficier d'examen médicaux, biologiques ou autres tests ou investigations appropriés après la cessation de l'affectation. »

10.24. Les données puisées dans les bilans de santé peuvent être utiles pour des études épidémiologiques.

SIGNALEMENT DES AFFECTIONS ET DES SUREXPOSITIONS

10.25. Les travailleurs devraient être encouragés à signaler rapidement toute affection importante au médecin du travail.

10.26. Les travailleurs devraient signaler toute incorporation accidentelle présumée à leur supérieur hiérarchique et au responsable de la radioprotection. Si l'on soupçonne qu'une incorporation accidentelle a provoqué le dépassement d'une limite fixée par l'organisme de réglementation, le médecin du travail devrait en être informé et se voir communiquer le résultat de toute investigation qui est menée pour déterminer si cette incorporation a bien eu lieu. Le médecin du travail peut jouer un rôle dans cette investigation.

10.27. Lorsqu'un travailleur a reçu une dose supérieure au niveau d'investigation (voir par. 3.122 à 3.127), l'organisme de réglementation peut exiger de recevoir une déclaration et réclamer une investigation sur les circonstances de l'exposition.

DOSSIERS MÉDICAUX

10.28. Les dossiers médicaux devraient contenir tous les bilans de santé — examens préalables à l'embauche, réguliers, spéciaux et post-maladie, et bilan à la fin du contrat de travail — les comptes rendus de laboratoire, les signalements de maladies et les antécédents médicaux. Il faudrait également consigner des informations sur l'exposition aux rayonnements, s'il y a lieu, surtout en cas de surexposition. Les dossiers médicaux devraient rester confidentiels et être conservés selon des modalités approuvées par l'organisme de réglementation. Ils devraient être conservés au moins jusqu'à la mort des travailleurs concernés. Dans l'éventualité d'un litige, il faudrait toutefois envisager de les conserver sur une plus longue durée.

GESTION DES TRAVAILLEURS SUREXPOSÉS

10.29. Conformément aux conditions d'autorisation, la hiérarchie devrait établir des plans précis pour gérer les situations dans lesquelles des travailleurs pourraient être surexposés. Ces plans devraient traiter la question de la gestion des travailleurs surexposés et des conséquences sanitaires qui peuvent apparaître. Ils devraient définir les mesures à prendre, et la hiérarchie devrait affecter des ressources pour les mettre en œuvre.

10.30. En cas d'exposition accidentelle ou de surexposition, le médecin du travail devrait coopérer avec la hiérarchie pour s'assurer que toutes les dispositions appropriées sont prises pour évaluer la gravité de l'exposition.

10.31. Si l'on soupçonne qu'une surexposition a eu lieu, la hiérarchie devrait rapidement mener une investigation pour évaluer les doses reçues par le ou les travailleurs concernés. Cette investigation devrait notamment consister à examiner les valeurs mesurées par les dosimètres individuels et les appareils de contrôle radiologique et, en cas d'exposition interne, à effectuer un contrôle radiologique *in vivo* ou *in vitro*, selon le cas.

10.32. Il est peu probable que, lorsque les doses évaluées sont proches des limites de dose, il faille aller au-delà d'une investigation sur les causes de l'exposition afin que les enseignements appropriés soient tirés. Ces doses n'imposent pas d'investigations ou de traitement médicaux spéciaux. C'est seulement lorsque la dose est bien supérieure à la limite de dose (lorsqu'elle est égale ou supérieure à 0,1 Sv) que des investigations spéciales par dosimétrie biologique (par exemple une analyse des aberrations chromosomiques dans les cellules somatiques, principalement les lymphocytes) et un diagnostic approfondi ou un traitement médical peuvent être nécessaires (voir par. 4.30 à 4.32). Le traitement médical des personnes qui ont subi une forte exposition externe aux rayonnements devrait remédier à tous les effets nocifs de cette exposition sur la santé, en particulier les effets déterministes.

10.33. Des mesures visant à diminuer la dose engagée peuvent être justifiées si l'incorporation a été importante. Il faudrait prévenir le travailleur concerné de l'éventualité d'une intervention médicale destinée à réduire l'incorporation dans certaines situations. L'action à engager dépend des radionucléides incorporés, de l'ampleur de la dose équivalente engagée qui a été reçue par les organes, de l'efficacité des mesures de protection et des risques correspondants. Elle ne devrait être mise en œuvre que lorsque la réduction de la dose serait plus bénéfique que ses effets secondaires. Les thérapies possibles comprennent l'augmentation du taux d'excrétion des actinides incorporés par traitement au Ca-DTPA, une diurèse forcée après incorporation de tritium et l'excision des plaies contaminées.

10.34. Des spécialistes de différents domaines, en particulier le médecin du travail et un spécialiste des rayonnements, devraient participer aux investigations détaillées sur les accidents, leurs circonstances et leurs conséquences. Il devrait y avoir des contacts étroits entre ces spécialistes afin que toutes les mesures prises pour prodiguer un traitement médical soient bien coordonnées. Si l'on soupçonne

que les doses reçues sont proches des seuils fixés pour les effets déterministes ou les dépassent, l'investigation devrait notamment avoir pour objectif de déterminer aussi précisément que possible les doses absorbées et leur répartition dans l'organisme, et devrait comprendre un examen médical approprié du ou des travailleurs concernés.

Appendice I

EXPOSITION DES TRAVAILLEURS DUE AUX MATIÈRES RADIOACTIVES NATURELLES

I.1. Comme pour les autres types d'exposition professionnelle, un programme de contrôle radiologique mis au point comme il se doit et exécuté sur le lieu de travail constitue le seul moyen fiable d'évaluer la dose efficace reçue par un travailleur exposé à des matières radioactives naturelles. Pour les expositions aux rayons gamma et les expositions dues à la poussière en suspension dans l'air, il est cependant possible d'estimer grossièrement la dose attendue si l'on connaît approximativement les caractéristiques des matières et les conditions dans lesquelles elles sont utilisées. La dose dépend en effet très fortement de la concentration d'activité des radionucléides présents dans ces matières (relation linéaire entre ces deux grandeurs). Une estimation grossière de la dose résultant de l'exposition aux rayons gamma et de l'exposition due à la poussière en suspension dans l'air peut être utilisée pendant l'évaluation radiologique préalable pour définir les priorités et répertorier les types de procédés industriels et de scénarios d'exposition pour lesquels des mesures de protection et de sûreté seront probablement les plus nécessaires en fonction des concentrations d'activités des matières qui sont utilisées pour les processus.

I.2. La référence [24] décrit la méthode employée pour obtenir une relation approximative entre la dose et la concentration d'activité pour plusieurs matières utilisées au cours d'un processus et pour les scénarios d'exposition correspondants, qui se produisent souvent dans le cadre des activités industrielles où entrent en jeu des matières radioactives naturelles. Trois grandes catégories de matières sont prises en compte :

- a) les grandes quantités de matières (un gisement ou un stock important, par exemple) ;
- b) les petites quantités de matières (concentrés de minerais, dépôts et boues, par exemple) ;
- c) les matières qui se sont évaporées au cours d'un procédé à haute température (poussières de filtre et fumées de fourneaux, par exemple) ;

Les résultats obtenus sont présentés synthétiquement dans le tableau 7. Dans la réalité, les doses sont souvent beaucoup plus faibles, car les hypothèses retenues pour la modélisation de la dose sont prudentes.

TABLEAU 7. RELATION APPROXIMATIVE ENTRE LA DOSE ET LA CONCENTRATION D'ACTIVITÉ POUR L'EXPOSITION PROFESSIONNELLE AUX RAYONS GAMMA ET CELLE QUI EST DUE À LA POUSSIÈRE EN SUSPENSION DANS L'AIR

Catégorie de matière	Exemples	Dose annuelle par concentration d'activité du radionucléide ayant la concentration d'activité la plus forte (en mSv/an par Bq/g)	
		Min.	Max.
Grandes quantités	Gisement Stock important	0,02	0,4
Petites quantités	Concentrés de minerais Dépôts Boues	0,008	0,04
Matières évaporées pour lesquelles seuls le plomb 210 et le polonium 210 suscitent des préoccupations	Fumées de fourneaux Poussières de filtre	0,0006	0,003

Source : Tableau 2 de la référence [24].

I.3. Les conséquences des résultats qui sont présentés dans le tableau 7 peuvent être illustrées par les deux exemples suivants :

- a) Dans le cadre de l'exécution de ses tâches, un travailleur intervient régulièrement tout près d'un stock de 500 000 tonnes de matières dans lequel la concentration d'activité moyenne maximale de chaque radionucléide de la famille radioactive de l'uranium 238 et du thorium 232 s'élève à 5 becquerels par gramme. En fonction du type de matières, le travailleur devrait recevoir une dose efficace annuelle comprise entre 0,1 millisievert par an ($5 \text{ Bq/g} \times 0,02 \text{ mSv/an par Bq/g}$) et 2 millisieverts par an ($5 \text{ Bq/g} \times 0,4 \text{ mSv/an par Bq/g}$). Au regard de l'approche graduée, les chiffres montrent que ce scénario d'exposition serait très peu problématique sur le plan de la protection et de la sûreté.
- b) Dans le cadre de l'exécution de ses tâches, un travailleur intervient régulièrement tout près de 100 kilogrammes de résidus dans lesquels la concentration d'activité moyenne maximale de chaque radionucléide

de la famille radioactive de l'uranium 238 et du thorium 232 s'élève à 250 becquerels par gramme. En fonction du type de matières, le travailleur devrait recevoir une dose efficace annuelle comprise entre 2 millisieverts par an ($250 \text{ Bq/g} \times 0,008 \text{ mSv/an par Bq/g}$) et 10 millisieverts par an ($250 \text{ Bq/g} \times 0,04 \text{ mSv/an par Bq/g}$). Au regard de l'approche graduée, les chiffres montrent que ce scénario d'exposition serait assez problématique pour la protection et la sûreté.

Appendice II

MÉTHODES ET DISPOSITIFS DE CONTRÔLE RADIOLOGIQUE INDIVIDUEL UTILISÉS POUR L'ÉVALUATION DES EXPOSITIONS EXTERNES

II.1. Seules quelques méthodes de dosimétrie sont couramment utilisées pour le contrôle radiologique individuel. Elles se distinguent par la technique employée pour détecter les rayonnements. Elles diffèrent donc également par des caractéristiques comme la capacité à mesurer des rayonnements de différents types et énergies, la taille du détecteur, la sensibilité, la complexité technique et la facilité et le degré d'automatisation, ainsi que la résistance aux conditions climatiques. Lors du choix d'un système dosimétrique, il faudrait soigneusement examiner ces caractéristiques compte tenu de la situation locale.

RAYONNEMENTS PHOTONIQUES ET RAYONNEMENTS BÊTA

Dosimétrie photographique

II.2. Le dosimètre photographique est généralement constitué d'un film, qui est placé à l'intérieur d'un support contenant les filtres appropriés. L'assemblage correspondant est souvent appelé dosifilm.

II.3. L'émulsion du film est constituée de cristaux de bromure d'argent en suspension dans un liant gélatineux. Une fine couche de cette émulsion est déposée uniformément sur un substrat en plastique. L'action des rayonnements ionisants sur les grains de l'émulsion produit une image latente. Lors du développement ultérieur, les ions argent de l'image latente donnent un noircissement définitif. La densité optique est mesurée à l'aide d'un densitomètre et dépend du type et de l'énergie du rayonnement mesuré. Les dosimètres photographiques sont principalement utilisés pour la surveillance des rayonnements photoniques et des rayonnements bêta. Ils peuvent aussi servir à mesurer indirectement la dose qui est due aux neutrons thermiques, par capture de ces neutrons à l'aide d'un filtre cadmium [par réaction (n, γ)] et évaluation du noircissement du film produit par le rayonnement gamma résultant afin d'estimer la dose due aux neutrons.

II.4. La sensibilité du film en fonction de l'énergie des photons est très différente de celle d'un tissu humain. La densité optique peut par exemple être 25 fois plus élevée à 50 keV qu'à 1,25 MeV (énergie moyenne des photons émis par le ^{60}Co) pour la même dose au tissu. Plusieurs méthodes ont été mises au point

pour compenser cette réponse énergétique. Dans la plupart des cas, on utilise des filtres constitués de différents métaux (aluminium, cuivre, plomb ou étain, par exemple) et de différentes épaisseurs, fixés sur le support devant le film. Ces filtres atténuent le rayonnement en fonction de l'énergie des photons. Des zones de différentes densités optiques sont ainsi produites, ce qui permet d'obtenir des informations sur le spectre de rayonnement. L'utilisation d'un seul filtre convient pour les photons dont l'énergie est supérieure à environ 0,1 MeV, mais le recours à un système à filtre multiple (par exemple filtres en cuivre, étain, plomb et plastique et fenêtres ouvertes) est nécessaire pour les photons dont l'énergie est plus faible. En pratique, on utilise des algorithmes mis au point empiriquement pour cumuler les « doses gamma apparentes » reçues par les différentes zones, ce qui permet d'obtenir une estimation relativement précise des grandeurs $H_p(10)$ et $H_p(0,07)$.

II.5. Même avec des filtres et des algorithmes appropriés, il est difficile de déterminer $H_p(10)$ lorsque l'énergie des photons est inférieure à 20 keV ou supérieure à 3 MeV en l'absence de solides compétences et de quelques informations sur leur spectre d'énergie. Le type de rayonnement incident et la dose peuvent être estimés à l'aide des résultats obtenus avec différents filtres.

II.6. La densité optique du film dépend non seulement de l'énergie du rayonnement, des filtres utilisés et de la dose, mais aussi du type de film, de la température du révélateur, de la durée du développement et des conditions climatiques (température et humidité) auxquels le film a été exposé avant d'être développé. Les dosimètres photographiques sont sensibles à la température et à l'humidité, ce qui provoque un effacement de l'image latente [165].

II.7. Le fait que la relation entre la dose et la densité n'est pas linéaire mais sigmoïde complique encore la situation. En même temps que les films du client, il faudrait donc développer des films étalons (qui sont exposés à toute la gamme de doses de rayonnements, généralement à l'aide de rayons gamma émis par du ^{137}Cs ou du ^{60}Co). Les densités optiques de ces films permettent de tracer une courbe d'étalonnage. En appliquant des techniques d'ajustement de courbe, il est facile de faire correspondre la courbe d'étalonnage à une fonction mathématique, qui est ensuite utilisée pour convertir les densités optiques en doses gamma apparentes. Cette procédure devrait être effectuée pour chaque lot de films acheté. Il n'y a aucun moyen de tenir compte des différences de sensibilité au sein d'un même lot, car un film ne peut être irradié qu'une seule fois.

II.8. La plupart des densitomètres sont capables de mesurer des densités optiques²⁵ comprises entre 0,02 et 4,0 (ce qui correspond à une transmittance de la lumière à travers le film comprise entre 95 % et 0,01 %). La plage de doses correspondante étant assez limitée, la plupart des films utilisés pour le contrôle radiologique individuel comprennent deux émulsions, qui sont placées de chaque côté du support et dont la sensibilité varie d'un facteur d'environ 100. En cas de surexposition grave, la couche sensible (qui sera saturée) peut être retirée et la couche restante (insensible) peut servir à mesurer les doses comprises approximativement entre 2 et 10 sieverts. Une courbe d'étalonnage distincte est nécessaire pour cette émulsion.

II.9. Un essai de qualification doit être mené chaque fois que l'on envisage d'utiliser un nouveau type de film ou que des modifications sont apportées au procédé de développement. Les dosifilms sont généralement distribués pour des durées d'utilisation qui peuvent aller jusqu'à un mois et peuvent être utilisés en zone contrôlée. Lorsqu'un dosimètre est distribué pour une durée plus longue, il faudrait accorder une attention particulière au problème de l'effacement. Il faut étalonner les dosimètres photographiques en irradiant des films identiques avec des doses connues et en développant ces « films témoins » en même temps que ceux des dosimètres.

Dosimétrie thermoluminescente

II.10. La dosimétrie thermoluminescente repose sur l'excitation (suivie d'un piégeage) d'électrons par des rayonnements ionisants et la libération des électrons piégés après chauffage. Ce phénomène entraîne une émission de lumière, dont la quantité est directement liée à la dose de rayonnements reçue par le matériau. La relation entre la quantité de lumière émise lors de la lecture et la grandeur à mesurer est déterminée à l'aide d'un étalonnage. À l'issue de la lecture, le détecteur peut être réutilisé, normalement après avoir subi un recuit.

II.11. À la lecture, on mesure généralement la quantité de lumière émise par un dosimètre thermoluminescent à l'aide d'un photomultiplicateur. La courbe qui représente le signal électrique émis par le photomultiplicateur en fonction de la température est appelée « courbe de thermoluminescence ». La forme de cette courbe dépend du type et de la quantité des impuretés et des défauts de réseau présents dans le matériau, ainsi que de l'histoire thermique et du traitement

²⁵ Pour une longueur d'onde donnée, la densité optique d'une substance [également appelée absorbance (A)] est le rapport entre l'intensité I de la lumière qui traverse la substance et l'intensité I₀ du rayonnement incident, exprimé par la formule logarithmique suivante : $A = -\lg(I/I_0)$.

du matériau. On mesure la dose en calculant l'aire située sous la courbe de thermoluminescence.

II.12. En principe, l'utilisation d'un dosimètre thermoluminescent est simple. Il faudrait toutefois veiller à effectuer la relecture et le recuit correctement, sinon la sensibilité du dosimètre peut connaître des variations importantes. L'effacement est moins important que celui observé pour un dosimètre photographique, mais le phénomène est complexe. De l'attention et de l'expérience sont donc nécessaires pour obtenir des mesures d'une exactitude et d'une précision suffisantes.

II.13. Les dosimètres thermoluminescents présentent plusieurs caractéristiques qui sont intéressantes pour la dosimétrie individuelle. Ils sont donc très utilisés depuis des années, en raison des progrès accomplis dans la conception de matériaux pour ce type de dosimètre et le perfectionnement des lecteurs. Il a été démontré à maintes reprises (par exemple dans des études portant sur des comparaisons internationales [166, 167]) que les dosimètres thermoluminescents pouvaient être utilisés efficacement comme moyen pour mesurer les doses de rayonnements dans la pratique.

II.14. De nombreux matériaux destinés aux dosimètres thermoluminescents ont été fabriqués et étudiés, mais seuls quelques-uns d'entre eux sont régulièrement employés pour le contrôle radiologique individuel. Les matériaux les plus utilisés sont le fluorure de lithium (LiF:Mg, Ti ou LiF:Mg, Cu, P) et le borate de lithium ($\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7\text{:Mn}$). Le LiF:Mg, Cu, P est de plus en plus utilisé, car, comparé au LiF:Mg, Ti, sa sensibilité est plus forte et son effacement est plus faible. Compte tenu du faible numéro atomique équivalent de ces matériaux (entre 7,3 et 8,3), leur réponse énergétique ne dépasse pas 20 % de celle des tissus mous. Il n'est donc pas nécessaire d'utiliser de filtre compensateur, et un modèle simple de dosimètre peut être suffisant pour mesurer $H_p(10)$ et $H_p(0,07)$. La réponse énergétique d'un dosimètre thermoluminescent peut cependant être mauvaise s'il est utilisé pour mesurer des rayonnements photoniques dont l'énergie est inférieure à environ 20 keV [168].

II.15. Pour calculer $H_p(0,07)$, qui joue un rôle important lorsque des rayonnements photoniques dont l'énergie est inférieure à 12 keV ou des rayonnements bêta doivent être mesurés, un détecteur très fin (environ 4 mg/cm^2), qui est recouvert d'une très fine couche de protection (environ 4 mg/cm^2), doit être utilisé. Ces détecteurs fins sont commercialisés sous deux formes : i) une fine couche radiosensible, déposée sur un support plus épais et insensible aux rayonnements ; ii) un matériau classique pour dosimètres thermoluminescents, contenant une petite quantité de carbone (celle-ci empêche la luminescence

issue des couches situées à une profondeur supérieure à 4 à 10 mg/cm² d'atteindre le détecteur lors de la lecture). En raison de la très petite quantité de matériau détecteur permettant de mesurer la dose, la sensibilité des dosimètres thermoluminescents qui sont fins est faible. Cependant, grâce à l'utilisation du LiF:Mg, Cu, P, le seuil de détection de ces appareils est aujourd'hui satisfaisant, et ils emploient le matériau le plus approprié pour la dosimétrie des extrémités lorsque des rayons bêta sont présents [169].

II.16. Des matériaux pour dosimètres thermoluminescents dont le numéro atomique équivalent est plus élevé (de 10,2 à 16,3) sont également utilisés à cause de leur meilleure sensibilité. À titre d'exemple, on peut citer le fluorure de calcium (CaF₂), le sulfate de calcium (CaSO₄:Dy ou CaSO₄:Tm) et l'alumine (Al₂O₃). Les dosimètres thermoluminescents qui contiennent ces matériaux sont insérés dans des badges équipés de plusieurs filtres. Ces dosimètres ont pratiquement les mêmes caractéristiques que les dosimètres photographiques et donnent une estimation grossière de l'énergie du rayonnement qui a provoqué la dose reçue par la personne qui porte un tel dosimètre.

II.17. Contrairement à la réponse d'un film photographique, la réponse d'un dosimètre thermoluminescent (c'est-à-dire la luminescence émise) varie presque linéairement en fonction de la dose sur une très large plage de doses, jusqu'à 2 sieverts, voire plus : jusqu'à 5 sieverts pour le fluorure de lithium et même plus pour le CaSO₄:Dy. Le comportement du fluorure de lithium est surlinéaire au-dessus de quelques sieverts, et une saturation est observée à plusieurs milliers de sieverts. Les systèmes de dosimétrie thermoluminescente modernes (c'est-à-dire l'association de dosimètres thermoluminescents et du lecteur correspondant) permettent de mesurer des doses de seulement 10 microsievverts avec une exactitude et une précision satisfaisantes.

II.18. Il existe aujourd'hui sur le marché des systèmes de dosimétrie thermoluminescente manuels, semi-automatiques ou hautement perfectionnés et fortement automatisés (voir réf. [170]). Les systèmes manuels ou semi-automatiques conviennent généralement pour les petites structures.

Dosimétrie par radiophotoluminescence

II.19. La radiophotoluminescence repose sur la formation de centres luminescents dans des verres au phosphate dopés à l'argent lorsque ces verres sont exposés à un rayonnement ionisant. Lorsque les verres sont ensuite exposés à des ultraviolets, une lumière visible, dont l'intensité est proportionnelle à la dose absorbée due au rayonnement ionisant, est émise. Contrairement au phénomène

observé pour la thermoluminescence, les effets du rayonnement ionisant — les centres luminescents — ne sont pas détruits par la technique de lecture normale et sont extrêmement stables, si bien que l'effacement à température ambiante est négligeable sur plusieurs années, que les informations relatives aux doses peuvent être obtenues à tout moment et que celles-ci se cumulent sur une longue durée [171].

II.20. Les verres au phosphate peuvent être fabriqués à grande échelle avec une bonne reproductibilité et une sensibilité constante. L'utilisation des lecteurs laser à ultraviolets pulsés qui sont disponibles sur le marché permet de réduire la « prédose » — dose apparemment mesurée pour des verres non irradiés — à une valeur d'environ 10 microsievverts. Ces lecteurs ont fait disparaître certains des inconvénients de l'ancienne technique classique de lecture, qui exigeait un nettoyage du verre et une soustraction de la prédose pour mesurer les doses inférieures à 100 microsievverts.

II.21. Certaines substances vitreuses ayant un numéro atomique élevé, des filtres compensateurs en énergie sont utilisés. On peut atteindre une réponse énergétique comprise entre +15 % et -15 % pour les photons dont l'énergie est supérieure à 15 keV.

II.22. Parmi les avantages des dosimètres radiophotoluminescents, on peut citer l'agrégation permanente et sur une longue durée des informations relatives aux doses, une bonne exactitude, un effacement négligeable et la possibilité de relecture du dosimètre si nécessaire. Un système dosimétrique complet à verre au phosphate et à lecture automatique au moyen d'une excitation au laser ultraviolet convient pour un contrôle radiologique individuel à grande échelle [172, 173]. Des systèmes dosimétriques à radiophotoluminescence existent sur le marché. Déjà largement utilisés, ils ont obtenu d'excellents résultats lors des comparaisons qui ont été effectuées.

Dosimétrie à luminescence stimulée optiquement

II.23. Le principe de la dosimétrie à luminescence stimulée optiquement est à peu près le même que celui de la dosimétrie thermoluminescente et de la dosimétrie par radiophotoluminescence. En dosimétrie à luminescence stimulée optiquement, des méthodes optiques sont utilisées pour libérer l'énergie des électrons qui ont été piégés dans un matériau luminescent après avoir été exposés à des rayonnements ionisants [174-178]. Le matériau luminescent est constitué d'alumine ($\text{Al}_2\text{O}_3:\text{C}$). La lumière qui est utilisée pour exciter le matériau est généralement émise par un laser ou par une diode électroluminescente. La

luminescence stimulée optiquement peut être effectuée en mode pulsé ou en mode continu. Dans ce dernier cas, la lumière d'excitation est séparée de la lumière émise à l'aide de plusieurs filtres. La luminescence stimulée optiquement offre la possibilité d'effectuer une autre lecture du dosimètre ultérieurement si on le souhaite, car seule une petite partie du signal de luminescence stimulée optiquement est effacé lors d'une lecture. Le seuil de détection est faible, car le phosphore est très sensible. L'un des inconvénients de cette technique est que le $\text{Al}_2\text{O}_3:\text{C}$ n'est pas équivalent tissu, ce qui impose de recourir à des filtres et à un algorithme approprié pour calculer $H_p(10)$. La relation entre la quantité de lumière émise lors de la lecture et les rayonnements à mesurer est déterminée à l'aide d'un étalonnage.

II.24. Les dosimètres à luminescence stimulée optiquement qui sont composés d' $\text{Al}_2\text{O}_3:\text{C}$ sont aujourd'hui largement utilisés grâce à la conception d'un matériau ayant la sensibilité requise et de lecteurs faciles à utiliser. Un deuxième système dosimétrique à luminescence stimulée optiquement est commercialisé depuis quelques années. Il fonctionne avec un matériau à base d'oxyde de béryllium (BeO), qui présente l'avantage d'être pratiquement équivalent tissu, ce qui évite de recourir à des filtres et à un algorithme pour calculer $H_p(10)$.

Dosimétrie par stockage direct d'ions

II.25. Le dosimètre à stockage direct d'ions se compose d'une chambre d'ionisation et d'un système de stockage stable des charges électroniques. Cette technique permet d'intégrer les doses reçues et d'effectuer plusieurs lectures sur un petit lecteur portable. La lecture ne prend que quelques secondes et peut être faite par le travailleur à sa convenance. Il n'est pas nécessaire de renvoyer le dosimètre au service de dosimétrie, sauf pour une réinitialisation (effectuée par exemple une fois par an). Les valeurs enregistrées dans le lecteur peuvent être envoyées automatiquement au service à chaque lecture. Le stockage direct d'ions permet de mesurer les équivalents de dose individuels $H_p(10)$ et $H_p(0,07)$ avec l'exactitude requise [179, 180]. Les dosimètres correspondants sont très sensibles, comme les dosimètres individuels actifs, et il n'y a aucun effacement ni aucune influence des conditions climatiques. Ces dosimètres sont par nature passifs, mais peuvent être placés dans un boîtier spécial pour servir de dosimètres sonores à lecture directe. Ils ont de plus en plus d'applications et sont aujourd'hui homologués comme dosimètre officiel ou légal dans certains États.

Dosimétrie individuelle active

II.26. De nombreux types de dosimètres individuels actifs existent sur le marché. Ils sont généralement constitués d'un compteur Geiger-Müller compensé en énergie ou d'un détecteur en silicium.

II.27. La majorité de ces dosimètres sont utiles comme dosimètres sonores pour un usage en zone contrôlée et pour une surveillance de l'exposition des travailleurs sur une courte durée, mais ne peuvent être utilisés comme dosimètres officiels ou légaux. Cette situation est essentiellement due au fait que certains d'entre eux ne mesurent pas les rayons bêta en plus des photons, que certains n'enregistrent pas à la fois $H_p(10)$ et $H_p(0,07)$, et que le seuil de mesure de certains d'entre eux est trop élevé pour les photons. Les autres facteurs importants qui devraient être pris en compte sont la fiabilité et le risque de perte de données [181]. En outre, dans la plupart des cas, il est difficile de mesurer les rayonnements pulsés avec ce type d'appareil. Certains dosimètres individuels actifs n'enregistrent pas à la fois $H_p(10)$ et $H_p(0,07)$, si bien qu'il peut être nécessaire de porter deux dosimètres de types différents.

II.28. Des dosimètres plus performants sont régulièrement mis au point, et de plus en plus d'appareils sont aujourd'hui équivalents aux dispositifs passifs sur le plan technique et sont aussi fiables qu'eux. Des dosimètres individuels actifs ont récemment été acceptés comme dosimètres légaux pour la dosimétrie de routine dans certains États [182]. Lorsque de tels dosimètres sont utilisés à cette fin, le travailleur ne devrait porter qu'un seul dosimètre, qui sert à la fois d'alarme et de dispositif de surveillance. Une présentation générale des dosimètres individuels actifs qui sont disponibles a été effectuée et la conformité de plusieurs d'entre eux aux normes applicables a été contrôlée [183, 184]. Compte tenu du résultat de ces contrôles, il est évident que la réponse énergétique et directionnelle des dosimètres individuels actifs qui ont été mis au point récemment est aussi bonne que celle des dosimètres passifs dans la plupart des cas. Les caractéristiques du transfert des données et le degré de fiabilité sont comparables à ceux des dosimètres passifs, et les caractéristiques techniques sont similaires ou meilleures. Il faudrait être vigilant lorsque des dosimètres individuels actifs sont utilisés dans certains types de champs de rayonnement (champs de rayonnement X et champs pulsés, par exemple) [185].

RAYONNEMENTS NEUTRONIQUES

II.29. Des informations sur la surveillance neutronique individuelle figurent dans la référence [186]. Dans le cadre d'une évaluation de nombreux dosimètres individuels à neutrons, les valeurs obtenues avec ces appareils ont été comparées aux valeurs de référence pour plusieurs champs de rayonnement réellement présents sur un lieu de travail ou simulés (voir réf. [61]).

Émulsions nucléaires

II.30. Les émulsions nucléaires peuvent être utilisées pour la dosimétrie des neutrons rapides. Les neutrons interagissent avec les noyaux d'hydrogène présents dans l'émulsion et les matériaux environnants, produisant des protons de recul par collisions élastiques. Les particules ionisantes traversent l'émulsion en créant une image latente qui noircit le film sur la trajectoire des particules après développement [187].

II.31. Le seuil de mesure des émulsions nucléaires s'élève à environ 0,7 MeV, leur réponse énergétique est médiocre et la plage de doses qu'elles peuvent mesurer est limitée. Ce type de dosimètre est saturé à environ 50 millisieverts.

II.32. Les neutrons dont l'énergie est inférieure à 10 électronvolts peuvent être détectés grâce aux interactions avec les noyaux d'azote de la gélatine, qui entraînent la production de protons de recul par réaction $^{14}\text{N}(n, p) ^{14}\text{C}$.

II.33. Un microscope peut être utilisé pour compter les traces de recul présentes dans l'émulsion. L'emploi d'un microscope relié à une caméra et à un écran peut faciliter le comptage. L'exactitude de la dose mesurée dépend de l'aptitude de l'opérateur à distinguer les traces présentes dans l'émulsion.

II.34. Un des inconvénients de l'émulsion est son rythme élevé d'effacement avant examen. L'effacement est accéléré par une forte humidité et une température élevée, et peut atteindre 75 % par semaine. Le problème peut être maîtrisé si les films sont séchés en atmosphère contrôlée et placés dans une pochette fermée et résistante à l'humidité avant utilisation.

II.35. Les émulsions posent un autre problème complexe : les rayonnements photoniques peuvent noircir le film après l'exposition et le développement, rendant ainsi les traces des protons très difficiles à distinguer. Compte tenu de ces inconvénients, y compris le seuil de mesure élevé pour les neutrons, les émulsions nucléaires sont de plus en plus souvent remplacées par d'autres

procédés en dosimétrie individuelle. En règle générale, il faut éviter d'utiliser des émulsions nucléaires.

Détecteurs solides de traces nucléaires

II.36. Les particules fortement ionisantes comme les fragments de fission, les particules alpha et les particules de recul induites par des neutrons provoquent des dommages structurels le long de leur trajet dans de nombreux matériaux comme les minéraux, le verre et divers plastiques [188]. En attaquant la surface du détecteur avec des réactifs appropriés, on peut enlever la zone de dommages le long de la trace, et les trous laissés par la réaction chimique peuvent être agrandis et devenir visibles au microscope optique. Une attaque électrochimique agrandit fortement la taille des traces, et la densité de celles-ci peut facilement être mesurée (par comptage).

II.37. La taille et la forme de la trace révélée dépendent du type, de l'énergie et de l'angle d'incidence de la particule, du type de matériau détecteur et des conditions de traitement chimique (c'est-à-dire de la concentration et de la température du réactif, et de la durée de la réaction). Ces paramètres devraient être optimisés pour chaque matériau et pour chaque application particulière.

II.38. Pour la dosimétrie des neutrons, trois types de détecteurs ont fréquemment été utilisés : détecteurs de traces de fragments de fission, détecteurs de traces de recul et détecteurs de traces produites à la suite de réactions (n , α). Ils sont brièvement décrits aux paragraphes II.39 à II.42. La référence [189] présente plus en détail les techniques de mesure qui sont utilisées pour la détection de traces.

Détecteurs de traces de fragments de fission

II.39. Un radiateur ou un convertisseur de matières fissiles émet des fragments de fission après exposition à des neutrons. Ces fragments sont révélés par un détecteur solide de traces comme le polycarbonate. Les réactions de fission ont un seuil d'énergie (par exemple 0,6 MeV pour ^{237}Np , 1,3 MeV pour ^{232}Th et 1,5 MeV pour ^{238}U) ou une section efficace très élevée pour les neutrons thermiques (^{235}U , par exemple). L'utilisation de matières fissiles dans les dosimètres est aujourd'hui limitée ou interdite par certains États à cause de leur radioactivité.

Détecteurs de traces de recul

II.40. La diffusion élastique de neutrons par les noyaux de détecteurs en plastique comme le polycarbonate de diglycol allylique (CR-39, carbonate de diglycol allylique) [188, 190-192] peut produire des particules de recul chargées, par exemple des protons ou des ions de carbone, d'oxygène et d'azote. Ces reculs provoquent des traces latentes qui peuvent être révélées à l'aide d'un traitement. Le détecteur est ensuite attaqué chimiquement ou électrochimiquement afin d'agrandir les traces. La densité des traces, qui est proportionnelle à l'exposition aux neutrons, peut être mesurée à l'aide d'un lecteur de microfiches ou d'un compteur de particules automatique. En raison du transfert linéique d'énergie des protons de recul et de la faible portée des particules plus lourdes, les différents types de plastique n'ont pas tous la même sensibilité vis-à-vis des neutrons, et la réponse dépend également de l'énergie des neutrons. Pour chaque matériau détecteur ou ensemble de matériaux du radiateur, de l'absorbeur et du détecteur, il faudrait optimiser la technique de révélation et tracer les courbes de réponse énergétique en procédant à des expériences. En dehors du polycarbonate de diglycol allylique, les matériaux détecteurs les plus utilisés sont le polycarbonate et le nitrate de cellulose.

II.41. Le seuil de mesure d'un dosimètre dont le détecteur est composé uniquement de polycarbonate de diglycol allylique s'élève à environ 100 ou 150 keV, mais cette faible réponse énergétique peut être améliorée à l'aide d'un filtre plastique contenant de l'azote. Les neutrons de faible énergie réagissent avec l'azote par capture et produisent des protons dont l'énergie s'élève à environ 0,5 MeV. La réponse angulaire de ces dosimètres n'est pas bonne, mais si l'on calcule la moyenne de la réponse moyenne pour des angles de 0°, 20°, 40° et 60°, la réponse est linéaire à $\pm 30\%$ entre 0,15 et 14 MeV. Le filtre plastique contenant de l'azote permet également d'obtenir une réponse satisfaisante pour les neutrons dont l'énergie est comprise entre celle des neutrons thermiques et 10 keV. Ces détecteurs ne sont pas sensibles aux photons, ils ne présentent guère d'effacement et le seuil de détection des doses est de seulement 0,1 millisievert. Suivant la sensibilité requise, un facteur de correction propre au lieu de travail n'est pas toujours nécessaire. Des lecteurs automatiques pour ce type de détecteur ont également été mis au point et sont disponibles sur le marché. La conduite d'un service de dosimétrie qui utilise des détecteurs solides de traces exige cependant de grandes compétences techniques. La précision de la méthode de révélation et l'interprétation des traces produites jouent un rôle important dans l'obtention de bons résultats.

Détecteurs de traces produites à la suite de réactions (n, α)

II.42. Les neutrons interagissent avec du lithium 6 ou du bore 10 dans un radiateur externe. Jusqu'à plusieurs centaines de kiloélectronvolts, l'énergie maximale des particules alpha qui sont produites par les réactions (n, α) s'élève à environ 2,5 MeV (${}^6\text{Li}$) et 1,5 MeV (${}^{10}\text{B}$). Pour les neutrons thermiques, les sections efficaces de réaction sont élevées et décroissent en proportion inverse de la vitesse des neutrons lorsque l'énergie de ces derniers augmente. La plupart des détecteurs en plastique qui sont commercialisés peuvent faire apparaître les particules alpha émises. L'efficacité de détection dépend du type de matériau et des conditions de traitement chimique.

Dosimètres à albédo

II.43. La dosimétrie d'albédo repose sur la détection de neutrons de faible énergie (neutrons d'albédo) qui se dégagent du corps d'une personne exposée à des neutrons de différentes énergies. Tout détecteur de neutrons thermiques placé à la surface du corps peut donc être utilisé comme détecteur d'albédo.

II.44. Les dosimètres à albédo sont généralement des dosimètres thermoluminescents, constitués par exemple de pastilles de ${}^6\text{LiF}$ chargées en bore, qui séparent les neutrons d'albédo des neutrons thermiques incidents. Compte tenu de la sensibilité photonique des dosimètres thermoluminescents, la dose due aux neutrons est la différence entre la valeur mesurée par le détecteur au ${}^6\text{LiF}$ et la valeur mesurée par le détecteur au ${}^7\text{LiF}$.

II.45. De par leur conception, la réponse des dosimètres à albédo est forte et pratiquement constante pour les neutrons dont l'énergie est comprise entre celle des neutrons thermiques et 10 keV. La réponse décroît toutefois rapidement au-dessus de 10 keV [193, 194]. Pour les champs neutroniques secondaires, on a observé que la réponse énergétique relative d'un détecteur d'albédo pouvait varier d'un facteur allant jusqu'à 20.

II.46. La réponse des détecteurs dépend du spectre d'énergie des neutrons, qui peut varier fortement en fonction du lieu de travail. Des facteurs de correction propres au site peuvent toutefois être appliqués pour corriger ce problème, à condition que le spectre neutronique soit connu et reste constant. Les dosimètres à albédo sont également très sensibles à la position du dosimètre sur le corps du travailleur, car ils détectent principalement les neutrons qui se dégagent du corps.

II.47. Pour les dosimètres qui sont utilisés dans les champs de neutrons rapides, la réponse énergétique des détecteurs d'albédo peut être améliorée par l'ajout d'un détecteur de traces nucléaires comme le polycarbonate pour effectuer une mesure sur les neutrons rapides. Dans ce cas, le détecteur d'albédo est le principal détecteur de neutrons, pour lequel une mesure automatique est possible à l'aide d'un lecteur ordinaire de dosimètre thermoluminescent. L'examen du détecteur de traces s'impose alors uniquement si le dosimètre thermoluminescent montre qu'une exposition importante a eu lieu.

Détecteurs à bulles

II.48. Le détecteur à bulles est constitué d'un tube dans lequel des gouttelettes surchauffées sont dispersées dans un gel polymère. Le passage des neutrons à travers le détecteur provoque la création de protons, qui peuvent déposer suffisamment d'énergie dans les gouttelettes pour que le seuil d'énergie soit dépassé et pour que les gouttelettes se transforment en bulles gazeuses visibles, qui sont piégées à l'endroit où elles apparaissent [195]. Le nombre de bulles permet de mesurer la dose qui est due aux neutrons. Les détecteurs à bulles ne sont pas sensibles aux photons, leur sensibilité aux neutrons est très forte (elle peut atteindre le microsievert) et leur réponse est bonne pour le débit d'équivalent de dose au-delà d'un certain seuil d'énergie des neutrons, généralement autour de 100 keV. Les neutrons thermiques peuvent être détectés à l'aide d'un détecteur à bulles spécial, dans lequel du lithium 6 est dispersé. Les inconvénients du détecteur à bulles sont les suivants : sa plage d'énergies et de doses est limitée, il est sensible aux chocs et il subit l'influence de la température, même si des détecteurs à compensation de température existent. Pour les détecteurs à bulles, il n'est pas nécessaire d'introduire un facteur de correction propre au lieu de travail, mais le comptage des bulles prend beaucoup de temps. Le détecteur à bulles est un dispositif complètement passif qui peut être conservé jusqu'à ce qu'il soit nécessaire de l'utiliser. La mesure et la lecture peuvent être effectuées sans aucun appareil électronique. Un lecteur automatique contrôlé par ordinateur peut toutefois être employé pour la lecture si un grand nombre de détecteurs sont utilisés régulièrement.

Dosimètres à neutrons électroniques

II.49. Des dosimètres à neutrons individuels et actifs ont été mis au point [196]. Leur principe de fonctionnement est le même que celui des dosimètres à photons individuels et actifs, si ce n'est qu'un matériau en plastique est placé devant les diodes pour transformer les neutrons en protons, sur lesquels s'effectue ensuite la mesure. L'ajout de lithium 6 ou de bore 10 peut rendre le dosimètre

sensible aux neutrons thermiques. Les énergies gamma peuvent être distinguées électroniquement par le seuil du dépôt d'énergie. Les dosimètres à neutrons individuels et actifs présentent l'avantage d'être à lecture directe et faciles à utiliser. Pour l'instant, leur réponse énergétique est toutefois loin d'être parfaite, leur sensibilité aux neutrons rapides est faible et il faut souvent appliquer un facteur de correction propre au lieu de travail.

Dosimètres de criticité

II.50. Les dosimètres de criticité forment une catégorie distincte de dosimètres à neutrons. Ils servent à estimer les doses dues aux neutrons qui sont reçues en cas d'accident de criticité. Le principe de fonctionnement des dosimètres de criticité doit être différent de celui des dosimètres à neutrons qui sont utilisés régulièrement, car on s'attend à ce que les débits de dose dus aux neutrons soient élevés et prennent la forme d'impulsions brèves dans ce type de situation. Les dosimètres de criticité contiennent normalement des détecteurs par activation, par exemple des éléments comme l'or, le cadmium, l'indium ou le soufre. On trouvera de plus amples informations sur ce type de dosimètre dans la référence [148].

Appendice III

INSTRUMENTS DE CONTRÔLE RADIOLOGIQUE DU LIEU DE TRAVAIL UTILISÉS POUR L'ÉVALUATION DES EXPOSITIONS EXTERNES

III.1. Les instruments de contrôle radiologique du lieu de travail sont principalement conçus pour donner des informations concernant les débits de dose émis sur les lieux de travail afin que des décisions puissent être prises quant à l'occupation de ces lieux. Pour pouvoir évaluer et contrôler l'exposition professionnelle, il faut connaître les débits de dose émis dans les différentes zones de travail avant que les travailleurs soient admis dans une zone particulière et lorsqu'ils s'y trouvent. Le débit de dose est généralement contrôlé, mais cette opération n'est pas toujours nécessaire lorsqu'il ne varie guère au cours du temps.

III.2. Lorsqu'ils sont fixes, les instruments de contrôle radiologique du lieu de travail sont souvent équipés de dispositifs d'affichage à distance ou d'alarmes sonores. À part quelques différences techniques, leur détecteur et leur mode de fonctionnement sont semblables à ceux des instruments de contrôle mobiles. Les méthodes de contrôle radiologique sont présentées en détail dans les références [197] et [198].

PHOTONS (RAYONNEMENT GAMMA ET RAYONS X)

Chambres d'ionisation

III.3. La chambre d'ionisation est le type de détecteur de rayonnements le plus simple ; elle peut être utilisée pour détecter les rayonnements dans différentes circonstances. Il s'agit d'un détecteur à gaz, dont le principe consiste à mesurer la charge des paires d'ions qui sont créées dans le gaz par le rayonnement incident. La génération d'une tension entre deux électrodes permet de collecter la charge, qui peut être mesurée sous forme de courant (en « mode courant ») ou de tension (en « mode impulsion »).

III.4. Pour que le signal de sortie soit proportionnel à la quantité d'énergie dégagée dans la chambre, il faudrait générer une tension appropriée.

III.5. Dans les instruments de contrôle radiologique portables et dans certains appareils fixes, la chambre est remplie d'air à la pression atmosphérique et

ses parois sont fabriquées dans un matériau de faible numéro atomique. Par le passé, ces dispositifs étaient conçus pour mesurer l'exposition, mais la plupart des modèles sont aujourd'hui utilisés pour mesurer l'équivalent de dose ambiant $H^*(10)$, et souvent l'équivalent de dose directionnel $H'(0,07, \Omega)$.

III.6. Dans les appareils portables conçus pour être utilisés lorsque l'exposition professionnelle est normale (par exemple un débit de dose de quelques microsievverts par heure), le volume de la chambre est généralement compris entre 300 et 700 cm³. Les appareils fixes qui sont conçus pour les situations où il ne devrait pas y avoir de rayons bêta ni de rayonnements photoniques de faible énergie contiennent souvent une grande chambre (d'environ 5 000 cm³) dont les parois sont en acier et qui est remplie d'argon à haute pression. Leur gamme dynamique est large : elle va d'environ 0,1 µSv/h à 1 Sv/h.

Compteurs proportionnels

III.7. Les compteurs proportionnels reposent sur le même principe que les chambres d'ionisation, mais utilisent la multiplication des électrons dans le gaz pour augmenter la sensibilité en générant une tension plus élevée entre les électrodes. Pour optimiser la détection, des gaz rares sont généralement employés afin d'éviter de créer des anions.

III.8. Les compteurs proportionnels peuvent être utilisés comme détecteurs d'impulsions et permettent de mesurer des débits de dose dus aux photons qui sont compris entre 0,1 µSv/h et 10 Sv/h. Les principaux avantages des compteurs proportionnels du commerce sont leur sensibilité élevée, leur large gamme de débits de dose et la stabilité de leur réponse énergétique. Pour obtenir un facteur de multiplication stable, il faut néanmoins disposer d'une alimentation haute tension qui soit stable. Ces appareils sont donc nettement plus coûteux que les chambres d'ionisation et les compteurs Geiger-Müller. Ils peuvent être utilisés comme détecteurs de courant, mais ne sont presque jamais utilisés de cette manière, car le signal qu'ils émettent chute très rapidement.

Compteurs Geiger-Müller

III.9. Le champ électrique puissant qui est généré dans un compteur Geiger-Müller provoque une avalanche de Townsend (cascade d'électrons) sur toute l'anode chaque fois qu'une particule ionisante frappe le détecteur. Quelle que soit l'énergie déposée par la particule incidente, chaque événement qui est détecté dans un compteur Geiger-Müller génère un signal constant, de sorte que toutes les informations relatives à l'énergie de la particule incidente sont perdues.

Pour pouvoir mesurer l'équivalent de dose ambiant, il faut étalonner la cadence des impulsions émises par le compteur en fonction de l'énergie déposée par la particule incidente.

III.10. Dans les compteurs Geiger-Müller, l'efficacité de détection des photons s'élève généralement à 0,5 % et reste constante sur une large gamme d'énergies. L'équivalent de dose ambiant estimé par ces appareils dépend donc de l'énergie. Il est possible de concevoir des filtres efficaces qui permettent d'obtenir une bonne réponse énergétique et angulaire pour $H^*(10)$ au-delà de 50 keV environ pour les détecteurs à parois en acier, et de 15 keV pour les détecteurs à fenêtre en bout.

III.11. Les compteurs Geiger-Müller sont couramment utilisés pour les champs de rayonnement X et gamma. Ils produisent de grandes impulsions qui peuvent être facilement dénombrées et traitées. Leur gamme dynamique est cependant limitée par les pertes dues au temps mort lorsque le taux de comptage est élevé. Une extinction externe ou interne permet de remettre un compteur Geiger-Müller en état de marche. Il faudrait s'assurer que la valeur indiquée pour le débit de dose ne retombe pas dans l'échelle lorsque le taux de comptage est élevé ; il s'agit d'un test essentiel qui devrait être effectué durant les essais de qualification. Les compteurs Geiger-Müller sont surtout efficaces pour contrôler des niveaux de contamination ou des débits de dose qui sont faibles.

III.12. L'utilisation de compteurs Geiger-Müller dans des champs de rayonnement pulsés, par exemple ceux qui sont produits par certains appareils à rayons X, peut conduire à une sous-estimation importante de la grandeur radiométrique mesurée. Il faut donc être extrêmement prudent lorsque l'on emploie un compteur Geiger-Müller — ou tout autre compteur — dans ce type de situation.

Détecteurs à semi-conducteur

III.13. Dans des semi-conducteurs comme le silicium, l'ionisation consécutive à l'interaction avec des rayonnements ionisants fait sauter les électrons de la bande de valence à la bande de conduction lorsqu'ils peuvent librement se déplacer dans tout le cristal. Pour pouvoir détecter les électrons libérés, on entoure le cristal de deux électrodes.

III.14. L'écart énergétique entre la bande de valence et la bande de conduction ne dépassant pas quelques électronvolts, le signal de sortie est plus fort et le rapport signal/bruit est plus élevé que pour les détecteurs à gaz, dans lesquels

l'énergie d'ionisation s'élève généralement à 30 électronvolts environ. Ce faible écart énergétique permet également d'obtenir une meilleure résolution. Des mesures devraient cependant être prises pour éviter que les porteurs de charge ne subissent une agitation thermique.

III.15. Les débits de dose peuvent être mesurés à l'aide de diodes au silicium utilisées comme générateurs d'impulsion (lorsque le débit de dose est faible) ou comme générateurs de courant photoélectrique (lorsque le débit de dose est élevé). Le numéro atomique du silicium étant supérieur à celui des éléments présents dans les tissus, il faut installer un filtre compensateur en énergie qui est adapté à la grandeur à mesurer, en mode impulsion comme en mode courant. L'emploi de ce type de filtre augmente inévitablement le seuil de détection en énergie.

Détecteurs à scintillation

III.16. Dans un détecteur à scintillation, des électrons sont excités sous l'action de rayonnements ionisants et une lumière visible est émise. Il existe deux types de scintillateurs :

- a) Les scintillateurs inorganiques, qui sont des cristaux d'halogénures ou d'oxydes alcalins formés dans des fours à haute température. Les propriétés de scintillation sont une conséquence de la structure cristalline et n'apparaissent donc que lorsque le matériau est à l'état solide.
- b) Les scintillateurs organiques sont composés d'hydrocarbures aromatiques et prennent la forme de plastiques ou de liquides. Le phénomène de scintillation trouvant sa source dans la molécule elle-même, il se produit quel que soit l'état physique du matériau.

III.17. Le scintillateur est utilisé conjointement avec un photomultiplicateur pour amplifier le signal lumineux et le transformer en un signal électrique qui peut être mesuré assez facilement.

III.18. Les scintillateurs inorganiques (cristaux d'iodure de sodium dopé au thallium, par exemple), largement utilisés en spectrométrie gamma, sont des détecteurs très sensibles. Leur réponse dépend toutefois fortement de l'énergie. Des dispositifs simples ne peuvent donc être employés pour mesurer des grandeurs dosimétriques avec précision. Des appareils utilisant la spectrométrie peuvent néanmoins être employés et sont également très sensibles.

III.19. Le numéro atomique équivalent des scintillateurs organiques est proche de celui de l'air, de sorte que, lorsque ces scintillateurs sont utilisés pour mesurer le débit d'exposition ou le débit de kerma à l'air, ils n'ont besoin que d'une légère correction pour tenir compte de leur réponse énergétique, sauf lorsque l'énergie est inférieure à 0,1 MeV environ. Dans l'antracène, par exemple, la réponse par kerma chute, surtout parce que seules les couches externes du cristal sont irradiées. L'ajout de petites quantités d'un matériau ayant un numéro atomique élevé devant le cristal peut partiellement compenser cette baisse, et les instruments de contrôle radiologique du commerce permettent de détecter des photons dont l'énergie s'élève à seulement 20 keV.

III.20. Les détecteurs à scintillation peuvent être utilisés pour mesurer tous les types de rayonnements X et gamma [199]. Même si, à cause des composants électroniques, la taille des appareils est semblable à celle des chambres d'ionisation, le volume utilisé pour la détection peut être beaucoup plus faible. Un cristal d'un centimètre cube est souvent suffisant, mais la sensibilité plus élevée de cristaux plus gros permet de mesurer les débits de dose qui sont dus au rayonnement de fond naturel.

RAYONNEMENTS BÊTA ET PHOTONS DE FAIBLE ÉNERGIE

Chambres d'ionisation

III.21. Il est possible de mesurer les débits d'équivalent de dose qui sont dus aux rayonnements bêta (ou aux rayons X de faible énergie) et aux rayonnements photoniques très pénétrants avec un seul détecteur. En pareil cas, le détecteur (une chambre d'ionisation) est équipé d'une « fenêtre », qui peut être ouverte ou fermée (voir par. III.22). Lorsque celle-ci est fermée, la composante très pénétrante (c'est-à-dire les photons dont l'énergie dépasse 20 keV environ) peut être mesurée. Lorsque la fenêtre est ouverte, les deux composantes sont mesurées et la composante peu pénétrante (particules bêta et photons de faible énergie) du débit d'équivalent de dose est estimée par soustraction.

III.22. La plupart des mesures portant sur les rayonnements bêta et les photons de faible énergie sont faites à l'aide de petites chambres d'ionisation portatives, qui peuvent également être utilisées pour la mesure des rayons X et des rayons gamma. Un des côtés de la chambre comporte une fine feuille de plastique conducteur qui, lorsque la mesure concerne les photons, est recouverte (« fenêtre fermée ») d'un matériau équivalent à un centimètre de tissu. Pour mesurer les rayonnements bêta, il faut retirer cette pièce [200]. Dans un autre

type de détecteur de rayonnements bêta, toutes les parois sont minces. Ce type de chambre ne convient pas toujours pour mesurer l'équivalent de dose directionnel.

III.23. Les parois d'une chambre d'ionisation qui sert à mesurer les rayonnements bêta devraient être fabriquées dans des matériaux semblables aux tissus par leur composition. La composition exacte de ces matériaux n'est toutefois pas aussi importante pour les électrons que pour les rayons X ou les rayonnements gamma. Dans le cas des électrons, la fonction des parois consiste simplement à simuler l'absorption par l'organisme et la rétrodiffusion qu'il provoque.

Compteurs Geiger-Müller

III.24. Des compteurs Geiger-Müller à parois ou à fenêtres minces sont également utilisés pour détecter les rayons bêta. Si le compteur est équipé d'un couvercle suffisamment épais pour arrêter les rayonnements bêta, la différence entre les valeurs mesurées avec et sans couvercle permet de faire la distinction entre les rayonnements bêta et les rayonnements gamma (y compris le rayonnement de freinage). Les compteurs Geiger-Müller à fenêtre en bout mince peuvent notamment présenter une réponse énergétique satisfaisante pour le contrôle du débit de dose dû aux rayonnements bêta sur le lieu de travail, et ont l'avantage d'être de petite taille et de pouvoir détecter des débits de dose relativement faibles.

Détecteurs à semi-conducteur

III.25. Les détecteurs à semi-conducteur qui fonctionnent en mode courant peuvent être utilisés pour mesurer des débits de dose élevés. Grâce à leur fine couche de détection, ils se prêtent à la dosimétrie bêta. Concernant la mesure des rayonnements bêta et des rayonnements photoniques de faible énergie, les diodes au silicium à fine couche sensible conviennent pour l'évaluation de $H'(0,07, \Omega)$. En cas d'exposition aux rayons gamma, leur réponse est plus forte que pour les rayonnements bêta, car le numéro atomique équivalent du détecteur est trop élevé. Ce type de détecteur n'est généralement pas utilisé pour mesurer les débits de dose dus aux rayonnements bêta et aux photons de faible énergie en radioprotection opérationnelle.

Détecteurs à scintillation

III.26. Il est possible de fabriquer un bon débitmètre de dose due aux rayonnements bêta pour $H'(0,07, \Omega)$ à l'aide d'un scintillateur

mince (3 à 4 mg/cm²), recouvert d'une fenêtre en plastique opaque d'épaisseur similaire. Ce type d'appareil peut être utilisé en mode impulsion lorsque le débit de dose est faible (il se comporte alors comme un compteur Geiger-Müller), ou en mode courant lorsque le débit de dose est élevé.

RAYONNEMENTS NEUTRONIQUES

Instruments de mesure à modérateur

III.27. Les instruments de mesure à modérateur sont les appareils les plus couramment utilisés pour le contrôle radiologique des champs neutroniques [186, 201]. Ils sont constitués d'un modérateur hydrogéné, qui ralentit les neutrons. Les neutrons ainsi thermalisés passent ensuite dans un détecteur, par exemple un compteur proportionnel à trifluorure de bore (BF₃) ou à hélium (³He), ou un scintillateur à iodure de lithium (⁶LiI). Les neutrons sont détectés grâce aux réactions nucléaires ¹⁰B(n, α)⁷Li, ³He(n, p)³H ou ⁶Li(n, α)³He, dont les caractéristiques permettent de distinguer nettement les neutrons des rayonnements gamma. En choisissant une épaisseur appropriée pour le modérateur ou en faisant varier l'épaisseur des parois, le mélange gazeux et la pression à laquelle ce dernier est soumis, on peut corriger la réponse de l'appareil au rayonnement neutronique afin d'obtenir un signal à peu près proportionnel au débit d'équivalent de dose. Une spectrométrie grossière des neutrons peut être effectuée par analyse mathématique des réponses d'un ensemble de sphères modératrices de différents diamètres (pour une description du principe de mesure, voir la référence [202]). Les réponses de plusieurs appareils à modérateur exposés à des champs neutroniques effectifs figurent dans la référence [203].

III.28. Un appareil qui thermalise les neutrons à l'aide d'un modérateur hydrogéné et dont la réponse pour le débit d'équivalent de dose ne dépend pratiquement pas de l'énergie jusqu'à 10 MeV a été mis au point dans les années 1960 [204]. Il est constitué d'un compteur proportionnel à trifluorure de bore, entouré d'un blindage en cadmium perforé contenu dans un modérateur cylindrique, et présente une réponse anisotrope (d'un facteur deux ou plus). Ce problème d'anisotropie a été pratiquement résolu grâce à un modérateur sphérique en polyéthylène de 20 à 30 centimètres de diamètre, mais au détriment de la réponse énergétique. Des détecteurs comme les scintillateurs à iodure de lithium (⁶LiI) et les compteurs proportionnels à hélium (³He) ont été utilisés à la place des compteurs proportionnels à trifluorure de bore. La principale caractéristique de tous ces appareils est une réponse trop forte en cas d'exposition à des neutrons intermédiaires.

III.29. Un autre appareil [205] utilise deux sphères modératrices (107 mm et 64 mm de diamètre) contenues dans un seul boîtier. Il pèse 3 kilogrammes et peut mesurer des débits d'équivalent de dose allant de 30 $\mu\text{Sv/h}$ à 100 mSv/h, la réponse énergétique étant de $\pm 30\%$ pour les neutrons dont l'énergie est comprise entre celle des neutrons thermiques et 10 MeV. La réponse de la sphère la plus grande est corrigée à l'aide du rapport entre les taux de comptage obtenus dans les deux sphères, qui varie de 0,15 à 0,8 pour les spectres neutroniques réels. La correction — comprise entre 1 et 30 sur cette plage — est effectuée automatiquement dans l'appareil.

Chambres d'ionisation

III.30. Au départ, les chambres d'ionisation ont été mises au point pour mesurer l'exposition aux rayons X et aux rayonnements gamma. Si l'on ajoute de l'hydrogène dans les parois et dans le gaz, elles peuvent devenir plus sensibles aux neutrons. Comme elles sont également sensibles aux photons, il faut cependant fabriquer une seconde chambre, relativement insensible aux neutrons (par exemple avec des parois en graphite et un mélange gazeux au dioxyde de carbone, ou avec des parois en aluminium et de l'argon) afin de corriger le signal pour tenir compte des rayonnements gamma qui sont systématiquement présents en cas de rayonnement neutronique. Une telle chambre d'ionisation mesure la dose absorbée qui est due aux neutrons, et non le débit d'équivalent de dose.

III.31. La réponse d'une chambre d'ionisation en fonction de la dose étant semblable pour les rayonnements gamma et pour les rayonnements neutroniques, il est impossible de distinguer clairement ces deux types de rayonnement avec une seule chambre. Une chambre d'ionisation peut cependant être utilisée lorsqu'il faut pouvoir distinguer la contribution des rayonnements gamma et la contribution des rayonnements neutroniques dans un champ de rayonnement. Il est possible de recourir à un matériau quasi équivalent tissu pour la paroi de la chambre et de remplir le détecteur d'un gaz quasi équivalent tissu. L'énergie se dépose alors de la même manière dans le détecteur et dans le tissu, quel que soit le type de rayonnement. Ces chambres d'ionisation fonctionnent en mode compteur proportionnel. La plupart de ces compteurs proportionnels équivalents tissu contiennent du gaz à faible pression et peuvent donc être utilisés pour la microdosimétrie, mais sont également utiles pour contrôler le rayonnement ambiant.

Autres appareils utilisés pour mesurer les rayonnements neutroniques

Compteurs proportionnels à protons de recul

III.32. Les compteurs proportionnels à protons de recul sont généralement recouverts de polyéthylène et remplis d'éthylène (C_2H_4) ou de cyclopropane (C_3H_6) à une pression d'environ 100 kilopascals. L'épaisseur des parois est déterminée par des calculs qui portent sur la relation entre l'énergie et le parcours des protons, afin que l'appareil respecte le principe de Bragg-Gray. Le spectre des protons de recul peut être analysé mathématiquement pour en déduire le spectre des neutrons incidents. Celui-ci peut ensuite servir à évaluer l'équivalent de dose ambiant. Ces appareils peuvent être utilisés pour des énergies comprises entre 10 keV et 1,5 MeV environ.

Compteurs proportionnels de Rossi

III.33. Des compteurs proportionnels équivalents tissu peuvent être utilisés pour mesurer le transfert linéique d'énergie de l'énergie déposée, en plus de la dose. Le transfert linéique d'énergie (TLE) peut ensuite servir à déterminer le facteur de qualité moyen Q grâce à la relation entre ce dernier et le TLE qui a été établie par la CIPR (voir par. 2.34 et réf. [3]). Ces calculs peuvent être faits par les composants électroniques de l'appareil. La dose peut ainsi être transformée en équivalent de dose individuel. Ce type d'appareil peut également être utilisé pour des mesures dans des champs de rayonnement mixtes.

Détecteurs à scintillation

III.34. De prime abord, les scintillateurs organiques offrent une méthode simple pour établir la dosimétrie et la spectrométrie des neutrons, car ils peuvent être fabriqués dans des matériaux équivalents tissu et sont peu volumineux. Ils présentent toutefois deux inconvénients majeurs. Premièrement, le rendement lumineux de la scintillation est faible, 1 à 2 keV étant généralement nécessaires pour produire un photoélectron à l'entrée d'un photomultiplicateur. Deuxièmement, ces appareils sont très sensibles aux rayons gamma. Ils ont besoin d'environ trois fois plus d'énergie pour produire un photoélectron à partir d'un proton de recul qu'à partir d'un photon gamma et de dix fois plus d'énergie pour une particule alpha. Il est cependant possible d'appliquer une discrimination de forme d'impulsion pour distinguer les événements déclenchés par les électrons et ceux qui sont déclenchés par des particules chargées plus lourdes. En outre, la relation entre l'énergie du proton de recul et l'amplitude de l'impulsion lumineuse n'est pas linéaire, mais il est possible d'en tenir compte

dans un spectromètre à neutrons lors de l'analyse mathématique. Ces limites font que la gamme d'énergies du détecteur est comprise entre 0,2 et 20 MeV environ.

Détecteurs à semi-conducteur

III.35. Les détecteurs à semi-conducteur sont normalement composés de silicium ou de germanium et ne servent pas directement à mesurer des rayonnements neutroniques. Ils peuvent cependant être utilisés dans des spectromètres à neutrons pour détecter des particules secondaires (protons, tritons, particules alpha) qui sont produites dans des feuilles de conversion en borate de lithium, en bore, en ${}^6\text{LiF}$, en polyéthylène et en polycarbonate. Ces détecteurs sont petits et sensibles — le rendement d'ionisation est par exemple environ dix fois supérieur à celui des chambres d'ionisation — et leur densité est à peu près 1 000 fois supérieure à celle du gaz contenu dans une chambre.

Appendice IV

MODÈLES BIOCINÉTIQUES POUR L'ÉVALUATION DES EXPOSITIONS INTERNES

IV.1. Les incorporations de radionucléides peuvent se produire par plusieurs voies d'exposition, à savoir l'inhalation, l'ingestion, l'injection et l'absorption cutanée (à travers une peau intacte ou une plaie). Pour les expositions professionnelles, la principale voie d'incorporation est l'inhalation. Une petite partie des matières déposées dans les voies respiratoires est toutefois transférée à la gorge par action ciliaire et est déglutie, d'où la possibilité d'une absorption dans le tube digestif. Une partie des radionucléides ingérés est absorbée par le sang. Des incorporations peuvent également se produire par ingestion directe ou, pour certains radionucléides, par absorption à travers une peau intacte. Des lésions cutanées telles que coupures ou autres plaies peuvent également entraîner des incorporations de radionucléides. Les voies d'incorporation des radionucléides, les transferts ultérieurs à l'intérieur de l'organisme et les voies d'excrétion sont représentés schématiquement à la figure 6.

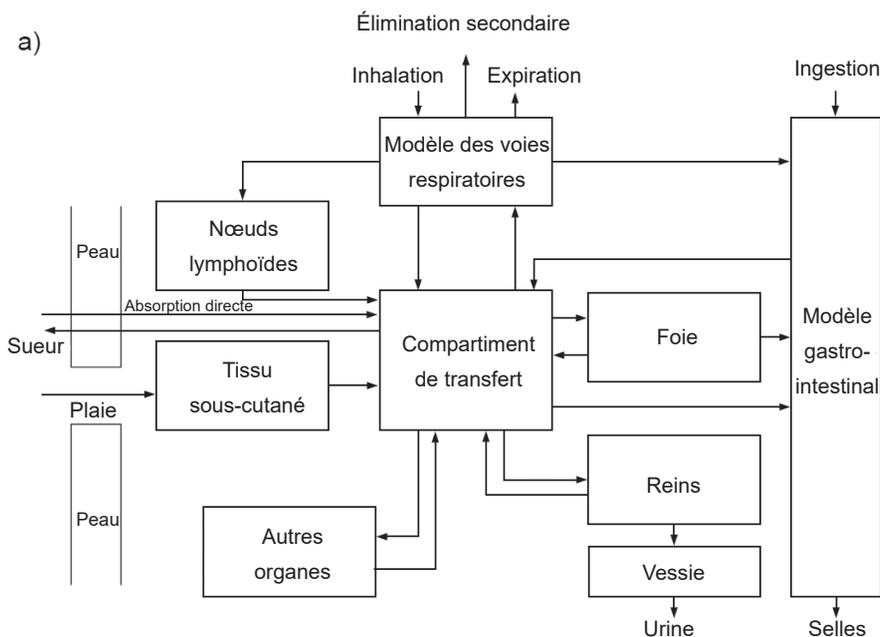


FIG. 6. Voies d'incorporation des radionucléides, transferts à l'intérieur de l'organisme et voies d'excrétion [13].

IV.2. L'incorporation, l'absorption, le transfert interne et l'excrétion peuvent être décrits à l'aide de modèles compartimentaux. La CIPR a élaboré des modèles particuliers pour les travailleurs exposés professionnellement.

IV.3. Les modèles biocinétiques de l'appareil digestif et des voies respiratoires sont utilisés pour analyser l'entrée des radionucléides dans le corps et leur transfert à l'intérieur de l'organisme. Les radionucléides sont ensuite absorbés par le sang ou éliminés. Le comportement des radionucléides absorbés par le sang est décrit à l'aide de modèles systémiques qui sont propres à chaque élément chimique et dont la complexité varie.

IV.4. Les modèles servent à calculer les coefficients de dose et à interpréter les résultats d'analyses biologiques, et peuvent être appliqués pour le contrôle réglementaire du lieu de travail. On trouvera ci-après une vue d'ensemble des modèles qui sont utilisés pour déterminer les coefficients de dose en cas d'incorporation de radionucléides. Des informations plus détaillées figurent dans les références mentionnées.

MODÈLES POUR LES DIFFÉRENTES PORTES D'ENTRÉE

Inhalation

IV.5. Le comportement des radionucléides inhalés par les travailleurs est décrit dans la référence [133], qui présente un modèle des voies respiratoires. Des conseils sur l'utilisation de ce modèle figurent dans la référence [206].

IV.6. Le modèle des voies respiratoires traite séparément le dépôt et la clairance des radionucléides. Il calcule les doses reçues par des tissus particuliers des voies respiratoires et tient compte des différences de radiosensibilité entre les tissus.

IV.7. Les voies respiratoires sont décomposées en deux tissus : voies respiratoires extrathoraciques et voies respiratoires thoraciques. Les voies respiratoires extrathoraciques se subdivisent en deux régions, l'une correspondant aux voies nasales antérieures et l'autre aux voies nasales postérieures, au pharynx et au larynx. Les régions thoraciques sont les bronches, les bronchioles et les alvéoles et l'interstitium pulmonaires (région des échanges gazeux). Le tissu lymphatique fait partie à la fois des voies respiratoires extrathoraciques et des voies respiratoires thoraciques. Les valeurs de référence des dimensions et les facteurs d'échelle sont définis dans le modèle.

IV.8. Le dépôt des particules inhalées est calculé pour chaque région des voies respiratoires, l'inhalation et l'expiration étant prises en compte. Le résultat, qui dépend de la taille des particules, des paramètres respiratoires et de la quantité de travail fournie, est supposé indépendant de la forme chimique. Les paramètres de dépôt par défaut en fonction de l'âge sont donnés pour des particules dont le diamètre aérodynamique médian en activité (DAMA) est compris entre 0,6 nanomètre et 100 micromètres.

IV.9. Pour l'inhalation de radionucléides par les travailleurs, les sujets de référence sont des personnes qui respirent normalement par le nez et exécutent des travaux légers. Par souci de simplicité, le dépôt dans les voies respiratoires et la clairance respiratoire ne sont calculés que pour l'homme adulte de référence. Un DAMA de 5 micromètres est considéré comme la taille de particule par défaut qui convient le mieux pour les radionucléides sur le lieu de travail [135], tandis qu'un DAMA d'un micromètre est utilisé comme valeur par défaut pour les personnes du public.

IV.10. On considère que la clairance respiratoire s'effectue par deux mécanismes concurrents : transport des particules (par clairance mucociliaire ou transfert vers les nœuds lymphoïdes) et absorption sanguine. La plupart des matières déposées qui ne sont pas absorbées par le sang sont transportées jusqu'au tube digestif. Les petites quantités transférées vers les nœuds lymphoïdes continuent d'être absorbées par les liquides organiques au même rythme que dans les voies respiratoires.

IV.11. Le modèle des voies respiratoires range les gaz et les vapeurs dans l'une des trois classes de solubilité et de réactivité par défaut, en fonction de la manière dont le dépôt s'effectue initialement dans les voies respiratoires. La rétention ultérieure dans les voies respiratoires et l'absorption par les liquides organiques sont déterminées par les propriétés chimiques du gaz ou de la vapeur concernés.

IV.12. Le modèle des voies respiratoires a été utilisé pour calculer les coefficients de dose en cas d'inhalation de radionucléides par des travailleurs qui figurent dans la référence [130] et dans le tableau III.2A de la publication GSR Part 3 [2], ainsi que pour établir les fonctions applicables au dosage biologique qui sont présentées dans la référence [13].

IV.13. La CIPR a récemment élaboré une version révisée du modèle des voies respiratoires [16]. Dans cette version, des simplifications et des modifications ont été apportées concernant la structure du modèle et les valeurs des paramètres, mais les caractéristiques fondamentales du modèle restent inchangées. Ces

modifications s'expliquent principalement par l'expérience acquise avec l'application du modèle et par de nouvelles évaluations des jeux de données expérimentales existants. De nouveaux coefficients de dose et de nouvelles fonctions applicables au dosage biologique pour les travailleurs, établis à partir du modèle révisé, sont présentés dans la référence [16].

Ingestion

IV.14. Le comportement des radionucléides ingérés par les travailleurs est décrit dans la référence [207] sous forme de modèle du tube digestif à quatre compartiments, qui représentent l'estomac, l'intestin grêle, le gros intestin supérieur et le gros intestin inférieur. Les temps de séjour moyens dans les quatre compartiments s'élèvent respectivement à 1 heure, 4 heures, 13 heures et 24 heures. L'absorption sanguine, qui s'effectue dans l'intestin grêle, est déterminée par des facteurs d'absorption partielle (f_i).

IV.15. Le modèle du tube digestif a été utilisé pour calculer les coefficients de dose en cas d'ingestion de radionucléides par des travailleurs qui figurent dans la référence [130] et dans le tableau III.2A de la publication GSR Part 3 [2], ainsi que pour interpréter les résultats d'analyses biologiques qui sont présentés dans la référence [13].

IV.16. Un nouveau modèle pour le comportement des radionucléides ingérés, le modèle de l'appareil digestif, a été élaboré ; il est décrit dans la référence [208]. Ce modèle porte sur un plus grand nombre de régions, à savoir la cavité buccale, l'œsophage, l'estomac, l'intestin grêle, le côlon droit, le côlon gauche et la charnière rectosigmoïdienne, et tient compte de l'absorption d'un élément et de ses radio-isotopes par le sang dans plusieurs parties de l'appareil digestif. L'absorption totale des radionucléides ingérés est représentée par le symbole f_A . Néanmoins, l'hypothèse générale, qui est valable pour presque tous les radionucléides, est que l'absorption a lieu exclusivement dans l'intestin grêle (c'est-à-dire que f_A est égal à l'absorption des radionucléides ingérés dans l'intestin grêle). D'autre part, la structure du modèle permet de tenir compte de la rétention des radionucléides ingérés dans les tissus muqueux des parois du tube digestif et dans les dents.

IV.17. À partir de ce nouveau modèle de l'appareil digestif, de nouveaux coefficients de dose et de nouvelles recommandations pour l'interprétation des résultats d'analyses biologiques ont été publiés récemment par la CIPR [16].

Pénétration par les plaies

IV.18. La plus grande partie des matières radioactives peut être retenue à l'endroit de la plaie, mais les matières solubles peuvent être transférées au sang et donc aux autres parties de l'organisme. Les matières insolubles seront lentement transférées vers les tissus lymphatiques locaux, où elles se dissoudront progressivement et pénétreront finalement dans le sang. Une proportion variable des matières insolubles peut être retenue à l'endroit de la plaie ou dans les tissus lymphatiques jusqu'à la mort de la personne. Si une particule pénètre directement dans le sang, elle se dépose principalement dans les phagocytes du foie, de la rate et de la moelle osseuse.

IV.19. S'agissant des radionucléides insolubles qui sont retenus à l'endroit de la plaie, les tissus les plus exposés sont ceux qui se trouvent autour de la plaie. Après avoir consulté le médecin du travail, il faudrait envisager d'exciser les tissus locaux contaminés. À cette fin, il faudrait déterminer avec précision la différence de contamination en fonction de la profondeur à l'endroit de la plaie. La dose absorbée à l'endroit de la plaie et dans les nœuds lymphoïdes locaux peut être évaluée à partir de l'activité restante après excision, des caractéristiques des radionucléides concernés, de la masse tissulaire irradiée et de la durée écoulée depuis l'exposition. Si les matières sont solubles, elles peuvent être transférées de la plaie vers le sang à une vitesse qui dépend de leur solubilité. Dans la plupart des cas, la répartition de ces composés solubles est semblable à celle des matières qui pénètrent dans le sang par les poumons ou par le tube digestif, mais il peut y avoir des exceptions pour certaines formes chimiques de radionucléides qui pénètrent directement dans le sang.

IV.20. Des coefficients de dose pour l'incorporation des radionucléides à travers les plaies ont été calculés pour 38 radionucléides [209] à l'aide d'un modèle de plaie [210] et de modèles systémiques qui sont utilisés pour déterminer les coefficients de dose applicables aux travailleurs [130].

Pénétration par la peau intacte

IV.21. Certaines matières radioactives, tels les composés marqués au tritium, les composés carbonés organiques ou les composés d'iode, peuvent traverser une peau intacte. Une petite partie de ces matières pénètre alors dans le sang, mais il n'existe pas de modèle général pour l'évaluation des doses, et des modèles spécifiques doivent être élaborés [211]. Par exemple, le comportement des composés organiques tritiés après absorption directe par la peau est sensiblement différent de leur comportement après inhalation ou ingestion. Pour

la contamination de la peau, il faudrait prendre en compte la dose équivalente reçue par la surface de peau contaminée, ainsi que la dose efficace.

MODÈLES SYSTÉMIQUES POUR LES RADIONUCLÉIDES

IV.22. Un modèle biocinétique systémique décrit la répartition et la rétention d'un radionucléide dans l'organisme en fonction du temps après qu'il a atteint le système circulatoire général, ainsi que son excrétion. Les modèles biocinétiques systémiques qui étaient utilisés dans la référence [207] avaient une structure relativement simple : ils prévoyaient que les matières pouvaient être transférées du système circulatoire général à certains tissus ou organes, puis étaient directement excrétées. Dans les références [212] à [215], des modèles physiologiques par âge ont été élaborés pour certains radionucléides. Ces modèles prévoient que les radionucléides déposés peuvent être recyclés et envisagent les voies d'excrétion de manière plus réaliste.

IV.23. Les modèles biocinétiques systémiques dont il est question au paragraphe précédent et le modèle des voies respiratoires ont été utilisés pour calculer les coefficients de dose relatifs à l'ingestion de radionucléides par des travailleurs qui figurent dans la référence [130] et dans le tableau III.2A de la publication GSR Part 3 [2], ainsi que pour interpréter les résultats d'analyses biologiques qui sont présentés dans la référence [13].

IV.24. Depuis cette période, les modèles biocinétiques systémiques ont encore évolué [16], ce qui a permis la définition de structures de modèles plus réalistes que celles qui sont décrites dans les précédentes publications de la CIPR. Une modélisation conforme à la physiologie a été appliquée plus largement et, dans certains cas, la structure du modèle a été légèrement modifiée. En outre, la méthode de modélisation des descendants radioactifs a été revue. Jusqu'alors, l'hypothèse générale était que les descendants avaient le même comportement biocinétique que leur parent, sauf les descendants qui sont des isotopes du plomb, du radium ou du thorium, l'iode dont le père nucléaire est le tellure et les isotopes de gaz rares qui appartiennent à diverses familles radioactives. Dans les modèles révisés, la biocinétique systémique qui est appliquée n'est pas la même pour le parent et ses descendants. Ces modèles biocinétiques systémiques révisés ont été utilisés pour établir de nouveaux coefficients de dose et de nouvelles recommandations pour l'interprétation des résultats d'analyses biologiques, et ont été récemment publiés par la CIPR [16].

Appendice V

MÉTHODES DE CONTRÔLE RADIOLOGIQUE INDIVIDUEL DE LA CONTAMINATION INTERNE

MÉTHODES DIRECTES

V.1. La mesure directe de la répartition et de la quantité totale d'un ou plusieurs radionucléides incorporés est possible lorsque ces derniers émettent des rayonnements pénétrants (normalement des rayons X ou gamma et, dans des cas particuliers, un rayonnement de freinage) d'une énergie et d'un rendement suffisants pour être détectables à l'extérieur du corps. Dans la plupart des techniques de comptage *in vivo*, des détecteurs de photons sont placés à des endroits précis autour du corps, un blindage au moins partiel protégeant généralement le détecteur ou le sujet afin d'atténuer les signaux parasites qui sont émis par les sources externes situées à proximité. Les anthroporadiomètres qui permettent de mesurer les rayonnements de faible intensité sont placés dans des compteurs blindés.

V.2. L'interprétation des mesures directes sur le plan de l'incorporation et de l'évaluation de la dose efficace engagée repose généralement sur la modélisation biocinétique de la répartition et de la rétention des radionucléides incorporés, ainsi que sur la modélisation biophysique des dépôts d'énergie. Ces deux aspects peuvent sensiblement varier dans le temps et en fonction des individus.

Considérations géométriques pour les mesures

V.3. Différents agencements de détecteurs ont été mis au point pour répondre à des objectifs précis. Pour les radionucléides qui sont répartis dans tout l'organisme, le comptage du corps entier ou d'une grande partie de celui-ci permet d'obtenir la meilleure sensibilité. L'anthroporadiométrie du corps entier est effectuée dans une configuration statique, à l'aide d'un ou plusieurs détecteurs, ou par balayage — on fait bouger le sujet par rapport à des détecteurs statiques ou on déplace les détecteurs autour d'un sujet statique. Dans une configuration statique, on utilise généralement une rangée de détecteurs répartis le long d'un sujet debout ou allongé sur le dos, ou un seul détecteur orienté vers le centre du sujet, lequel est installé sur une chaise inclinée ou un cadre incurvé. Des exemples de configurations spatiales pour le comptage sont représentés à la figure 7.

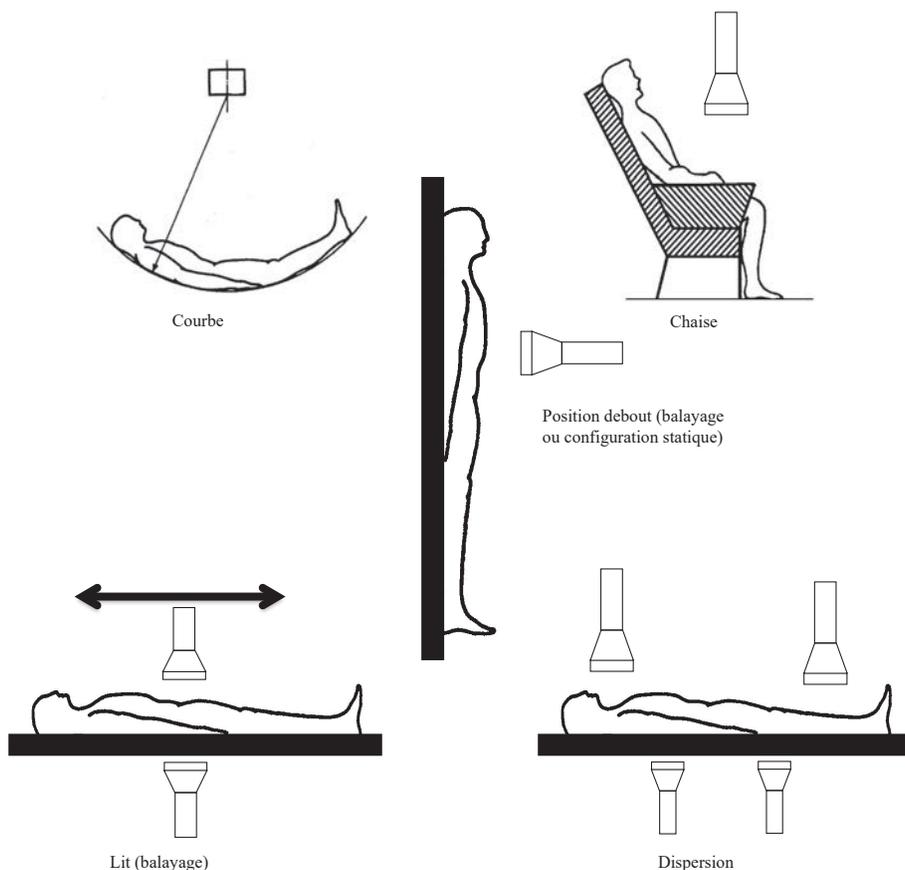


FIG. 7. Différentes configurations utilisées pour l'anthroporadiométrie.

V.4. Pour les autres radionucléides qui sont, au moins temporairement, concentrés dans des tissus ou organes particuliers du corps, il faudrait procéder à un contrôle radiologique de certaines parties du corps. À titre d'exemple, on peut citer l'iode radioactif, qui est absorbé par la thyroïde, et les particules radioactives inhalées, qui sont retenues dans les poumons. Pour les radionucléides ostéotropes qui émettent des photons de faible énergie, tels l'américium 241 et les isotopes du plutonium et de l'uranium, il faudrait procéder à des mesures sur les os qui sont entourés d'une fine couche de tissus, comme le genou ou le crâne [216, 217].

V.5. Il faudrait également effectuer un contrôle radiologique localisé lorsque l'incorporation se fait par une plaie ou lorsqu'il y a d'autres raisons de déterminer la répartition des radionucléides dans l'organisme. Il est peu probable que l'anthroporadiométrie ne permette pas de détecter une part importante d'une

activité localisée, mais cette technique peut ne pas donner une estimation exacte de la valeur de l'activité ou de bonnes informations sur sa distribution spatiale. L'utilisation de fantômes et leurs limites sont présentées dans la référence [218].

V.6. Dans tous les cas, il faudrait comparer le signal mesuré provenant du sujet et celui qui est obtenu dans les mêmes conditions à partir d'un fantôme anthropomorphe ou d'un autre substitut qui contient des quantités connues du radionucléide en question. La répartition du radionucléide dans le fantôme d'étalonnage devrait coïncider autant que possible avec celle qui est attendue pour le sujet humain, même si certaines techniques de mesure sont plus sensibles que d'autres à cette répartition. Les dispositifs de contrôle radiologique *in vivo* peuvent également être caractérisés et étalonnés à l'aide de techniques de Monte-Carlo qui ont été spécialement mises au point à cette fin [219, 220].

Méthodes de détection

V.7. Divers dispositifs de détection sont utilisés à différentes fins. Des cristaux inorganiques de substances ayant un numéro atomique élevé, généralement de l'iodure de sodium dopé au thallium [NaI(Tl)], sont couramment utilisés pour détecter les photons de haute énergie (au-dessus de 100 keV), par exemple ceux qui sont émis par de nombreux produits de fission ou d'activation. Les scintillations produites par l'interaction du cristal avec les photons de haute énergie sont détectées par des photomultiplicateurs. Ces derniers génèrent des impulsions électriques qui sont traitées pour obtenir un spectre qui est conforme à celui du rayonnement absorbé par le cristal.

V.8. Le système de mesure qui est décrit au paragraphe précédent présente la meilleure sensibilité possible pour la quantification de la radioactivité dans l'organisme. La résolution en énergie des détecteurs est toutefois limitée, si bien que, même avec des techniques de déconvolution, il peut être impossible de déterminer quels radionucléides ont donné naissance à un spectre complexe, tel celui qui est créé par un mélange de produits de fission récents ou qui apparaît lorsque le rayonnement de fond varie, par exemple celui qui est produit par le radon et ses produits de filiation.

V.9. Les détecteurs à semi-conducteur présentent des avantages majeurs sur le plan de la résolution en énergie et permettent ainsi de reconnaître sans ambiguïté les radionucléides contenus dans un mélange, mais ils sont peu pratiques, car ils doivent être refroidis à la température de l'azote liquide. Les détecteurs au germanium de haute pureté peuvent tolérer des cycles à température ambiante et ne doivent être refroidis que lorsqu'ils fonctionnent. Les cryostats à

refroidissement électrique ou les refroidisseurs mécaniques permettent de faire fonctionner les détecteurs au germanium sans azote liquide. Le rendement de ces détecteurs est plus faible que celui des cristaux inorganiques et d'autres scintillateurs, mais cette limite est largement compensée par le fait que le signal de fond est plus faible et que la résolution en énergie est meilleure.

V.10. Les photons de faible énergie, par exemple ceux qui sont émis par le plutonium 239 (13-20 keV) et l'américium 241 (60 keV), peuvent être détectés à l'aide de cristaux de NaI(Tl), qui présentent une efficacité de détection semblable à celle des cristaux plus gros, mais avec un bruit de fond beaucoup plus faible. L'ajout d'un second cristal, généralement de l'iodure de césium dopé au thallium [CsI(Tl)], comme détecteur à anticoincidence, améliore la sensibilité de détection en supprimant la contribution des photons de haute énergie. Un tel appareil, généralement appelé détecteur phoswich (pour *phosphor sandwich*), peut abaisser de plus de 10 fois la limite de détection pour ce type de photons. Des détecteurs plans au germanium de haute pureté installés en série sont de plus en plus utilisés pour la détection des photons de faible énergie, en raison de leur forte résolution et de leur faible bruit de fond. Pour le comptage des photons de faible énergie (effectué par exemple à l'aide de détecteurs phoswich ou de détecteurs au germanium de haute pureté), il faudrait tenir compte de l'épaisseur des tissus sous-jacents pour le calcul de l'efficacité de détection.

V.11. Les détecteurs à semi-conducteur miniatures, en particulier ceux qui contiennent du tellure de cadmium (CdTe) actif à température ambiante, sont de plus en plus accessibles. La sensibilité des détecteurs au tellure de cadmium est élevée pour la détection des photons de faible énergie. En raison de leur petite taille (environ 10 mm de diamètre et 2 mm d'épaisseur), ils sont parfaitement adaptés au contrôle radiologique des plaies localisées. Ils ont d'autres avantages : il n'est pas nécessaire de confiner un travailleur dans une enceinte blindée et il est possible d'évaluer rapidement le résultat d'une excision. Ces petits détecteurs ne sont toutefois pas adaptés pour l'identification et la quantification des radionucléides par spectrométrie.

V.12. Pour une installation moderne de contrôle radiologique *in vivo*, il faudrait généralement mettre en place divers dispositifs de détection, choisis en fonction des radionucléides susceptibles d'être rencontrés.

Procédures de mesure

V.13. Les sujets sur lesquels des mesures directes sont effectuées devraient être exempts de toute contamination de surface et porter des vêtements propres,

par exemple des vêtements en papier jetables. Les effets personnels tels que bijoux, montres ou lunettes devraient être enlevés. Ces précautions contribuent à éviter de fausses détections d'activité interne et à empêcher tout transfert de contamination au compteur. Dans la mesure du possible, les individus devraient se trouver dans une position de comptage définie afin que les mesures en série soient reproductibles et pour faciliter la comparaison avec les résultats de l'étalonnage. Dans certains cas, le sujet devra rester immobile pendant une heure au maximum afin d'obtenir une précision de mesure satisfaisante. Des moyens de communication devraient être mis à la disposition des sujets qui se trouvent dans des enceintes blindées, surtout lorsque la mesure s'effectue sur une longue durée.

V.14. Le bruit de fond mesuré par un détecteur provient généralement de quatre sources :

- a) rayonnement de fond ambiant émis par des sources naturelles, comme le rayonnement cosmique ou le rayonnement émis par le radon et par ses produits de filiation ;
- b) rayonnement de fond résultant de l'activité du blindage et des autres pièces ;
- c) rayonnement résultant de la radioactivité naturelle du sujet ;
- d) rayonnement diffusé dans le détecteur du fait des interactions entre le sujet et le rayonnement ambiant.

V.15. Pour les compteurs à scintillation (cristaux de NaI(Tl) ou détecteurs phoswich), le bruit de fond du dispositif de détection devrait être déterminé à l'aide d'un fantôme approprié qui soit aussi semblable que possible au sujet sur lequel la mesure doit être effectuée et qui soit placé dans une position de comptage définie. Le bruit de fond peut être considérablement réduit par une bonne conception et un blindage adéquat de l'enceinte (aménagement d'une pièce aux murs en acier) dans laquelle le sujet est placé pour la mesure de son niveau de contamination interne. S'agissant de l'anthroporadiométrie, le bruit de fond déterminé à l'aide de sujets non contaminés qui sont de même sexe, de même taille et de même poids permet d'obtenir de meilleurs résultats. Il n'est toutefois pas possible de trouver une correspondance parfaite et des paramètres comme la teneur en potassium 40 ne peuvent être contrôlés. De meilleurs résultats peuvent donc être obtenus à l'aide de groupes témoins ou par des mesures faites sur l'individu lui-même avant qu'il ne commence à travailler. Le bruit de fond devrait être déterminé à des moments aussi proches que possible du moment où la mesure est effectuée sur le sujet, de préférence juste avant et juste après cette mesure. Lorsque des détecteurs à semi-conducteurs sont utilisés, il n'est pas nécessaire de déterminer le bruit de fond à l'aide de fantômes appropriés.

MÉTHODES INDIRECTES

V.16. Le contrôle radiologique indirect consiste à mesurer les concentrations d'activité dans du matériel biologique séparé du corps — généralement l'urine, les selles, l'haleine ou le sang — ou dans des échantillons physiques prélevés dans l'environnement, par exemple des échantillons d'air ou des échantillons prélevés sur des surfaces contaminées.

V.17. Les méthodes indirectes devraient être utilisées pour les radionucléides qui n'émettent pratiquement pas de rayonnements très pénétrants. Pour d'autres radionucléides, par exemple ceux qui n'émettent que des photons de faible énergie ou qui sont principalement éliminés par excrétion, le manque de sensibilité et les incertitudes des mesures de contrôle radiologique directes peuvent être tels qu'une méthode indirecte peut donner une estimation plus fiable de l'incorporation. Dans d'autres cas, les méthodes indirectes peuvent être suffisamment précises et plus faciles à mettre en œuvre qu'un contrôle radiologique direct.

V.18. Des informations sur les techniques de mesure biologiques les plus adaptées pour tous les radionucléides importants pour l'exposition professionnelle figurent dans la référence [13]. Elles ont été mises à jour récemment [16].

Échantillons biologiques

V.19. Les échantillons biologiques les plus couramment prélevés pour l'estimation des incorporations sont l'urine et les selles, mais l'haleine, le sang et d'autres types d'échantillons sont utilisés dans des cas particuliers. Ainsi, la mesure de l'activité d'un prélèvement obtenu par mouchage ou par écouvillonnage nasal donne une première estimation de l'identité et de l'activité relative des radionucléides présents dans un mélange inhalé. En pareil cas, la relation entre la concentration d'activité dans l'échantillon et l'incorporation est toutefois si aléatoire que ces chiffres ne peuvent donner qu'une indication approximative de l'ampleur de l'incorporation.

V.20. Le choix du type de prélèvement biologique dépend non seulement de la principale voie d'excrétion, telle qu'elle est déterminée par la forme physico-chimique des radionucléides incorporés et par le modèle biocinétique des éléments concernés, mais aussi de facteurs comme la facilité à recueillir les échantillons, à les analyser et à interpréter les résultats obtenus. Les échantillons d'urine sont relativement faciles à prélever et à analyser. Ils donnent généralement des informations sur l'incorporation des formes chimiques des radionucléides qui

sont rapidement transférés au sang. En revanche, l'incorporation de substances insolubles est généralement évaluée à partir d'échantillons fécaux.

Urine

V.21. Une fois que les radionucléides ont pénétré dans le sang et dans le système circulatoire général, la clairance se fait généralement par l'urine. Celle-ci contient des déchets et d'autres substances, notamment de l'eau, qui sont issus de la filtration du sang par les reins et qui s'accumulent dans la vessie pendant plusieurs heures ou plus avant l'évacuation. En raison de ce mélange de substances dans la vessie, l'activité des radionucléides présents dans les échantillons d'urine prélevés juste après une incorporation aiguë devrait être interprétée avec prudence. Le sujet devrait uriner après l'incorporation, puis le deuxième prélèvement et les prélèvements suivants devraient être effectués. Tous les échantillons devraient être analysés.

V.22. Après quelques jours, les échantillons d'urine de 24 heures sont généralement le meilleur moyen d'évaluer une incorporation. Si l'on ne dispose pas d'échantillons sur 24 heures, l'excrétion totale peut être estimée au moyen d'une normalisation effectuée grâce à la teneur en créatinine, à la durée séparant deux prélèvements, au volume et à la densité [221, 222]. La référence [223] explique que les méthodes fondées sur la créatinine et la normalisation de la densité ne permettent pas d'obtenir des résultats plus fiables que ceux qui sont obtenus par normalisation temporelle ou volumique, et que ces méthodes supposent des mesures (et des frais) supplémentaires pour les laboratoires concernés.

V.23. Pour le contrôle radiologique de routine qui concerne des radionucléides dont l'excrétion commence rapidement, il faudrait prendre en compte la date de prélèvement des échantillons, car il peut y avoir des différences importantes entre des échantillons prélevés avant et après des périodes sans exposition, même lorsque celles-ci sont de courte durée.

V.24. S'agissant des incorporations d'eau tritiée, la teneur en tritium dans l'urine est la même que dans l'eau corporelle et peut être utilisée pour évaluer la concentration de ce radionucléide et le débit de dose dans l'organisme sans recourir à un modèle d'excrétion. Une méthode d'évaluation de la dose pour les incorporations d'eau tritiée est décrite dans l'annexe VI de la référence [224].

Selles

V.25. Les échantillons fécaux contiennent de l'eau, des débris cellulaires provenant de la paroi du tube digestif, des déchets non absorbés qui arrivent par le tube digestif, qui comprennent des substances insolubles éliminées des poumons, et des produits métaboliques qui sont éliminés du foie par la bile. La masse et la composition des selles peuvent être très variables et dépendent fortement du régime alimentaire. Les taux d'excrétion fécale quotidienne de radionucléides ne peuvent donc être estimés de manière fiable qu'à partir de toutes les selles recueillies pendant trois ou quatre jours. Dans la plupart des cas, les échantillons individuels ne devraient être utilisés qu'à des fins de dépistage.

V.26. Pour le contrôle radiologique de travailleurs exposés chroniquement à des radionucléides à longue période, les échantillons fécaux devraient si possible être recueillis après un congé (au moins dix jours d'absence) et avant le retour dans l'environnement de travail. De telles précautions permettent de faire la distinction entre la part des radionucléides inhalés qui sont rapidement évacués par le tube digestif et la clairance retardée, qui concerne l'activité systémique et les formes insolubles des radionucléides déposés dans les poumons pour une longue durée.

Haleine

V.27. L'haleine n'est une voie importante d'excrétion que pour les quelques substances qui sont expirées directement ou qui sont métabolisées en gaz ou en liquides volatils. Dans ces cas de figure, les échantillons d'air expiré peuvent cependant offrir un bon moyen de mesurer l'activité d'excreta qui n'ont pas été exposés à la plupart des autres sources de contamination.

V.28. La mesure du radon 220 dans l'haleine a été utilisée dans plusieurs pays pour déterminer les incorporations de thorium chez des travailleurs qui participent à l'extraction et au traitement des minerais contenant du thorium [225-230]. Le radon 220 contenu dans l'air expiré sert à mesurer le radium 224 et donc le thorium 232 présent dans les poumons. L'activité du radon 220 expiré est convertie en activité de son parent s'échappant librement (le radium 224) qui expliquerait la concentration de radon 220 mesurée dans la bouche du sujet. Cette méthode permet de détecter de faibles concentrations de thorium inhalé dans l'organisme pour un coût modeste et avec du matériel portatif. Deux méthodes de base pour la mesure de la concentration de radon 220 dans l'haleine ont été exposées :

- a) La première méthode, qui est par exemple décrite dans les références [225] et [229], repose sur un dispositif à « double filtre ». L'air expiré est recueilli dans un cylindre qui est muni d'un filtre aux deux extrémités. Le radon 220 qui est expiré se désintègre pendant le transit et ses produits de filiation sont recueillis sur le filtre de sortie. Après cinq heures d'attente pour laisser à ces produits le temps de se désintégrer, l'activité alpha du filtre est mesurée par comptage alpha.
- b) La seconde méthode, qui est par exemple décrite dans les références [227] et [231], repose sur la collecte électrostatique du descendant radioactif du radon 220 (le plomb 212), dont 85 % à 88 % sont chargés positivement, sur un disque en mylar chargé négativement. Une fois la collecte effectuée, le nombre de désintégrations alpha est compté à l'aide d'un spectromètre alpha permettant de mesurer de faibles activités [228].

V.29. L'un des inconvénients de ces méthodes est que les mesures doivent être faites après que tous les travaux donnant lieu à une exposition au thorium après l'incorporation ont été interrompus, afin de tenir compte de la clairance qui concerne l'activité dans les voies respiratoires supérieures et de la présence possible de produits de filiation à vie courte du radon 220. L'interruption devrait durer au moins 12 heures et de préférence 72 heures, afin que sept périodes du plomb 212 puissent s'écouler.

V.30. Un autre inconvénient, plus grave, est que ces mesures supposent une connaissance de la relation qui existe entre le radon 220 expiré, transformé en activité équivalente du radium 224 dans la bouche, et la charge pulmonaire en thorium. Cette relation, appelée taux d'émanation du radon 220, semble dépendre de la nature de la contamination par le thorium. Les mesures devraient être étalonnées par rapport à des mesures *in vivo* de la charge pulmonaire en thorium [232]. La procédure d'étalonnage suppose qu'il existe des travailleurs dont la charge pulmonaire en thorium est suffisamment élevée pour être détectée par comptage gamma *in vivo*. Les estimations du taux d'émanation du radon 220 varient considérablement (de 3,7 % à 20 %) [225, 229, 230, 233-237]. Du fait de cet écart important et de l'incertitude correspondante, la mesure de la concentration de radon 220 dans l'haleine présente un intérêt limité pour l'évaluation régulière de la dose.

Sang

V.31. Les échantillons de sang constituent la source la plus directe pour l'estimation des concentrations de radionucléides présents dans le système circulatoire général, mais sont rarement recueillis en raison des contraintes

médicales relatives aux prélèvements. Des études sur la concentration de thorium dans le sang de travailleurs de carrières de sables à minéraux lourds en Australie-Occidentale et de travailleurs d'une centrale au thorium sont présentées respectivement dans les références [238] et [239]. À quelques rares exceptions près (comme la détection d'eau tritiée diluée, de fer 59 et de chrome 51 dans des érythrocytes marqués), les prélèvements sanguins ne donnent cependant que très peu d'informations sur l'activité systémique totale après une incorporation. Cette situation s'explique par la rapidité de la clairance sanguine et par les dépôts dans les tissus et les organes.

Mouchage

V.32. Le mouchage et l'écouvillonnage nasal ne devraient pas être utilisés pour évaluer une incorporation, mais peuvent être très utiles pour le contrôle radiologique lié à une tâche et le contrôle radiologique spécial, afin de déterminer quels sont les composants présents dans un mélange de radionucléides. Ils peuvent également servir à montrer que des prélèvements et des analyses supplémentaires sont nécessaires, surtout lorsqu'une exposition due à des émetteurs alpha comme les actinides a peut-être eu lieu.

Échantillons tissulaires

V.33. Pour des dépôts localisés de radionucléides qui présentent une grande radiotoxicité (transuraniens, par exemple) dans une plaie, il est généralement souhaitable, sous réserve d'un avis médical, d'exciser les parties contaminées peu de temps après l'incorporation. L'analyse radiochimique du tissu excisé par des méthodes destructives ou non destructives peut donner des informations sur les radionucléides présents et sur leur concentration relative, peut faciliter l'évaluation de l'absorption sanguine et peut contribuer à déterminer les actions à engager.

V.34. D'autres échantillons biologiques (cheveux ou dents, par exemple) peuvent servir à évaluer des incorporations, mais, en général, ils ne peuvent pas être utilisés pour évaluer une dose.

Échantillons d'air

V.35. Pour les composés qui se dispersent rapidement dans l'air, tels les vapeurs et les gaz radioactifs ($^{14}\text{CO}_2$ et eau tritiée, par exemple), les prélèvements effectués par des échantillonneurs d'air fixes peuvent donner une assez bonne idée des radionucléides qui ont été inhalés, surtout dans les petites pièces. Des

échantillonneurs d'air fixes peuvent être installés sur le lieu de travail ; leur débit d'échantillonnage est relativement élevé (généralement environ 20 L/mn). Pour d'autres sources, telles les particules remises en suspension, les échantillons de ce type peuvent cependant conduire à des estimations de l'activité des substances inhalées au moins 10 fois supérieures ou inférieures à la réalité, en fonction des positions relatives de la source, de l'échantillonneur et du travailleur.

V.36. Des échantillons plus représentatifs peuvent être recueillis par des échantillonneurs d'air individuels, appareils à piles qui sont portés par le travailleur et qui prélèvent des échantillons dans sa zone de respiration à un rythme relativement lent (généralement 2 L/mn). Toutefois, même ces échantillons peuvent conduire à une surestimation ou à une sous-estimation des incorporations, en fonction des hypothèses retenues concernant la taille des particules de l'aérosol et le rythme respiratoire.

V.37. Dans les deux types d'échantillonnage, les radionucléides présents dans l'air qui passe sont recueillis par une matière filtrante. Cette matière est en partie adaptée à la substance radioactive concernée. Ainsi, des particules peuvent être capturées sur filtres à fibres grossières, tandis que les lits de charbon actif sont utilisés pour prélever des échantillons de gaz radon et de vapeur d'iode. L'eau tritiée peut être recueillie dans un pot de condensation.

Poussière en suspension dans l'air

V.38. Le rendement d'échantillonnage de l'échantillonneur d'air devrait être pris en compte pour l'évaluation de l'exposition interne. Ce type d'appareil est conçu pour respecter une convention d'échantillonnage pour une certaine taille de particule. Cette convention reprend les règles d'échantillonnage applicables à l'hygiène du travail et porte sur les fractions des particules totales en suspension dans l'air qui sont prélevées. D'après cette convention, il existe trois fractions de poussière qui peuvent être échantillonnées :

- a) La fraction inhalable est la fraction des particules totales en suspension dans l'air qui pénètrent dans l'organisme par le nez ou par la bouche pendant la respiration. Elle comprend les particules dont le diamètre est inférieur à 100 μm environ.
- b) La fraction thoracique est la partie de la fraction inhalable qui peut pénétrer dans la région trachéoalvéolaire des poumons. Elle comprend les particules dont le diamètre est inférieur à 30 μm environ.
- c) La fraction respirable est la partie de la fraction inhalable qui pénètre dans la zone alvéolaire des poumons, y compris les bronchioles respiratoires et

les conduits et les saccules alvéolaires. Elle comprend les particules dont le diamètre est inférieur à 10 µm environ.

V.39. Dans les lieux de travail où de la poussière en suspension dans l'air qui contient des radionucléides de la famille de l'uranium 238 et du thorium 232 provoque une exposition, les considérations suivantes s'appliquent au matériel et aux techniques d'échantillonnage de l'air :

- a) Les échantillonneurs d'air sous-estiment généralement la concentration d'activité dans l'air et donc l'activité inhalée. L'ampleur de la sous-estimation dépend du DAMA et de l'écart type géométrique de l'aérosol ambiant, de la concentration de poussière dans l'air et du type d'échantillonneur utilisé [103]. Un facteur de correction peut être introduit afin de réduire au minimum la sous-estimation. Pour un DAMA de 5 micromètres et un écart type géométrique de 2,5 (valeurs par défaut recommandées dans la référence [133] pour les lieux de travail pour lesquels les valeurs réelles ne sont pas connues), ce facteur s'élève à 1,18 pour les échantillonneurs de la fraction inhalable, 1,41 pour les échantillonneurs de la fraction thoracique et 2,5 pour les échantillonneurs de la fraction respirable [103]. L'utilisation du facteur de correction approprié ne supprime cependant pas toutes les incertitudes. En effet, le DAMA et l'écart type géométrique varient en fonction de l'emplacement, de la durée et des circonstances de la production de poussière, et ne peuvent donc jamais être connus avec précision.
- b) La répartition granulométrique des particules de l'aérosol a également un effet notable sur le coefficient de dose, ce qui rajoute une source d'incertitude lorsque l'on évalue la dose efficace qui est due à l'inhalation de particules. L'influence du DAMA sur le coefficient de dose est particulièrement forte pour les particules dont le type d'absorption pulmonaire est S. Lorsque l'on évalue la dose efficace, il faudrait choisir un échantillonneur dont le rendement d'échantillonnage est aussi proche que possible de la relation entre le DAMA et les coefficients de dose appropriés [103].
- c) La connaissance du type d'absorption pulmonaire devrait être utilisée pour déterminer non seulement le coefficient de dose le plus approprié, mais aussi le type d'échantillonneur permettant de réduire au minimum le biais possible qui découle de la connaissance incomplète de la répartition granulométrique des particules [103].
- d) Le type d'échantillonnage qui permet de réduire au minimum le biais possible pour l'évaluation de la dose efficace est l'échantillonnage de la fraction inhalable pour les particules dont le type d'absorption pulmonaire est F et l'échantillonnage de la fraction thoracique pour les particules dont le type d'absorption pulmonaire est M ou S [103]. Ces dernières sont

souvent présentes dans de nombreux secteurs qui exploitent des matières radioactives naturelles. Pour l'instant, les échantillonneurs de la fraction thoracique ne sont cependant pas aussi répandus que les échantillonneurs de la fraction inhalable, et ne conviennent souvent pas pour le comptage alpha, car les particules de poussière sont recueillies sur des filtres en mousse et non sur des filtres plats.

- e) L'activité alpha des substances inhalées par les travailleurs peut être sous-estimée en cas d'autoabsorption importante des particules alpha dans de grosses particules ou dans des structures à plusieurs couches ou des agglomérats de particules plus petites qui se sont déposées sur le filtre. En pareille situation, il faut limiter la concentration de poussière sur les filtres. Il existe différents types de matières filtrantes et de cassettes porte-filtre. Lorsque la concentration de poussière est relativement faible (1 à 2 mg/m³) et que l'échantillonnage est effectué sur une période de quatre à six heures, il est peu probable que le choix de la matière filtrante et de la cassette soit déterminant. En revanche, lorsque la concentration de poussière est relativement élevée (supérieure à 3 mg/m³ environ) et que l'échantillonnage est effectué sur une durée de huit heures ou plus, le choix du matériel exige un examen plus approfondi. Pour certains types de matières filtrantes, comme le polychlorure de vinyle, une partie de l'échantillon peut être perdue parce que la poussière n'adhère pas complètement à la surface. Pour certains types de cassettes, la poussière peut adhérer à la paroi intérieure, ce qui impose de l'enlever par lavage et de l'ajouter aux substances déposées sur le filtre avant analyse [25].
- f) Pour les émetteurs alpha, un temps d'attente entre le prélèvement et le comptage peut être nécessaire pour permettre la décroissance des produits de filiation à vie courte du radon 222 et du radon 220, qui contribue à augmenter le nombre de coups détectés.

Radon

V.40. Pour le radon et ses produits de filiation, les dispositifs de contrôle radiologique individuel peuvent être de type actif ou passif. Les dispositifs passifs sont des détecteurs solides de traces nucléaires qui sont portés par les travailleurs sur une durée appropriée. Après exposition, ces détecteurs sont attaqués chimiquement ou électrochimiquement. Ce traitement révèle les traces nucléaires laissées par les particules alpha que le radon 222 émet en se désintégrant. La densité des traces est proportionnelle à l'exposition cumulée qui est due au radon 222 sur la période d'utilisation du détecteur. Dans un dispositif actif, de l'air est aspiré à travers un filtre d'échantillonnage à l'aide d'une pompe alimentée par batterie. Les émissions alpha qui sont produites par

les produits de filiation du radon 222 et qui provoquent un dépôt sur le filtre sont enregistrées par :

- a) le disque de détection d'un dosimètre thermoluminescent, qui donne des informations sur l'activité alpha globale ;
- b) un détecteur en silicium et les composants électroniques connexes, qui donnent eux aussi des informations sur l'activité alpha globale ou qui donnent des renseignements sur certains nucléides ;
- c) un détecteur solide de traces nucléaires, qui donne des informations sur différents produits de filiation du radon 222.

V.41. Pour le contrôle radiologique du lieu de travail qui porte sur le radon 222 présent dans l'air, la concentration est déterminée à l'aide d'une mesure instantanée faite sur un seul échantillon d'air (appelé échantillon instantané) ou d'une mesure sur une certaine durée. Les mesures instantanées sont habituellement effectuées à l'aide d'une cellule à scintillation alpha (généralement appelée cellule Lucas). Dans cette méthode, un échantillon de l'air est recueilli dans la chambre d'un détecteur. La surface interne de la chambre est recouverte d'un revêtement scintillant qui comprend une couche de sulfure de zinc dopé à l'argent. L'échantillon d'air est filtré afin d'éliminer les produits de filiation du radon 222 et ne laisser dans la chambre que leur père nucléaire, le radon 222. À mesure que ce dernier et ses produits de filiation se désintègrent en émettant des particules alpha, les photons émis par scintillation sous l'action du rayonnement alpha sont comptés par un photomultiplicateur installé en haut de la chambre dans une situation d'équilibre connue.

V.42. Il existe d'autres techniques permettant de mesurer instantanément la concentration de radon 222. Parmi celles-ci, on peut citer la technique de la chambre d'ionisation à impulsions et la technique de l'échantillonneur à double filtre, cette dernière pouvant être utilisée pour mesurer aussi bien la concentration de radon 222 que la concentration de radon 220. L'air traverse une chambre après que les produits de filiation du radon 222 et du radon 220 ont été bloqués par un filtre d'entrée. Pendant leur passage dans la chambre, des atomes de radon 222 et de radon 220 se transforment par désintégration en leurs produits de filiation, qui sont recueillis sur le filtre de sortie. Les particules alpha qui sont émises par les produits de filiation présents sur ce filtre sont comptées. Les chiffres obtenus sont utilisés pour calculer rétrospectivement la concentration de radon 222 et de radon 220. Des mesures sur une certaine durée peuvent être faites à l'aide de détecteurs de traces nucléaires appelés coupelles radon, à l'aide de dosimètres thermoluminescents ou à l'aide de détecteurs à électret.

V.43. Des techniques de contrôle radiologique continu existent. Elles ne permettent pas d'effectuer réellement des mesures en continu, mais reposent sur de fréquents échantillonnages instantanés, sur l'adaptation des techniques d'échantillonnage instantané qui sont décrites plus haut ou sur d'autres techniques spécifiques. Après pompage ou diffusion de gaz radon dans le volume sensible d'une chambre à haute tension, les produits de filiation du radon chargés positivement se déposent sur un détecteur à barrière de surface en silicium, où ils sont ultérieurement examinés par spectrométrie alpha. Cette méthode permet de séparer le radon 222 et le radon 220. Il existe des appareils portatifs assez solides et légers. Ils sont largement utilisés dans les mines, notamment dans les mines souterraines. Les appareils portatifs peuvent être équipés d'une alarme qui se déclenche lorsque la concentration de radon 222 dépasse un certain seuil.

V.44. Pour le contrôle radiologique des produits de filiation à vie courte du radon 222 sur le lieu de travail, de l'air est aspiré à travers un filtre afin de capturer les produits de filiation de ce radionucléide. La période de ces produits de filiation étant courte, les particules alpha ou bêta devraient être comptées pendant l'échantillonnage ou peu de temps après.

V.45. Comme pour la surveillance de la concentration de gaz radon 222, le contrôle radiologique des produits de filiation de ce radionucléide peut être effectué à l'aide de mesures instantanées ou de mesures sur une certaine durée. Grâce à la mise au point de l'échantillonnage automatique et de nouvelles techniques d'analyse, il existe aujourd'hui des appareils qui permettent d'assurer une surveillance semi-continue par des mesures sur une certaine durée, ainsi qu'un contrôle radiologique continu. Pour certains appareils à spectrométrie alpha ou bêta, les données brutes peuvent être stockées en continu dans l'appareil et téléchargées ultérieurement pour être traitées afin de déterminer l'évolution de la concentration des différents radionucléides dans le temps.

V.46. Les appareils et les méthodes de comptage qui sont utilisés pour mesurer la concentration de radon 222 et de ses produits de filiation peuvent, du moins en théorie, être adaptés pour mesurer la concentration de radon 220 et de ses produits de filiation, avec certaines limites. Quelques instruments de contrôle radiologique continu permettent de mesurer la concentration de radon 220 et de ses produits de filiation. Pour le contrôle radiologique individuel, des détecteurs de traces nucléaires intégrateurs peuvent être utilisés. Un certain type de dosimètre alpha individuel enregistre séparément les émissions alpha qui sont produites par le polonium 212, ce qui permet de mesurer directement la concentration des produits de filiation du radon 220.

Échantillons prélevés sur les surfaces

V.47. La modélisation du transfert des radionucléides entre les surfaces et l'organisme étant particulièrement problématique, les échantillons qui servent à déterminer la concentration des radionucléides sur les surfaces sont principalement utilisés pour détecter un risque d'incorporation importante et mettre en évidence la nécessité d'un contrôle radiologique individuel. Ils peuvent aussi servir à calculer les concentrations de différents radionucléides dans un mélange et à révéler la présence de radionucléides qui n'ont pas été détectés dans les échantillons biologiques.

V.48. Les échantillons sont généralement prélevés sur les surfaces par frottement d'une certaine zone de la surface avec des produits tels que papier-filtre ou cotons-tiges. Ces produits sont choisis pour leur propension à recueillir les contaminants recherchés à des fins d'analyse. L'efficacité de prélèvement devrait être déterminée pour l'association particulière entre la surface et l'objet utilisé, mais on suppose généralement qu'elle s'élève à environ 10 % pour un coton-tige humide sur une surface moyennement poreuse.

Manipulation des échantillons

V.49. Il faudrait prendre des précautions particulières concernant la manipulation des échantillons qui servent à évaluer l'exposition interne, premièrement, pour éviter tout transfert de contamination radioactive ou biologique lors de la manipulation, et, deuxièmement, pour garantir la traçabilité entre le résultat de l'analyse et l'échantillon d'origine, conformément au programme d'assurance de la qualité.

V.50. S'agissant du danger que fait peser la contamination, il faudrait prendre en considération les contaminants radioactifs et les contaminants biologiques. Les échantillons biologiques peuvent contenir des agents pathogènes tels que bactéries ou virus. Ces agents pathogènes peuvent être actifs tant que la totalité de l'échantillon n'aura pas été réduite en cendres ou stérilisée d'une autre manière. Tous ces échantillons devraient donc être conservés à basse température, de préférence négative, avant analyse. Ce traitement permet également de réduire la biodégradation inopportune de certaines matières, telles le tritium organique, pour lesquelles la forme moléculaire est un paramètre important qui devrait être pris en compte pour l'analyse ultérieure. Pour empêcher la biodégradation, il est également possible de traiter l'échantillon à l'acide.

V.51. Pour établir la traçabilité, il faudrait maintenir une chaîne de responsabilité, de telle sorte que, à chaque étape du prélèvement, du transport et de l'analyse des échantillons, des documents soient rédigés pour décrire et contrôler les transferts qui ont été effectués.

V.52. Afin de garantir que l'activité mesurée dans l'échantillon ne reflète que la clairance, l'urine, les selles et les autres échantillons biologiques ne devraient pas être prélevés dans des zones contaminées par la radioactivité. Les échantillons devraient porter une étiquette mentionnant clairement l'identité du travailleur, ainsi que la date et l'heure du prélèvement.

V.53. La liste des zones de travail dans lesquelles le travailleur a pu être exposé devrait être communiquée aux personnes qui sont chargées de décider des types d'analyse à effectuer sur l'échantillon, surtout si l'activité de l'échantillon est forte, ce qui peut être le cas pour un contrôle radiologique spécial. Ces personnes devraient également être informées de tout médicament ou traitement qui a été prescrit et qui pourrait perturber l'analyse de l'échantillon ou son interprétation.

Méthodes d'analyse

V.54. Pour analyser des échantillons biologiques ou physiques, il faut détecter et quantifier les rayonnements émis par les nucléides présents à l'aide d'appareils adéquats. Dans bien des cas, les radionucléides doivent d'abord être séparés de la matrice des échantillons pour que la détection soit sensible et reproductible. Lorsque les détecteurs ne peuvent pas distinguer les nucléides qui émettent un rayonnement similaire (certains actinides, par exemple), les éléments présents doivent être soumis à une séparation chimique avant le comptage.

Détection

V.55. Les appareils qui sont utilisés pour l'évaluation radiométrique peuvent être répartis en trois catégories, en fonction de ce qui est compté : particules alpha, particules bêta ou photons.

V.56. Les particules alpha peuvent être détectées à l'aide de différentes techniques, chacune ayant des avantages et des inconvénients. Pour le comptage de toutes les particules alpha, la méthode la plus simple consiste à utiliser un détecteur au sulfure de zinc ou un compteur proportionnel. Ces méthodes sont efficaces, mais ne permettent ni de distinguer les particules alpha de différentes énergies ni d'identifier ou de quantifier les radionucléides présents dans un mélange. Une séparation radiochimique (voir par. V.63), suivie d'une spectrométrie alpha

effectuée à l'aide de détecteurs en silicium, peut être réalisée pour quantifier les différents radionucléides, à condition que leurs énergies soient suffisamment différentes. De longues durées de comptage sont généralement nécessaires pour obtenir une sensibilité adéquate. Il est peu probable que l'analyse radiométrique de chaque radionucléide soit avantageuse pour l'analyse systématique des filtres d'échantillonnage de l'air, car elle est onéreuse et prend du temps. Cependant, de manière ponctuelle, les filtres peuvent être conservés et remplis sur une période plus longue, et l'activité peut être déterminée par ces techniques d'analyse plus sensibles afin de calculer l'incorporation cumulée des radionucléides sur une plus longue durée.

V.57. Les activités industrielles où entrent en jeu des matières radioactives naturelles peuvent entraîner l'apparition de particules de poussière contenant des émetteurs alpha de la famille radioactive de l'uranium 238 ou du thorium 232. Concernant la détection de cette activité alpha sur des filtres d'échantillonnage d'air, les points suivants doivent être pris en compte :

- a) Pour les matières radioactives naturelles qui n'ont pas été traitées chimiquement ou thermiquement, il est peu probable que l'équilibre de la famille radioactive de l'uranium 238 ou de la famille radioactive du thorium 232 soit fortement perturbé dans de nouvelles particules de poussière. En dehors du fait que du radon 222 ou du radon 220 peut ultérieurement s'échapper des particules de poussière capturées [voir alinéa c)], on peut généralement supposer que les familles radioactives correspondantes sont à l'équilibre lorsque l'on procède à un comptage alpha global sur les filtres d'échantillonnage de l'air.
- b) On ne peut supposer que des matières radioactives naturelles qui ont été soumises à un traitement chimique ou thermique sont à l'équilibre dans des particules de poussière en suspension dans l'air. Il faudrait donc déterminer la composition en radionucléides avant de procéder à un comptage alpha global sur les filtres d'échantillonnage.
- c) Une partie du radon 222 ou du radon 220 peut s'échapper des particules de poussière capturées entre le moment où l'échantillon est prélevé et celui où il est analysé. Les études qui ont été menées sur les particules de poussière de minerai semblent indiquer que la proportion des atomes de radon 222 et de radon 220 concernés est comprise entre 0 % et 50 % [240]. Il faudrait supposer que cette déperdition est nulle pour les particules de poussière qui sont associées à des minerais pour lesquels le facteur d'émanation du radon 222 et du radon 220 est très faible, comme le zircon ou la monazite. Pour les particules de poussière qui sont associées à d'autres minerais, comme le minerai d'uranium ou le minerai d'uranium-thorium, il faudrait

tabler sur une certaine déperdition du radon 222 ou du radon 220. Pour les particules de poussière dans lesquelles les familles radioactives de l'uranium 238 et du thorium 232 sont à l'équilibre au moment de l'échantillonnage, il faudrait multiplier l'activité alpha globale mesurée par un facteur de correction compris entre 1 et 1,23 pour tenir compte de la déperdition du radon 222 ou du radon 220 et de leurs produits de filiation à vie courte. Pour une déperdition normale (25 % du radon 222 ou du radon 220) [241], il faudrait introduire un facteur de correction d'environ 1,10.

V.58. La détection des particules bêta se fait le plus souvent à l'aide de compteurs à scintillateur liquides, surtout pour les émetteurs bêta de faible énergie. Dans certains cas, on peut séparer deux ou plusieurs émetteurs bêta dans un mélange (tritium, carbone 14 et phosphore 32, par exemple) en définissant des fenêtres d'énergie pour la réponse du détecteur. Pour les émetteurs bêta de haute énergie qui se déposent sur des coupelles ou des filtres, des mesures brutes peuvent être effectuées à l'aide de compteurs proportionnels. Les particules bêta de haute énergie peuvent être détectées par détection Tcherenkov à l'aide d'un compteur à scintillation.

V.59. Pour déterminer la concentration des différents produits de filiation du radon 222 présents sur un filtre, une spectrométrie alpha ou bêta est généralement réalisée. Dans l'une des techniques de spectrométrie, un détecteur PIPS (*passivated implanted planar silicon*) est utilisé. Diverses méthodes de comptage sont appliquées en fonction de la quantité d'informations requise concernant les différents produits de filiation du radon 222. Le comptage peut être effectué une seule fois (méthodes à simple comptage) ou être effectué en plusieurs fois à intervalles définis après l'échantillonnage (méthodes à double ou triple comptage). En résolvant les équations pertinentes concernant la décroissance radioactive et la formation de produits de filiation, on peut déterminer l'activité globale des produits de filiation du radon 222 ou l'activité individuelle de chacun d'entre eux.

V.60. Les photons qui sont émis par des échantillons physiques ou biologiques sont généralement détectés par une spectrométrie gamma classique.

V.61. Il existe aussi des techniques non radiométriques. Des techniques de luminescence comme la fluorimétrie ultraviolette ou l'analyse par phosphorescence cinétique peuvent par exemple être appliquées pour le dosage de l'uranium, quel que soit le degré d'enrichissement. Pour les mesures biologiques effectuées à des valeurs proches de l'activité minimale

délectable, la spectrométrie de masse à source plasma à couplage inductif présente un réel avantage sur le plan de l'exactitude, de la vitesse et de la préparation des échantillons pour le dosage de l'uranium et du thorium dans les urines [242], tout comme la spectrométrie de masse à thermo-ionisation pour le plutonium 239 [243]. D'autres techniques, comme l'analyse par traces de fission ou l'analyse par activation neutronique, peuvent être utilisées pour le dosage de certains radionucléides, mais elles prennent du temps, sont onéreuses et ne sont nécessaires que dans des circonstances particulières.

V.62. Pour toutes les méthodes mentionnées aux paragraphes V.55 à V.61, la durée de comptage dépend de l'activité de l'échantillon, du matériel de mesure employé et de la précision requise.

Séparation radiochimique

V.63. Dans de nombreux cas, les radionucléides devraient être séparés de la matrice des échantillons ou des isotopes radioactifs d'autres éléments avant le comptage pour que l'activité puisse être quantifiée de manière fiable. Pour une grande part, ce traitement est propre aux éléments à séparer, mais il comprend généralement une préparation de l'échantillon, une préconcentration, une purification, une préparation de la source et une détermination du rendement. En général, diverses méthodes peuvent être appliquées pour isoler un radionucléide particulier des sources de perturbation afin d'améliorer la détection. Il faut impérativement suivre la récupération du radionucléide à chaque étape afin que le résultat final puisse être utilisé pour déterminer de manière fiable la concentration de ce nucléide dans l'échantillon d'origine. Il faudrait préparer des échantillons de contrôle appropriés pour mesurer le rayonnement de fond.

RÉFÉRENCES

- [1] AGENCE DE L'OCDE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE, AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, COMMUNAUTÉ EUROPÉENNE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, ORGANISATION DES NATIONS UNIES POUR L'ALIMENTATION ET L'AGRICULTURE, ORGANISATION INTERNATIONALE DU TRAVAIL, ORGANISATION MARITIME INTERNATIONALE, ORGANISATION MONDIALE DE LA SANTÉ, ORGANISATION PANAMÉRICAINNE DE LA SANTÉ, PROGRAMME DES NATIONS UNIES POUR L'ENVIRONNEMENT, Principes fondamentaux de sûreté, n° SF-1 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, AIEA, Vienne (2007).
- [2] AGENCE DE L'OCDE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE, AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, COMMISSION EUROPÉENNE, ORGANISATION DES NATIONS UNIES POUR L'ALIMENTATION ET L'AGRICULTURE, ORGANISATION INTERNATIONALE DU TRAVAIL, ORGANISATION MONDIALE DE LA SANTÉ, ORGANISATION PANAMÉRICAINNE DE LA SANTÉ, PROGRAMME DES NATIONS UNIES POUR L'ENVIRONNEMENT, Radioprotection et sûreté des sources de rayonnements : Normes fondamentales internationales de sûreté, n° GSR Part 3 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, AIEA, Vienne (2016).
- [3] COMMISSION INTERNATIONALE DE PROTECTION RADIOLOGIQUE, Recommandations 2007 de la Commission internationale de protection radiologique, Publication 103, IRSN (2009).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Justification of Practices, Including Nonmedical Human Imaging, IAEA Safety Standards Series No. GSG-5, IAEA, Vienna (2014).
- [5] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Direction et gestion pour la sûreté, n° GSR Part 2 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, AIEA, Vienne (2016).
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Management System for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-3.1, IAEA, Vienna (2006).
- [7] ORGANISATION INTERNATIONALE DU TRAVAIL, Principes directeurs concernant les systèmes de gestion de la sécurité et de la santé au travail, ILO-OSH 2001, Bureau international du travail, Genève (2002).
- [8] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Fundamental Quantities and Units for Ionizing Radiation (Revised), ICRU Report 85a, ICRU, Bethesda, MD (2011).
- [9] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation, Publication 74, Pergamon Press, Oxford and New York (1996).

- [10] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Determination of Dose Equivalents Resulting from External Radiation Sources, ICRU Report 39, ICRU, Bethesda, MD (1985).
- [11] BEHRENS, R., DIETZE, G., Monitoring the eye lens: Which dose quantity is adequate? *Phys. Med. Biol.* **55** (2010) 4047-4062.
- [12] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry, ICRU Report 51, ICRU, Bethesda, MD (1993).
- [13] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers, Publication 78, Pergamon Press, Oxford and New York (1997).
- [14] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Compendium of Dose Coefficients Based on ICRP Publication 60, Publication 119, Elsevier (2012).
- [15] COMMISSION INTERNATIONALE DE PROTECTION RADIOLOGIQUE, Recommandations 1990 de la Commission internationale de protection radiologique, Publication 60, Pergamon Press, Oxford et New York (1991).
- [16] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Occupational Intakes of Radionuclides: Part 3, Publication 137, SAGE (2017).
- [17] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, L'optimisation de la radioprotection dans le cadre de la maîtrise de l'exposition professionnelle, n° 21 de la collection Rapports de sûreté de l'AIEA, AIEA, Vienne (2003).
- [18] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Évaluation de la sûreté des installations et activités, n° GSR Part 4 (Rev.1) de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, AIEA, Vienne (2017).
- [19] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Sûreté des générateurs de rayonnements et des sources radioactives scellées, n° RS-G-1.10 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, AIEA, Vienne (2008).
- [20] OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Work Management to Optimise Occupational Radiological Protection at Nuclear Power Plants, NEA No. 6399, OECD, Paris (2009).
- [21] Directive 96/29/EURATOM du Conseil du 13 mai 1996, fixant les normes de base relatives à la protection sanitaire de la population et des travailleurs contre les dangers résultant des rayonnements ionisants, Journal officiel des Communautés européennes n° L 159, Office des publications officielles des communautés européennes, Luxembourg (1996).
- [22] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, ORGANISATION INTERNATIONALE DU TRAVAIL, ORGANISATION MONDIALE DE LA SANTÉ, ORGANISATION PANAMÉRICAINNE DE LA SANTÉ, Établissement de la compétence en radioprotection et dans l'utilisation sûre des sources de rayonnements, n° RS.G-1.4 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, Vienne (2005).
- [23] UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION, Sources and Effects of Ionizing Radiation, UNSCEAR 2008 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes, Vol. I: Sources, United Nations, New York (2008) Annex B.

- [24] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessing the Need for Radiation Protection Measures in Work Involving Minerals and Raw Materials, Safety Reports Series No. 49, IAEA, Vienna (2006).
- [25] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and NORM Residue Management in the Production of Rare Earths from Thorium Containing Minerals, Safety Reports Series No. 68, IAEA, Vienna (2011).
- [26] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and the Management of Radioactive Waste in the Oil and Gas Industry, Safety Reports Series No. 34, IAEA, Vienna (2003).
- [27] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and NORM Residue Management in the Titanium Dioxide and Related Industries, Safety Reports Series No. 76, IAEA, Vienna (2012).
- [28] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and Management of NORM Residues in the Phosphate Industry, Safety Reports Series No. 78, IAEA, Vienna (2013).
- [29] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and NORM Residue Management in the Zircon and Zirconia Industries, Safety Reports Series No. 51, IAEA, Vienna (2007).
- [30] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL CIVIL AVIATION ORGANIZATION, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, INTERNATIONAL MARITIME ORGANIZATION, INTERPOL, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, PREPARATORY COMMISSION FOR THE COMPREHENSIVE NUCLEAR-TEST-BAN TREATY ORGANIZATION, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, UNITED NATIONS OFFICE FOR THE COORDINATION OF HUMANITARIAN AFFAIRS, WORLD HEALTH ORGANIZATION, WORLD METEOROLOGICAL ORGANIZATION, Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 7, IAEA, Vienna (2015) (version française en préparation).
- [31] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, BUREAU INTERNATIONAL DU TRAVAIL, ORGANISATION DES NATIONS UNIES POUR L'ALIMENTATION ET L'AGRICULTURE, ORGANISATION MONDIALE DE LA SANTÉ, ORGANISATION PANAMÉRICAINNE DE LA SANTÉ, Critères à utiliser pour la préparation et la conduite des interventions en cas d'urgence nucléaire ou radiologique, n° GSG-2 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, AIEA, Vienne (2012).
- [32] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Generic Procedures for Medical Response during a Nuclear or Radiological Emergency, EPR-Medical 2005, IAEA, Vienna (2005).
- [33] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, ORGANISATION PANAMÉRICAINNE DE LA SANTÉ, ORGANISATION MONDIALE DE LA SANTÉ, Dosimétrie cytogénétique : Applications à la préparation et à la conduite des interventions d'urgence radiologique, EPR-Biodosimetry 2011, AIEA, Vienne (2013).

- [34] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Remediation Process for Areas Affected by Past Activities and Accidents, IAEA Safety Standards Series No. WS-G-3.1, IAEA, Vienna (2007).
- [35] UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION, Effects of Ionizing Radiation, UNSCEAR 2006 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes, Vol. II, United Nations, New York (2009) Annex E.
- [36] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR OFFICE, Radiation Protection against Radon in Workplaces other than Mines, Safety Reports Series No. 33, IAEA, Vienna (2003).
- [37] WORLD HEALTH ORGANIZATION, WHO Handbook on Indoor Radon: A Public Health Perspective, WHO, Geneva (2009).
- [38] EUROPEAN COMMISSION, Cosmic Radiation Exposure of Aircraft Crew: Compilation of Measured and Calculated Data, Radiation Protection 140, Office for Official Publications of the European Communities, Luxembourg (2004).
- [39] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Radiation Protection Guidance for Activities in Low-Earth Orbit, NCRP Report No. 132, NCRP, Bethesda, MD (2000).
- [40] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Operational Radiation Safety Program for Astronauts in Low-Earth Orbit: A Basic Framework, NCRP Report No. 142, NCRP, Bethesda, MD (2002).
- [41] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Assessment of Radiation Exposure of Astronauts in Space, Publication 123, Elsevier (2013).
- [42] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Doses to the Embryo and Fetus from Intakes of Radionuclides by the Mother, Publication 88, Pergamon Press, Oxford and New York (2002). (CD-ROM CD2 à l'appui, Database of Dose Coefficients: Embryo and Fetus).
- [43] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Doses to Infants from Ingestion of Radionuclides in Mothers' Milk, Publication 95, Elsevier (2004). (CD-ROM CD3 à l'appui, Database for Dose Coefficients: Dose to Infants from Mothers' Milk).
- [44] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection of Itinerant Workers, Safety Reports Series No. 84, IAEA, Vienna (2015).
- [45] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Electronic Counting Dosimeters for Pulsed Fields of Ionizing Radiation, IEC TS 62743:2012, IEC, Geneva (2012).
- [46] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Use of Personal Monitors to Estimate Effective Dose Equivalent and Effective Dose to Workers for External Exposure to Low-LET Radiation, NCRP Report No. 122, NCRP, Bethesda, MD (1995).
- [47] JÄRVINEN, H., et al., Comparison of double dosimetry algorithms for estimating the effective dose in occupational dosimetry of interventional radiology staff, Radiat. Prot. Dosim. **131** (2008) 80-86.

- [48] ATOMIC ENERGY COMMISSION, “Report of EURADOS CONRAD WP7/SG 2: Double dosimetry with recommendations”, Radiation Protection Dosimetry in Medecine: Report of the Working Group No. 9 of the European Radiation Dosimetry Group (EURADOS) Coordinated Network for Radiation Dosimetry (CONRAD — Contract EC No. FP6-12684), CEA-R-6220, Commissariat à l’énergie atomique, Gif-sur-Yvette (2009) 59-77.
- [49] ORGANISATION INTERNATIONALE DE NORMALISATION, Radioprotection : Procédures pour la surveillance des doses au cristallin, à la peau et aux extrémités, ISO 15382:2015, ISO, Genève (2015).
- [50] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Implications for Occupational Radiation Protection of the New Dose Limit for the Lens of the Eye, IAEA-TECDOC-1731, IAEA, Vienna (2013).
- [51] MANGER, R.P., BELLAMY, M.B., ECKERMANN, K.F., Dose conversion coefficients for neutron exposure to the lens of the human eye, Radiat. Prot. Dosim. **148** (2012) 507-513.
- [52] BEHRENS, R., “Monitoring the eye lens”, Living with Radiation — Engaging with Society (Proc. 13th Int. Congr. International Radiation Protection Association, Glasgow, 2012), IRPA, Fontenayaux-Roses (2012).
- [53] ORGANISATION INTERNATIONALE DE NORMALISATION, Dosimétrie pour l’exposition au rayonnement cosmique à bord d’un avion civil, Partie 1 : Fondement théorique des mesurages, ISO 20785-1:2012, ISO, Genève (2012).
- [54] Ibid., Partie 2 : Caractérisation de la réponse des instruments, ISO 20785-2:2011 (2011).
- [55] Ibid., Partie 3 : Mesurages à bord d’avions, ISO 20785-3:2015 (2015).
- [56] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, General Principles for the Radiation Protection of Workers, Publication 75, Pergamon Press, Oxford and New York (1997).
- [57] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Determination of Dose Equivalents from External Radiation Sources: Part II, ICRU Report 43, ICRU, Bethesda, MD (1988).
- [58] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Measurement of Dose Equivalents from External Photon and Electron Radiations, ICRU Report 47, ICRU, Bethesda, MD (1992).
- [59] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Determination of Operational Dose Equivalent Quantities for Neutrons, ICRU Report 66, ICRU, Bethesda, MD (2001).
- [60] EUROPEAN COMMISSION, Technical Recommendations for Monitoring Individuals Occupationally Exposed to External Radiation, Radiation Protection 160, Office of the European Union, Luxembourg (2009).
- [61] SCHUHMACHER, H., et al., Evaluation of Individual Dosimetry in Mixed Neutron and Photon Radiation Fields, PTB-N-49, Physikalisch-Technische Bundesanstalt, Braunschweig (2006).

- [62] ORGANISATION INTERNATIONALE DE NORMALISATION, Détermination des limites caractéristiques (seuil de décision, limite de détection et extrémités de l'intervalle de confiance) pour mesurages de rayonnements ionisants – Principes fondamentaux et applications, ISO 11929:2010, ISO, Genève (2010).
- [63] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, General Principles of Monitoring for Radiation Protection of Workers, Publication 35, Pergamon Press, Oxford and New York (1982).
- [64] BOEHM, J., “Some remarks on accuracy and precision in individual monitoring”, Intercomparison for Individual Monitoring (Proc. IAEA Research Coordination Mtg Vienna, 1989), PTB-DOS-20, Vol. 2, Physikalisch-Technische Bundesanstalt, Braunschweig (1991) 317.
- [65] COMITÉ COMMUN POUR LES GUIDES EN MÉTROLOGIE, Vocabulaire international de métrologie : Concepts fondamentaux et généraux et termes associés (VIM), JCGM 200:2008, JCGM (2008).
- [66] COMITÉ COMMUN POUR LES GUIDES EN MÉTROLOGIE, Évaluation des données de mesure : Guide pour l'expression de l'incertitude de mesure, JCGM 100:2008, JCGM (2008).
- [67] JOINT COMMITTEE FOR GUIDES IN METROLOGY, Evaluation of Measurement Data: An Introduction to the “Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement” and Related Documents, JCGM 104:2009, JCGM (2009).
- [68] COMMISSION ÉLECTROTECHNIQUE INTERNATIONALE, ORGANISATION INTERNATIONALE DE NORMALISATION, Incertitude de mesure, Partie 1 : Introduction à l'expression de l'incertitude de mesure, ISO/IEC Guide 98-1:2009, ISO, Genève (2009).
- [69] Ibid., Partie 3 : Guide pour l'expression de l'incertitude de mesure, ISO/IEC Guide 98-3:2008 (2008).
- [70] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Measurement Quality Assurance for Ionizing Radiation Dosimetry, ICRU Report 76, ICRU, Bethesda, MD (2006).
- [71] EUROPEAN COOPERATION FOR ACCREDITATION, Expression of the Uncertainty of Measurement in Calibration, EA-4/02 M, EA, Paris (1999).
- [72] TAYLOR, B.N., KUYATT, C.E., Guidelines for Evaluating and Expressing the Uncertainty of NIST Measurement Results, NIST Technical Note 1297, National Institute of Standards and Technology, Gaithersburg, MD (1994).
- [73] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Determination of Uncertainty in Measurement, IEC TR 62461:2015, IEC, Geneva (2015).
- [74] ORGANISATION INTERNATIONALE DE NORMALISATION, Rayonnements X et gamma de référence pour l'étalonnage des dosimètres et des débitmètres, et pour la détermination de leur réponse en fonction de l'énergie des photons, Partie 1 : Caractéristiques et méthodes de production, ISO 40371:1996, ISO, Genève (1996).
- [75] Ibid., Partie 2 : Dosimétrie pour la radioprotection dans les gammes d'énergie de 8 keV à 1,3 MeV et de 4 MeV à 9 MeV, ISO 4037-2:1997 (1997).

- [76] Ibid., Partie 3 : Étalonnage des dosimètres de zone (ou d'ambiance) et individuels et mesurage de leur réponse en fonction de l'énergie et de l'angle d'incidence, ISO 4037-3:1999 (1999).
- [77] Ibid., Partie 4 : Étalonnage des dosimètres de zone (ou d'ambiance) et individuels dans des champs de référence X de faible énergie, ISO 4037-4:2004 (2004).
- [78] ORGANISATION INTERNATIONALE DE NORMALISATION, Énergie nucléaire : Rayonnement bêta de référence, Partie 1 : Méthodes de production, ISO 6980-1:2006, ISO, Genève (2006). Ibid., Partie 2 :
- [79] Concepts d'étalonnage en relation avec les grandeurs fondamentales caractérisant le champ du rayonnement, ISO 6980-2:2004 (2004).
- [80] Ibid., Partie 3 : Étalonnage des dosimètres individuels et des dosimètres de zone et détermination de leur réponse en fonction de l'énergie et de l'angle d'incidence du rayonnement bêta, ISO 69803:2006 (2006).
- [81] ORGANISATION INTERNATIONALE DE NORMALISATION, Rayonnements neutroniques de référence, Partie 1 : Caractéristiques et méthodes de production, ISO 8529-1:2001, ISO, Genève (2001).
- [82] Ibid., Partie 2 : Concepts d'étalonnage des dispositifs de radioprotection en relation avec les grandeurs fondamentales caractérisant le champ de rayonnement, ISO 8529-2:2000 (2000).
- [83] Ibid., Partie 3 : Étalonnage des dosimètres de zone (ou d'ambiance) et individuels et détermination de leur réponse en fonction de l'énergie et de l'angle d'incidence des neutrons, ISO 85293:1998 (1998).
- [84] COMMISSION ÉLECTROTECHNIQUE INTERNATIONALE, Instrumentation pour la radioprotection : Mesure des équivalents de dose individuels $H_p(10)$ et $H_p(0.07)$ pour les rayonnements X, gamma, neutron et bêta — Appareils de mesure à lecture directe de l'équivalent de dose individuel, IEC 61526:2010, IEC, Genève (2010).
- [85] COMMISSION ÉLECTROTECHNIQUE INTERNATIONALE, Instrumentation pour la radioprotection : Systèmes dosimétriques avec détecteurs intégrés passifs pour le contrôle radiologique individuel, du lieu de travail et de l'environnement des rayonnements photoniques et bêta, IEC 62387:2012, IEC, Genève (2012).
- [86] ORGANISATION INTERNATIONALE DE NORMALISATION, Systèmes dosimétriques passifs pour les neutrons, Partie 1 : Exigences de fonctionnement et d'essai pour la dosimétrie individuelle, ISO 21909-1:2015, ISO, Genève (2015).
- [87] BEHRENS, R., On the operational quantity $H_p(3)$ for eye lens dosimetry, J. Radiol. Prot. **32** (2012) 455-464.
- [88] BEHRENS, R., et al., $H_p(0.07)$ photon dosemeters for eye lens dosimetry: Calibration on a rod vs a slab phantom, Radiat. Prot. Dosim. **148** (2011) 139-142.
- [89] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures, Publication 116, Elsevier (2010).
- [90] COMMISSION ÉLECTROTECHNIQUE INTERNATIONALE, ORGANISATION INTERNATIONALE DE NORMALISATION, Exigences générales concernant la compétence des laboratoires d'étalonnage et d'essais, ISO/IEC 17025:2017, ISO, Genève (2017).

- [91] ORGANISATION INTERNATIONALE DE NORMALISATION, Radioprotection : Critères et limites d'habilitation pour l'évaluation périodique des exploitants de dosimètres individuels pour les rayons X et gamma, ISO 14146:2000, ISO, Genève (2000).
- [92] COMMISSION ÉLECTROTECHNIQUE INTERNATIONALE, Instrumentation pour la radioprotection : Dosimètres à poste fixe, ensembles d'alarmes et moniteurs — Rayonnements X et gamma d'énergie comprise entre 50 keV et 7 MeV, IEC 60532:2010, IEC, Genève (2010).
- [93] COMMISSION ÉLECTROTECHNIQUE INTERNATIONALE, Centrales nucléaires de puissance : Instrumentation et contrôle-commande importants pour la sûreté — Classification des fonctions d'instrumentation et de contrôle-commande, IEC 61226:2009, IEC, Genève (2009).
- [94] COMMISSION ÉLECTROTECHNIQUE INTERNATIONALE, Instrumentation pour la radioprotection : Instruments pour la mesure et/ou la surveillance de l'équivalent de dose (ou du débit d'équivalent de dose) ambiant et/ou directionnel pour les rayonnements bêta, X et gamma, Partie 1 : Instruments de mesure et de surveillance portables pour les postes de travail et l'environnement, IEC 60846-1:2009, IEC, Genève (2009).
- [95] Ibid., Partie 2 : Instruments portables de grande étendue, pour la mesure de la dose et du débit de dose des rayonnements photoniques et bêta dans des situations d'urgence de radioprotection, IEC 60846-2:2015 (2015).
- [96] COMMISSION ÉLECTROTECHNIQUE INTERNATIONALE, Instrumentation pour la radioprotection : Appareils de mesure de l'équivalent de dose ambiant neutron (ou de son débit d'équivalent de dose), IEC 61005:2014, IEC, Genève (2014).
- [97] COMMISSION ÉLECTROTECHNIQUE INTERNATIONALE, Instrumentation pour la radioprotection : Équipement transportable, mobile ou installé pour mesurer le rayonnement de photons pour la surveillance de l'environnement, IEC 61017:2016, IEC, Genève (2016).
- [98] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Calibration of Radiation Protection Monitoring Instruments, Safety Reports Series No. 16, IAEA, Vienna (2000).
- [99] ORGANISATION INTERNATIONALE DE NORMALISATION, Champs de rayonnement de référence : Champs de neutrons simulant ceux de postes de travail, Partie 1 : Caractéristiques et méthodes de production, ISO 12789-1:2008, ISO, Genève (2008).
- [100] Ibid., Partie 2 : Concepts d'étalonnage en relation avec les grandeurs fondamentales, ISO 12789-2:2008 (2008).
- [101] JULIUS, H.W., Some remaining problems in the practical application of the ICRU concepts of operational quantities in individual monitoring, *Radiat. Prot. Dosim.* **66** (1996) 1-8.
- [102] SWINTH, K.L., SISK, D.R., Recent developments and performance of survey instruments for the monitoring of weakly penetrating radiations, *Radiat. Prot. Dosim.* **39** (1991) 149-156.
- [103] VAN DER STEEN, J., et al., Strategies and Methods for Optimisation of Protection against Internal Exposures of Workers from Industrial Natural Sources (SMOPIE), NRG Report 20790/04.60901, Nuclear Research Group, Petten (2004).

- [104] ETHERINGTON, G., et al., “OMINEX: Development of guidance on monitoring for internal exposure”, Widening the Radiation Protection World (Proc. 11th Int. Congr. International Radiation Protection Association, Madrid, 2004), IRPA, Fontenay-aux-Roses (2004) 359–369.
- [105] EUROPEAN COMMISSION, Optimisation of Monitoring for Internal Exposure (OMINEX),
https://cordis.europa.eu/publication/rcn/8870_en.html
- [106] ORGANISATION INTERNATIONALE DE NORMALISATION, Radioprotection : Surveillance professionnelle des travailleurs exposés à un risque de contamination interne par des matériaux radioactifs, ISO 20553:2006, ISO, Genève (2006).
- [107] LIPSZTEIN, J.L., GRYNSPAN, D., DANTAS, B.M., BERTELLI, L., WRENN, M.E., Thorium exposure: Problems in bioassay interpretation, *J. Radioanal. Nucl. Chem.* **156** (1992) 389-400.
- [108] ORGANISATION INTERNATIONALE DE NORMALISATION, Radioprotection : Estimation de la dose interne dans le cadre de la surveillance des travailleurs en cas d'exposition aux rayonnements, ISO 27048:2011, ISO, Genève (2011).
- [109] CASTELLANI, C.M., et al., IDEAS Guidelines (Version 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data, EURADOS Report 2013-01, European Radiation Dosimetry, Braunschweig (2013).
- [110] STRADLING, N., HODGSON, A., PHIPPS, A.W., FELL, T.P., ETHERINGTON, G., “Can low doses from inhaled natural thorium be confirmed by personal monitoring?”, Health Effects of Incorporated Radionuclides: Emphasis on Radium, Thorium, Uranium and their Daughter Products (Proc. 9th Int. Conf. Neuherberg, 2004), GSF-National Research Center for Environment and Health, Neuherberg (2005) 261-268.
- [111] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Direct Determination of the Body Content of Radionuclides, ICRU Report 69, ICRU, Bethesda, MD (2005).
- [112] WEISE, K., et al., Bayesian decision threshold, detection limit and confidence limits in ionising radiation measurement, *Radiat. Prot. Dosim.* **121** (2006) 52–63.
- [113] ORGANISATION INTERNATIONALE DE NORMALISATION, Radioprotection : Critères de performance pour l'analyse radiotoxicologique, ISO 28218:2010, ISO, Genève (2010).
- [114] CURRIE, L.A., Limits for qualitative detection and quantitative determination: Application to radiochemistry, *Anal. Chem.* **40** (1968) 586-593.
- [115] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Phantoms and Computational Models in Therapy, Diagnosis and Protection, ICRU Report 48, ICRU, Bethesda, MD (1992).
- [116] KRAMER, G.H., BURNS, L., NOEL, L., The BRMD BOMAB phantom family, *Health Phys.* **61** (1991) 895-902.
- [117] THIEME, M., HUNT, E.L., KÖNIG, K., SCHMITT-HANNIG, A., GÖDDE, R., European whole body counter measurement intercomparison, *Health Phys.* **74** (1998) 465-471.

- [118] COHEN, N., SPITZ, H.B., WRENN, M.E., Estimation of skeletal burden of ‘bone-seeking’ radionuclides in man from in vivo scintillation measurements of the head, *Health Phys.* **33** (1977) 431-441.
- [119] NEWTON, D., et al., “The Livermore phantom as a calibration standard in the assessment of plutonium in lungs”, *Assessment of Radioactive Contamination in Man 1984 (Proc. Int. Symp. Paris, 1984)*, IAEA, Vienna (1985) 183-199.
- [120] PALMER, H.E., BREITENSTEIN, B.D., DURBIN, P.W., HEID, K.R., McINROY, J.F., “Calibration of whole body counters for transuranic radionuclides by using total-body donations to the United States transuranium registry”, *Ibid.*, 201.
- [121] HICKMAN, D.P., COHEN, N., Reconstruction of a human skull calibration phantom using bone sections from an ^{241}Am exposure case, *Health Phys.* **55** (1988) 59-65.
- [122] NETON, J., A Method for the In Vivo Measurement of Americium-241 at Long Times PostExposure, PhD Thesis, New York Univ. (1988).
- [123] KRAMER, G.H., GAMARNIK, K., NOËL, L., BURNS, L., MEYERHOF, D., The BRMD thyroidneck phantom: Design and construction, *Health Phys.* **71** (1996) 211-214.
- [124] KRAMER, G.H., CAPELLO, K., SUNG, J., The LLNL voxel phantom: Comparison with the physical phantom and previous virtual phantoms, *Health Phys.* **93** (2007) 696-700.
- [125] KRAMER, G.H., CAPELLO, K., The StandFast whole body counter: Efficiency as a function of BOMAB phantom size and energy modeled by MCNP5, *Health Phys.* **92** (2007) 290-296.
- [126] KRAMER, G.H., CAPELLO, K., Effect of lung volume on counting efficiency: A Monte Carlo investigation, *Health Phys.* **88** (2005) 357-363.
- [127] FRANCK, D., Potential of modern technologies for improving internal exposure monitoring, *Radiat. Prot. Dosim.* **127** (2007) 233-239.
- [128] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Indirect Methods for Assessing Intakes of Radionuclides Causing Occupational Exposure, Safety Reports Series No. 18, IAEA, Vienna (2000).
- [129] MILLER, G., Statistical modelling of Poisson/log-normal data, *Radiat. Prot. Dosim.* **124** (2007) 155163.
- [130] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers, Publication 68, Pergamon Press, Oxford and New York (1994).
- [131] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Statement on Radon, ICRP Ref. 00/902/09, ICRP, Ontario (2009).
- [132] UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION, Sources and Effects of Ionizing Radiation, UNSCEAR 2000 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes, Vol. I: Sources, United Nations, New York (2000).
- [133] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection, Publication 66, Pergamon Press, Oxford and New York (1994).

- [134] HARIDASAN, T.K., SURENDRAN, T., SHARMA, R.C., KRISHNAMONY, S., Detection systems for monitoring intakes of actinides at Trombay, *Radiat. Prot. Dosim.* **51** (1994) 47-58.
- [135] SURENDRAN, T., HARIDASAN, T.K., SHARMA, R.C., KRISHNAMONY, S., Experiences at Trombay in monitoring actinide intakes by occupational workers by direct external counting, *Radiat. Prot. Dosim.* **59** (1995) 15-24.
- [136] GUILMETTE, R.A., MUGGENBURG, B.A., Modelling the effect of continuous infusion DTPA therapy on the retention and dosimetry of inhaled actinides, *Radiat. Prot. Dosim.* **26** (1989) 359-364.
- [137] PIECHOWSKI, J., et al., Model and practical information concerning the radiotoxicological assessment of a wound contaminated by plutonium, *Radiat. Prot. Dosim.* **26** (1989) 265-270.
- [138] JECH, J.J., ANDERSEN, B.V., HEID, K.R., Interpretation of human urinary excretion of plutonium for cases treated with DTPA, *Health Phys.* **22** (1972) 787-792.
- [139] HALL, R.M., PODA, G.A., FLEMING, R.R., SMITH, J.A., A mathematical model for estimation of plutonium in the human body from urine data influenced by DTPA therapy, *Health Phys.* **34** (1978) 419-431.
- [140] LA BONE, T., A Comparison of Methods Used to Evaluate Intakes of Transuranics Influenced by Chelation Therapy, WSRC-MS-2002-00417 (2002).
- [141] BAILEY, B.R., ECKERMAN, K.F., TOWNSEND, L.W., An analysis of a puncture wound case with medical intervention, *Radiat. Prot. Dosim.* **105** (2003) 509-512.
- [142] FRITSCH, P., et al., Modelling of bioassay data from a Pu wound treated by repeated DTPA perfusions: Biokinetics and dosimetric approaches, *Radiat. Prot. Dosim.* **127** (2007) 120-124.
- [143] JAMES, A.C., SASSER, L.B., STUIT, D.B., GLOVER, S.E., CARBAUGH, E.H., USTUR whole body Case 0269: Demonstrating effectiveness of IV Ca-DTPA for Pu, *Radiat. Prot. Dosim.* **127** (2007) 449-455.
- [144] BREUSTEDT, B., et al., "Modeling of DTPA decorporation therapy: Still puzzling after all these years", *Living with Radiation — Engaging with Society (Proc. 13th Int. Congr. International Radiation Protection Association, Glasgow, 2012)*, IRPA, Fontenay-aux-Roses (2012).
- [145] BIRCHALL, A., PUNCHER, M., MARSH, J.W., Avoiding biased estimates of dose when nothing is known about the time of intake, *Radiat. Prot. Dosim.* **127** (2007) 343-346.
- [146] PUNCHER, M., BIRCHALL, A., Estimating uncertainty on internal dose assessments, *Radiat. Prot. Dosim.* **127** (2007) 544-547.
- [147] LOS ALAMOS NATIONAL LABORATORY, A Review of Criticality Accidents: 2000 Revision, LA-13638, LANL, Los Alamos, NM (2000).
- [148] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Dosimetry for Criticality Accidents, Technical Reports Series No. 211, IAEA, Vienna (1982).
- [149] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Quantités dangereuses de matières radioactives (valeurs D), collection Préparation et conduite des interventions d'urgence, EPRDVALUES 2006, AIEA, Vienne (2012).

- [150] AINSBURY, E.A., et al., Review of retrospective dosimetry techniques for external ionising radiation exposures, *Radiat. Prot. Dosim.* **147** (2011) 573-592.
- [151] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Retrospective Assessment of Exposures to Ionising Radiation, ICRU Report 68, ICRU, Bethesda, MD (2002).
- [152] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, The Biological Basis for Dose Limitation in the Skin, Publication 59, Pergamon Press, Oxford and New York (1991).
- [153] ORGANISATION INTERNATIONALE DE NORMALISATION, Mesurage de la radioactivité : Mesurage et évaluation de la contamination de surface, Partie 1 : Principes généraux, ISO 75031:2016, ISO, Genève (2016).
- [154] Ibid., Partie 2 : Méthode d'essai utilisant des échantillons d'essai de frottis, ISO 7503-2:2016 (2016).
- [155] Ibid., Partie 3 : Étalonnage de l'appareillage, ISO 7503-3:2016 (2016).
- [156] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Alpha, Beta and Alpha/Beta (Beta Energy >60 keV) Contamination Meters and Monitors, IEC 60325:2002, IEC, Geneva (2002).
- [157] COMMISSION ÉLECTROTECHNIQUE INTERNATIONALE, Instrumentation pour la radioprotection : Ensembles fixes pour la surveillance de la contamination de surface du personnel, IEC 61098:2003, IEC, Genève (2003).
- [158] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Safety of Gamma, Electron and X Ray Irradiation Facilities, IAEA Safety Standards Series No. SSG-8, IAEA, Vienna (2010).
- [159] ORGANISATION INTERNATIONALE DE NORMALISATION, Décontamination des surfaces contaminées par radioactivité : Méthode d'essai et de détermination de l'aptitude à la décontamination, ISO 8690:1988, ISO, Genève (1988).
- [160] ORGANISATION INTERNATIONALE DE NORMALISATION, Décontamination des surfaces contaminées par radioactivité : Essai des agents de décontamination pour les textiles, ISO 9271:1992, ISO, Genève (1992).
- [161] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Radiation Dose Management for Fluoroscopically Guided Interventional Medical Procedures, NCRP Report No. 168, NCRP, Bethesda, MD (2010).
- [162] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Health Surveillance of Persons Occupationally Exposed to Ionizing Radiation: Guidance for Occupational Physicians, Safety Reports Series No. 5, IAEA, Vienna (1998).
- [163] BUREAU INTERNATIONAL DU TRAVAIL, Principes techniques et éthiques de la surveillance de la santé des travailleurs, Série sécurité, hygiène et médecine du travail n° 72, BIT, Genève (1998).
- [164] ORGANISATION INTERNATIONALE DU TRAVAIL, Recommandation concernant la prévention et le contrôle des risques professionnels causés par les substances et agents cancérigènes, Recommandation n° 147, OIT, Genève (1974).
- [165] ROED, H., FIGEL, M., Comparing different error-conditions in film dosimeter evaluation, *Radiat. Prot. Dosim.* **125** (2007) 23-27.

- [166] AMBROSI, P., et al., Results of the IAEA intercomparison for individual monitoring, *Radiat. Prot. Dosim.* **54** (1994) 5-17.
- [167] BORDY, J.M., et al., Performance test of dosimetric services in the EU Member States and Switzerland for the routine assessment of individual doses (photon, beta and neutron), *Radiat. Prot. Dosim.* **89** (2000) 107-154.
- [168] OLKO, P., Advantages and disadvantages of luminescence dosimetry, *Radiat. Measur.* **45** (2010) 506-511.
- [169] GINJAUME, M., et al., Extremity ring dosimetry intercomparison in reference and workplace fields, *Radiat. Prot. Dosim.* **131** (2008) 67-72.
- [170] LUO, L.Z., VELBECK, K.J., ROTUNDA, J.E., Experience of type testing Harshaw advanced TLD system to new IEC-61066 standard, *Radiat. Measur.* **43** (2008) 594-598.
- [171] BURGHARDT, B., UGI, S., VILGIS, M., PIESCH, E., Experience with phosphate glass dosimeters in personal and area monitoring, *Radiat. Prot. Dosim.* **66** (1996) 83-88.
- [172] YAMAMOTO, T., et al., The recent investigations of radiophotoluminescence and its application, *Radiat. Measur.* **46** (2011) 1 554-1 559.
- [173] HSU, S.-M., et al., Synthesis and physical characteristics of radiophotoluminescent glass dosimeters, *Radiat. Measur.* **42** (2007) 621-624.
- [174] MILLER, S.D., YODER, C., Cooled optical luminescence dosimetry in plastic matrices, *Radiat. Prot. Dosim.* **66** (1996) 89-93.
- [175] AKSELROD, M.S., BØTTER-JENSEN, L., MCKEEVER, S.W.S., Optically stimulated luminescence and its use in medical dosimetry, *Radiat. Measur.* **41** Suppl. 1 (2006) S78-S99.
- [176] PERKS, C.A., LE ROY, G., PRUGNAUD, B., Introduction of the InLight monitoring service, *Radiat. Prot. Dosim.* **125** (2007) 220-223.
- [177] SOMMER, M., JAHN, A., HENNIGER, J., A new personal dosimetry system for $H_p(10)$ and $H_p(0.07)$ photon dose based on OSL-dosimetry of beryllium oxide, *Radiat. Measur.* **46** (2011) 1 818-1 821.
- [178] YUKIHARA, E.G., Luminescence properties of BeO optically stimulated luminescence (OSL) detectors, *Radiat. Measur.* **46** (2011) 580-587.
- [179] WERNLI, C., KAHILAINEN, J., Direct ion storage dosimetry systems for photon, beta and neutron radiation with instant readout capabilities, *Radiat. Prot. Dosim.* **96** (2001) 255-259.
- [180] BOSCHUNG, M., FIECHTNER, A., WERNLI, C., A legally approved personal dosimeter for photon and beta radiation based on direct ion storage, *Radiat. Prot. Dosim.* **101** (2002) 271-274.
- [181] BOLOGNESE-MILSZTAJN, T., et al., Active personal dosimeters for individual monitoring and other new developments, *Radiat. Prot. Dosim.* **112** (2004) 141-168.
- [182] CLARKE, P.W., WEEKS, A.R., Implementation of an electronic personal dosimetry system (EPD) at Oldbury-on-Severn power station, *J. Radiol. Prot.* **21** (2001) 45-55.
- [183] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, EUROPEAN RADIATION DOSIMETRY GROUP, Intercomparison of Personal Dose Equivalent Measurements by Active Personal Dosimeters: Final Report of a Joint IAEA-EURADOS Project, IAEA-TECDOC-1564, IAEA, Vienna (2007).

- [184] GINJAUME, M., et al., Overview of active personal dosimeters for individual monitoring in the European Union, *Radiat. Prot. Dosim.* **125** (2007) 261-266.
- [185] BARTLETT, D.T., Electronic dosimeters: Use in personal dosimetry, *Radiat. Prot. Dosim.* **47** (1993) 335-339.
- [186] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Neutron Monitoring for Radiological Protection, Technical Reports Series No. 252, IAEA, Vienna (1985).
- [187] HÖFERT, M., PIESCH, E., Neutron dosimetry with nuclear emulsions, *Radiat. Prot. Dosim.* **10** (1985) 189-195.
- [188] GRIFFITH, R.V., TOMMASINO, L., “Etch track detectors in radiation dosimetry”, *The Dosimetry of Ionizing Radiation*, Vol. III (KASE, K.R., BJÄRNGARD, B.E., ATTIX, F.H., Eds), Academic Press, San Diego, CA (1990) 323-426.
- [189] HARRISON, K.G., TOMMASINO, L., Damage track detectors for neutron dosimetry, II: Characteristics of different detection systems, *Radiat. Prot. Dosim.* **10** (1985) 219-235.
- [190] BURGHARDT, B., et al., Experience in long-term neutron dose equivalent measurements using etched track detectors with (n, α) converters in moderators, *Radiat. Prot. Dosim.* **101** (2002) 579-584.
- [191] GILVIN, P.J., BARTLETT, D.T., SHAW, P.V., STEELE, J.D., TANNER, R.J., The NRPB PADC neutron personal dosimetry service, *Radiat. Prot. Dosim.* **96** (2001) 191-195.
- [192] TANNER, R.J., BARTLETT, D.T., HAGER, L.G., Operational and dosimetric characteristics of etched-track neutron detectors in routine neutron radiation protection dosimetry, *Radiat. Measur.* **40** (2005) 549-559.
- [193] PIESCH, E., BURGHARDT, B., Albedo neutron dosimetry, *Radiat. Prot. Dosim.* **10** (1985) 175-188.
- [194] SCHWARTZ, R.B., EISENHAEUER, C.M., Calibration of neutron albedo dosimeters, *Radiat. Prot. Dosim.* **102** (2002) 23-30.
- [195] VANHAVERE, F., D’ERRICO, F., Standardisation of superheated drop and bubble detectors, *Radiat. Prot. Dosim.* **101** (2002) 283-287.
- [196] LUSZIK-BHADRA, M., Compliance of electronic personal neutron dosimeters with the new International Standard IEC 61526, *Radiat. Prot. Dosim.* **125** (2007) 15-18.
- [197] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Instrumentation and Monitoring Methods for Radiation Protection, NCRP Report No. 57, NCRP, Washington, DC (1978).
- [198] KIEFER, H., MAUSHART, R., MEJDAHL, V., “Radiation protection dosimetry”, *Radiation Dosimetry*, Vol. III: Sources, Fields, Measurements, and Applications, 2nd edn (ATTIX, F.H., TOCHILIN, E., Eds), Academic Press, New York (1969) 557-615.
- [199] RAMM, W.J., “Scintillation detectors”, *Radiation Dosimetry*, Vol. II: Instrumentation, 2nd edn (ATTIX, F.H., ROESCH, W.C., Eds), Academic Press, New York (1966) Ch. 11.
- [200] BURGESS, P.H., MARSHALL, T.O., PIESCH, E.K.A., The design of ionisation chambers for the measurement of weakly penetrating radiations, *Radiat. Prot. Dosim.* **39** (1991) 157-160.
- [201] COSACK, M., LESIECKI, H., Dose equivalent survey meters, *Radiat. Prot. Dosim.* **10** (1985) 1111-19.

- [202] BRAMBLETT, R.I., EWING, R.I., BONNER, T.W., A new type of neutron spectrometer, *Nucl. Instrum. Methods* **9** (1960) 1-12.
- [203] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes, Technical Reports Series No. 318, IAEA, Vienna (1990).
- [204] ANDERSSON, I.O., BRAUN, J., "A neutron rem counter with uniform sensitivity from 0.025 eV to 10 MeV", *Neutron Dosimetry (Proc. Symp. Harwell, 1962)*, Vol. 2, IAEA, Vienna (1963).
- [205] MOURGUES, M., CAROSI, J.C., PORTAL, G., "A light REM-counter of advanced technology", *Neutron Dosimetry (Proc. 5th Symp. Munich, 1984)*, Vol. 2, Office for Official Publications of the European Communities, Luxembourg (1984).
- [206] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Guide for the Practical Application of the ICRP Human Respiratory Tract Model, ICRP Supporting Guidance 3, Pergamon Press, Oxford and New York (2002).
- [207] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers, Publication 30, Part 1, Pergamon Press, Oxford and New York (1979).
- [208] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Human Alimentary Tract Model for Radiological Protection, Publication 100, Elsevier (2006).
- [209] TOOHEY, R.E., BERTELLI, L., SUGARMAN, S.L., WILEY, A.L., CHRISTENSEN, D.M., Dose coefficients for intakes of radionuclides via contaminated wounds, *Health Phys.* **100** (2011) 508-514.
- [210] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Development of a Biokinetic Model for Radionuclide-Contaminated Wounds and Procedures for Their Assessment, Dosimetry and Treatment, NCRP Report No. 156, NCRP, Bethesda, MD (2007).
- [211] EAKINS, J.D., HUTCHINSON, W.P., LALLY, A.F., The radiological hazard from tritium sorbed on metal surfaces, *Health Phys.* **28** (1975) 213-224.
- [212] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 1, Publication 56, Pergamon Press, Oxford and New York (1990).
- [213] *Ibid.*, Part 2: Ingestion Dose Coefficients, Publication 67 (1993).
- [214] *Ibid.*, Part 3: Ingestion Dose Coefficients, Publication 69 (1995).
- [215] *Ibid.*, Part 4: Inhalation Dose Coefficients, Publication 71 (1995).
- [216] NAVARRO, J.F., LÓPEZ, M.A., NAVARRO, T., GOMEZ ROS, J.M., MORALEDA, M., Assessment of the internal dose of ^{241}Am in bone by in vivo measurements of activity deposited in knee, *Radiat. Prot. Dosim.* **127** (2007) 531-534.
- [217] HANINGER, T., et al., In vivo measurements on the human skull for retrospective assessment of individual intakes of natural radionuclides, *Int. Congr. Series* **1225** (2002) 95-100.
- [218] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Adult Reference Computational Phantoms, Publication 110, Elsevier (2009).
- [219] HEGENBART, L., Numerical Efficiency Calibration of In Vivo Measurement Systems, KIT Scientific Publishing, Karlsruhe (2010).

- [220] LOPEZ, M.A., et al., EURADOS intercomparison on measurements and Monte Carlo modelling for the assessment of americium in a USTUR leg phantom, *Radiat. Prot. Dosim.* **144** (2011) 295-299.
- [221] BOENIGER, M.F., LOWRY, L.K., ROSENBERG, J., Interpretation of urine results used to assess chemical exposure with emphasis on creatinine adjustments: A review, *Am. Ind. Hyg. Assoc. J.* **54** (1993) 615-627.
- [222] GRAUL, R.J., STANLEY, R.L., Specific gravity adjustment of urine analysis results, *Am. Ind. Hyg. Assoc. J.* **43** (1982) 863.
- [223] CARBAUGH, E.H., BIHL, D.E., MACLELLAN, J.A., ANTONIO, C.L., HILL, R.L., Methods and Models of the Hanford Internal Dosimetry Program, PNNL-MA-860, PNNL-15614, Rev. 1, Pacific Northwest National Laboratory, Richland, WA (2009).
- [224] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Methods for Assessing Occupational Radiation Doses due to Intakes of Radionuclides, Safety Reports Series No. 37, IAEA, Vienna (2004).
- [225] JAISWAL, D.D., DANG, H.S., SHARMA, R.C., "Internal dosimetry of thorium for occupational workers" (IARP Top. Mtg Bombay, 1992).
- [226] MAYYA, Y.S., PRASAD, S.K., NAMBIAR, P.P., KOTRAPPA, P., SOMASUNDARAM, S., Measurement of ^{220}Rn in exhaled breath of Th plant workers, *Health Phys.* **51** (1986) 737-744.
- [227] CHEN, X.-An, et al., "A twenty-year follow-up study on health effects following long-term exposure to thorium dusts", (Proc. 11th Int. Congr. International Radiation Protection Association, Madrid, 2004).
- [228] EISENMENGER, A., TSCHAMMER, A., RIEDEL, W., Monitoring of thorium incorporation by thoron in breath measurement: Methodology improvements and determination of burdens of workers, *Radiat. Prot. Dosim.* **89** (2000) 203-206.
- [229] TERRY, K.W., HEWSON, G.S., Thorium lung burdens of mineral sands workers, *Health Phys.* **69** (1995) 233-242.
- [230] TERRY, K.W., HEWSON, G.S., BURNS, P.A., Further thorium lung burden data on mineral sands workers, *Radiat. Prot. Dosim.* **71** (1997) 297-304.
- [231] GENICOT, J.L., BRUGGEMAN, M., The in vivo assessment of thorium body burden by gamma ray spectrometry, *Radiat. Prot. Dosim.* **97** (2001) 173-176.
- [232] PILLAI, P.M.B., MANIYAN, C.G., RADHAKRISHNAN, S., KHAN, A.H., NAIR, M.G., Thorium in urine and thoron (^{220}Rn) in exhaled breath as indicators of internal exposures in monazite and thorium processing, *Radiat. Prot. Environ.* **24** (2001) 105-108.
- [233] STEHNEY, A.F., et al., Health Status and Body Radioactivity of Former Thorium Workers, NUREG/CR-1420 ANL-80-37, Argonne National Laboratory, IL (1980).
- [234] TOOHEY, R.E., KEANE, A.T., RUNDO, J., Measurement techniques for radium and the actinides in man at the Center for Human Radiobiology, *Health Phys.* **44** (1983) 323-341.
- [235] STEBBINGS, J.H., "Personal factors affecting thoron exhalation from occupationally acquired thorium body burdens", Environmental Research Division, Annual Report: Center for Human Radiobiology (Jul. 1983–Jul. 1984), ANL-84-103, Part II, Argonne National Laboratory, IL (1985) 60-73.

- [236] CHEN, XING-AN, CHENG, YONG-E., RONG, ZHEN, Recent results from a study of thorium lung burdens and health effects among miners in China, *J. Radiol. Prot.* **25** (2005) 451-460.
- [237] MANIYAN, C.G., PILLAI, P.M.B., KHAN, A.H., Studies on clearance of thorium from lungs and chest of occupationally exposed persons in a thorium/monazite processing facility, *Radiat. prot. Environ.* **24** (2001) 109-112.
- [238] HEWSON, G.S., FARDY, J.J., Thorium metabolism and bioassay of mineral sands workers, *Health Phys.* **64** (1993) 147-156.
- [239] SUNTA, C.M., DANG, H.S., JAISWAL, D.D., SOMAN, S.D., Thorium in human blood serum, clot, and urine comparison with ICRP excretion model, *J. Radioanal. Chem.* **138** (1990) 139-144.
- [240] DUPORT, P., HORVATH, F., Practical aspects of monitoring and dosimetry of long-lived dust in uranium mines and mills: Determination of the annual limit on intake for uranium and uranium/thorium ore dust, *Radiat. Prot. Dosim.* **26** (1989) 43-48.
- [241] DUPORT, P.J, EDWARDSON, E., "Characterization of radioactive long-lived dust present in uranium mines and mills atmospheres", *Occupational Radiation Safety in Mining (Proc. Int. Conf. Toronto, 1984)* (STOCKER, H., Ed.), Vol. 1, Canadian Nuclear Association, Ontario (1985) 189-195.
- [242] OEH, U., et al., Implementation of bioassay methods to improve assessment of incorporated radionuclides, *Radiat. Prot. Dosim.* **125** (2007) 444-448.
- [243] ELLIOT, N.L., BICKEL, G.A., LINAUSKAS, S.H., PATERSON, L.M., Determination of femtogram quantities of ^{239}Pu and ^{240}Pu in bioassay samples by thermal ionization mass spectrometry, *J. Radioanal. Nucl. Chem.* **267** (2006) 637-650.

Annexe

TECHNIQUES DE DOSIMÉTRIE RÉTROSPECTIVE

A-1. La présente annexe est une version abrégée d'une synthèse publiée en 2011 [A-1].

TECHNIQUES HÉMATOLOGIQUES

A-2. La formule leucocytaire est la première analyse biologique qui peut être faite après une exposition aux rayonnements. Elle est facilement disponible, automatisée et peu coûteuse, car il s'agit d'un outil de diagnostic courant qui permet de procéder à des investigations pour de nombreuses maladies. Les mesures prennent moins d'une heure pour de nombreux échantillons.

A-3. S'agissant des expositions aux rayonnements, cette analyse permet de détecter les expositions aiguës et les expositions corps entier (ou quasi corps entier) qui peuvent entraîner un dysfonctionnement hématologique caractéristique d'un syndrome d'irradiation aiguë.

A-4. L'écart normal entre les résultats obtenus pour différents individus et pour une même personne est tel qu'il faut une dose d'un gray ou plus pour que les valeurs ne restent pas dans la plage normale. Les paramètres qui donnent le plus d'informations rapidement sont la numération lymphocytaire et la numération granulocytaire. Le taux de plaquettes évolue plus lentement, car la durée de vie des thrombocytes dans le sang est plus longue.

A-5. Des prélèvements sont effectués fréquemment pendant toute la prise en charge clinique, et les écarts entre la formule leucocytaire obtenue et les valeurs mesurées sur le premier échantillon, supposées proches des valeurs qui auraient été obtenues avant exposition, sont représentées graphiquement. Le premier échantillon sanguin devrait donc être prélevé le plus tôt possible après exposition.

ANALYSES CYTOGÉNÉTIQUES

A-6. Les lésions chromosomiques que subissent les lymphocytes du sang périphérique prennent les formes suivantes : chromosomes dicentriques, micronoyaux, translocations et autres aberrations chromosomiques. L'analyse des chromosomes dicentriques, la technique de la condensation chromosomique

prématurée et l'analyse des micronoyaux sont surtout pertinentes pour l'évaluation d'une dose qui est due à une exposition récente, tandis que l'hybridation *in situ* en fluorescence (méthode FISH) est la technique à privilégier pour détecter les translocations stables si l'exposition a eu lieu des années ou des dizaines d'années auparavant ou est chronique.

Analyse des chromosomes dicentriques

A-7. Les chromosomes dicentriques sont presque exclusivement induits par des rayonnements ionisants. La fréquence d'apparition spontanée de ces chromosomes est très faible dans une population en bonne santé (approximativement un chromosome dicentrique pour 1 000 cellules). La fréquence des chromosomes dicentriques dans les lymphocytes du sang périphérique montre clairement l'existence d'une relation dose-effet linéaire quadratique jusqu'à environ 5 grays pour les expositions photoniques aiguës. Grâce à ces caractéristiques, les doses à l'organisme peuvent être détectées à partir d'environ 0,1 gray par analyse des chromosomes dicentriques sur 500 à 1 000 étalements métaphasiques. Dans l'idéal, cette analyse est faite sur des échantillons prélevés dans les jours qui suivent l'exposition.

A-8. La durée de l'analyse dépend du nombre de cellules analysées, du degré d'automatisation et de l'expérience du personnel. Une analyse prend au minimum trois jours, dont au moins 51 heures pour la préparation des échantillons. Les estimations de dose qui sont obtenues par analyse de 20 à 50 cellules (une à deux heures et demie de travail) sont suffisantes pour avoir un ordre de grandeur de l'exposition, même si l'incertitude est importante ($\pm 0,5$ Gy). Il existe des méthodes mathématiques pour tenir compte du fait que l'exposition a été partielle ou prolongée [A-2, A-3].

Technique de la condensation chromosomique prématurée

A-9. La technique de la condensation chromosomique prématurée permet d'observer les aberrations chromosomiques pendant l'interphase dans des cellules qui suivent le cycle cellulaire et dans des cellules qui ne le suivent pas. La fréquence des fragments de chromosome qui se condensent de manière prématurée et spontanée est comprise entre 1 et 3 pour 1 000 cellules. En général, 4 ou 5 fragments en excès par cellule par gray sont observés pour un rayonnement à faible transfert linéique d'énergie. Pour la technique de la condensation chromosomique prématurée, des lymphocytes non stimulés devraient être isolés juste après l'exposition afin de les fusionner avec des cellules ovariennes de hamster chinois. Si l'échantillon est prélevé plus tard, il faudrait tenir compte de

la cinétique de réparation des fragments de chromosome qui se sont condensés prématurément.

A-10. Du prélèvement sanguin à la préparation des lames, les différentes opérations prennent trois heures au maximum. Le comptage au microscope des fragments présents dans des préparations colorées au Giemsa prend du temps. L'utilisation d'appareils automatiques (actuellement à l'étude) pour le comptage des fragments de chromosome qui se sont condensés prématurément pourrait cependant accélérer l'analyse.

A-11. Pour la condensation chromosomique prématurée chimio-induite, on utilise deux inhibiteurs de phosphatases, la calyculine A et l'acide okadaïque, qui provoquent une condensation des chromosomes dans les cellules qui se trouvent en phase S ou G₂, mais pas dans les lymphocytes non stimulés. Cette méthode prend au moins 40 heures, et il a été constaté qu'elle se prêtait à l'analyse des chromosomes en anneau, surtout lorsque la dose est élevée [A-4].

Analyse des micronoyaux

A-12. Les micronoyaux se forment à partir de fragments acentriques ou de chromosomes entiers qui ne sont pas incorporés dans les cellules filles pendant la division cellulaire. Les micronoyaux ne sont pas produits que par les rayonnements : ils peuvent apparaître à la suite d'une exposition à divers agents clastogènes ou aneugènes. Comme les chromosomes dicentriques, les micronoyaux sont des aberrations chromosomiques instables, qui disparaissent progressivement après l'exposition. Ils ne peuvent donc être analysés que lorsque celle-ci est assez récente.

A-13. Contrairement à l'analyse des chromosomes dicentriques, le comptage des micronoyaux est simple et rapide, et n'exige pas une grande expérience en cytogénétique. Le comptage pouvant de surcroît être automatisé, cette technique est intéressante pour les analyses à haut débit, et quelques accidents de dosimétrie ont permis de confirmer qu'elle constituait un bon outil de dosimétrie [A-2]. Elle ne permet cependant pas d'évaluer les expositions partielles, car les micronoyaux sont par nature surdispersés.

A-14. Les principales limites de l'analyse des micronoyaux sont le temps nécessaire pour obtenir une première estimation de la dose (au moins 75 heures, car les lymphocytes mettent trois jours à entrer en cytodièrese après stimulation) et la fréquence relativement élevée et assez variable des micronoyaux qui se forment spontanément. Cette fréquence est plus grande chez les femmes et

augmente généralement avec l'âge [A-5]. Il est possible d'abaisser le seuil de détection jusqu'à 0,05 ou 0,1 gray en limitant le comptage aux micronoyaux dépourvus de centromère, car leur fréquence n'augmente pas avec l'âge [A-6].

Hybridation *in situ* en fluorescence

A-15. La technique la plus utilisée est la méthode FISH à une seule couleur, qui permet de détecter les échanges interchromosomiques (translocations et formation de chromosomes dicentriques, par exemple). La méthode FISH multicolore et, pour l'analyse complète du génome, la méthode FISH multiplex ont été mises au point pour évaluer les translocations induites dans différents chromosomes marqués. La méthode FISH multiplex est la technique à privilégier pour l'étude des réarrangements interchromosomiques complexes. Il s'agit d'une technique à 24 couleurs qui permet de déterminer la taille, la forme et le nombre de chromosomes dans un échantillon de cellules.

A-16. La fréquence des translocations dans les lymphocytes circulants reste stable pendant de nombreuses années [A-7 à A-10], ce qui rend cette technique très intéressante en cas d'exposition prolongée ou pour l'évaluation d'expositions anciennes. Elle a surtout été utilisée pour des personnes exposées à un rayonnement à faible transfert linéique d'énergie, mais a également été appliquée dans des cas d'exposition à un rayonnement à fort transfert linéique d'énergie.

A-17. Le traitement prend environ cinq jours après réception d'un échantillon sanguin, car les protocoles d'hybridation exigent beaucoup de temps. La fréquence naturelle des échanges interchromosomiques augmente sensiblement avec l'âge [A-11, A-12] et peut varier grandement entre individus qui ont le même âge et ont reçu les mêmes doses. Il a été avancé que l'habitude de fumer constituait un facteur de confusion supplémentaire important [A-12].

TECHNIQUES GÉNÉTIQUES

Analyse des mutations somatiques

A-18. Les deux méthodes d'analyse des mutations somatiques qui ont été proposées à des fins de dosimétrie biologique pour remplacer l'analyse des aberrations chromosomiques reposent respectivement sur la glycophorine A et sur l'hypoxanthine-guanine-phosphoribosyl-transférase. Dans plusieurs études, une de ces deux techniques ou les deux ont été comparées à l'analyse des aberrations

chromosomiques, et il a été systématiquement conclu que cette dernière était à privilégier pour la dosimétrie biologique rétrospective [A13 à A15].

Analyses de l'expression des gènes

A-19. En cas d'exposition à des rayonnements ionisants, le niveau d'expression de nombreux gènes est modulé. Des profils d'expression génique ont été établis pour des travailleurs exposés aux rayonnements et des patients traités par radiothérapie [A-16 à A-19]. Lorsque l'analyse est faite en série, les principales étapes sont l'extraction de l'ARN, le marquage et l'hybridation. Environ deux jours peuvent être nécessaires avant de pouvoir obtenir une estimation de la dose pour moins de 10 échantillons.

BIOMARQUEURS PROTÉIQUES

A-20. À l'échelle de la cellule, du tissu et du corps entier, l'exposition aux rayonnements provoque de nombreux changements dans l'abondance et la distribution protéiques, ainsi que des modifications enzymatiques. Ces changements peuvent être détectés dans des échantillons d'urine ou dans des échantillons sanguins à l'aide de différentes techniques protéomiques. Pour ce type d'analyse, il faut généralement quelques heures pour obtenir un résultat après réception de l'échantillon.

Gamma-H2AX

A-21. La détection des foyers de l'histone phosphorylée gamma-H2AX — qui apparaissent sur les sites de cassure double brin de l'ADN — par immunofluorescence a été testée dans de nombreuses situations cliniques. Les essais ont montré qu'il s'agissait d'une méthode sensible pour l'évaluation des radioexpositions. Les foyers de gamma-H2AX se forment quelques minutes après l'exposition et dépendent de la dose reçue. Le nombre de foyers culmine moins d'une heure après, décroît rapidement et revient à sa valeur initiale au bout d'une journée ou de plusieurs jours, en fonction de la dose reçue.

A-22. Des variations considérables du nombre initial de foyers entre individus et la disparition rapide des foyers réduisent la sensibilité de cette méthode. Celle-ci ne peut donc être appliquée de manière fiable que pour des expositions très récentes (remontant à moins d'une journée). Des techniques de comptage automatique des foyers permettent d'harmoniser les critères de détection [A-20].

Protéine C réactive

A-23. Une forte exposition aux rayonnements provoque une réaction inflammatoire, laquelle, par l'intermédiaire des cytokines, déclenche la fabrication de la protéine C réactive pendant quelques jours après l'exposition. Beaucoup d'affections aiguës ou chroniques font augmenter la concentration de cette protéine. Celle-ci ne caractérise donc pas l'exposition aux rayonnements ionisants et ne convient pas comme unique outil de dosimétrie biologique.

A-24. L'avantage du dosage de la protéine C réactive est que cette analyse est déjà complètement automatisée et qu'elle peut être effectuée rapidement (en quelques heures) dans tous les hôpitaux modernes qui disposent d'un laboratoire de biochimie. En outre, les appareils portatifs qui permettent de doser cette protéine sont d'usage courant et peuvent donc servir à effectuer rapidement un dépistage.

Amylase sérique

A-25. On observe une élévation de l'amylase sérique (hyperamylasémie) après exposition du tissu salivaire, car celle-ci provoque des manifestations inflammatoires aiguës et des altérations dégénératives. Comme pour la protéine C réactive, le taux d'amylase sérique augmente d'une manière qui dépend de la dose, culmine 18 à 30 heures après l'exposition et revient à sa valeur initiale en quelques jours [A-21]. L'une des limites évidentes de cette méthode est qu'elle s'applique uniquement à la dose reçue par les glandes salivaires, car l'exposition d'autres tissus ne modifierait pas sensiblement le taux d'amylase. En outre, comme la protéine C réactive, cette technique ne caractérise pas l'exposition aux rayonnements ionisants et ne convient donc pas non plus comme unique outil de dosimétrie biologique.

A-26. Plusieurs autres biomarqueurs protéiques ont été proposés pour l'exposition aux rayonnements [A22, A23].

TECHNIQUES PHYSIQUES

A-27. Une technique physique consiste à mesurer les effets physiques des rayonnements, et non leurs effets biologiques, même lorsqu'elle porte sur des substances biologiques comme les cheveux, les ongles des mains, l'émail dentaire ou les os. La durée qui sépare la réception d'un échantillon et l'estimation de la

dose est généralement comprise entre une heure et 48 heures, en fonction de la précision requise.

Dosimétrie par résonance paramagnétique électronique

A-28. La technique de la résonance paramagnétique électronique (RPE) permet d'obtenir une estimation de la dose absorbée par détection de centres paramagnétiques constitués par exemple d'espèces radicalaires ou de défauts ponctuels qui sont spécifiquement produits par les rayonnements ionisants. Les applications classiques sont la spectroscopie RPE sur l'émail dentaire [A-24, A-25] ou sur des tissus osseux lorsqu'il est possible de pratiquer une biopsie osseuse [A-26]. Dans les deux cas, la méthode de prélèvement est cependant effractive. Parmi les autres substances qui peuvent être prélevées sans acte effractif, on peut citer le sucre, les matières plastiques, le verre, la laine, le coton, les cheveux et les ongles des mains.

A-29. La stabilité temporelle du signal RPE varie grandement selon la substance concernée : elle est de cinq à sept jours pour les matières plastiques [A-27] et s'élève à environ 106 ans pour l'émail dentaire [A28]. La présence d'un bruit de fond non radio-induit influe sur le seuil de détection, qui peut considérablement varier : il s'élève à environ 100 milligrays pour l'émail dentaire et à 10 grays pour le coton.

A-30. En dosimétrie par RPE, la préparation des échantillons est généralement assez simple. En fonction de la substance concernée, une seule mesure peut prendre entre quelques minutes et quelques heures. La lecture est non destructive, ce qui permet de refaire plusieurs fois la mesure sur le même échantillon. Cette technique présente néanmoins un inconvénient : les spectromètres utilisés sont onéreux et doivent être manipulés par du personnel hautement qualifié.

A-31. Pour les mesures *in vivo* sur les dents par RPE, on utilise des hyperfréquences d'environ 1 GHz [A29], qui sont plus basses que les fréquences habituellement utilisées pour les mesures *in vitro* (environ 10 GHz). Avec des hyperfréquences basses, on peut prévoir que la sensibilité sera divisée par cinq ou dix par rapport à la spectrométrie X ; le seuil de détection devrait donc être compris entre 0,5 et 1 gray.

Dosimétrie par luminescence

A-32. En dosimétrie rétrospective, les principes des techniques de luminescence sont identiques à ceux qui sont décrits dans l'appendice II pour

la dosimétrie prévisionnelle. Le quartz provenant de briques ou d'autres matériaux de construction cuits est actuellement la principale substance minérale utilisée en dosimétrie rétrospective par luminescence. D'autres substances luminescentes ont récemment été étudiées. Elles sont présentes en milieu urbain ou dans des produits qui sont portés sur le corps ou près du corps par toute la population [A-30].

A-33. Ces produits sont notamment les suivants : puces mémoires des cartes téléphoniques, des cartes d'identité, des cartes d'assurance maladie, des cartes de débit et des cartes de crédit [A30 à A34] ; résistances céramiques d'appareils électroniques portatifs comme les téléphones mobiles [A34, A35] ; matériaux utilisés en restauration dentaire [A-31, A-36] ; émail dentaire [A-37, A-38] ; produits chimiques ménagers et produits chimiques utilisés au travail [A-39, A-40] ; verre [A-41].

A-34. Les procédures relatives à la préparation des échantillons et les protocoles de mesure varient, mais ils sont relativement simples et rapides pour la plupart des produits : un échantillon prélevé sur un objet personnel peut être traité en moins d'une heure. Pour la plupart des produits, la relation entre la dose et l'effet est linéaire sur une large plage de doses, et le seuil de détection peut atteindre 10 milligrays environ.

Techniques d'activation

A-35. Les techniques d'activation neutronique consistent à mesurer l'activité induite par l'interaction entre les neutrons et des substances biologiques comme le sang, les cheveux ou les ongles des mains, ou des objets métalliques qui se trouvent sur les victimes (pièces de monnaie, bijoux ou boucle de ceinture, par exemple).

A-36. Les techniques d'activation peuvent être utilisées pour gérer une intervention d'urgence en cas d'accident de criticité et à des fins de reconstruction de doses de nombreuses années après une exposition aux neutrons. Durant la première phase de la gestion d'un accident de criticité, il est possible d'effectuer un triage rapide et efficace en mesurant le rayonnement produit par l'activation du sodium chez une personne. Sur le lieu de l'accident, on peut mesurer très rapidement les rayons gamma émis par le sodium 24 (rayons produits par activation du sodium 24 dans l'organisme, présentant des pics gamma à 1,36 MeV et 2,75 MeV et dont la période s'élève à 14,96 heures) à l'aide d'un instrument de mesure directe du rayonnement gamma, placé sur l'abdomen d'une victime. Par la suite, on peut estimer plus précisément l'activité du sodium dans le corps

de la victime à l'aide d'un anthroporadiomètre ou d'une spectrométrie gamma d'échantillons sanguins.

A-37. La mesure du rayonnement émis par du soufre activé dans les cheveux et les ongles des mains a également été utilisée pour reconstruire les doses de rayonnements après un accident. Dans ce cas, les particules bêta qui sont émises par le phosphore 32 produit par activation du soufre 32 dans l'organisme peuvent être dénombrées directement à l'aide d'un compteur Geiger-Müller ou d'un compteur à scintillateur liquide, à la suite de traitements chimiques simples.

A-38. On peut également déterminer la dose reçue en comptant les noyaux activés dans des échantillons de l'environnement (^{63}Ni dans des échantillons de cuivre et ^{152}Eu , ^{60}Co , ^{59}Ni , ^{41}Ca , ^{39}Ar , ^{36}Cl , ^{14}C ou ^{10}Be dans du granit, par exemple) ou dans des substances biologiques (^{41}Ca dans l'émail des dents, par exemple), comme pour les survivants des bombardements atomiques au Japon.

RÉFÉRENCES POUR L'ANNEXE

- [A-1] AINSBURY, E.A., et al., Review of retrospective dosimetry techniques for external ionising radiation exposures, *Radiat. Prot. Dosim.* **147** (2011) 573-592.
- [A-2] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, ORGANISATION PANAMÉRICAINNE DE LA SANTÉ, ORGANISATION MONDIALE DE LA SANTÉ, Dosimétrie cytogénétique : Applications à la préparation et à la conduite des interventions d'urgence radiologique, *EPRBiodosimetry 2011*, AIEA, Vienne (2013).
- [A-3] AINSBURY, E.A., BARQUINERO, J.F., Biodosimetric tools for a fast triage of people accidentally exposed to ionising radiation: Statistical and computational aspects, *Ann. Ist. Super. Sanità* **45** (2009) 307-312.
- [A-4] HAYATA, I., KANDA, R., MINAMIHISAMATSU, M., FURUKAWA, M., SASAKI, M.S., Cytogenetical dose estimation for 3 severely exposed patients in the JCO criticality accident in Tokai-mura, *J. Radiat. Res. Suppl.* (2001) S149-S155.
- [A-5] FENECH, M., The cytokinesis-block micronucleus technique: A detailed description of the method and its application to genotoxicity studies in human populations, *Mutat. Res.* **285** (1993) 35-44.
- [A-6] THIERENS, H., VRAL, A., The micronucleus assay in radiation accidents, *Ann. Ist. Super. Sanità* **45** (2009) 260-264.
- [A-7] TAWN, E.J., WHITEHOUSE, C.A., Persistence of translocation frequencies in blood lymphocytes following radiotherapy: Implications for retrospective radiation biodosimetry, *J. Radiol. Prot.* **23** (2003) 423-430.

- [A-8] LLOYD, D.C., MOQUET, J.E., ORAM, S., EDWARDS, A.A., LUCAS, J.N., Accidental intake of tritiated water: A cytogenetic follow-up case on translocation stability and dose reconstruction, *Int. J. Radiat. Biol.* **73** (1998) 543-547.
- [A-9] LINDHOLM, C., EDWARDS, A., Long-term persistence of translocations in stable lymphocytes from victims of a radiological accident, *Int. J. Radiat. Biol.* **80** (2004) 559-566.
- [A-10] EDWARDS, A.A., et al., Review of translocations detected by FISH for retrospective biological dosimetry applications, *Radiat. Prot. Dosim.* **113** (2005) 396-402.
- [A-11] WHITEHOUSE, C.A., et al., Translocation yields in peripheral blood lymphocytes from control populations, *Int. J. Radiat. Biol.* **81** (2005) 139-145.
- [A-12] SIGURDSON, A.J., et al., International study of factors affecting human chromosome translocations, *Mutat. Res.* **652** (2008) 112-121.
- [A-13] KLEINERMAN, R.A., ROMANYUKHA, A.A., SCHAUER, D.A., TUCKER, J.D., Retrospective assessment of radiation exposure using biological dosimetry: Chromosome painting, electron paramagnetic resonance and the glycophorin A mutation assay, *Radiat. Res.* **166** (2006) 287-302.
- [A-14] JONES, I.M., et al., Three somatic genetic biomarkers and covariates in radiation exposed Russian cleanup workers of the Chernobyl nuclear reactor 6-13 years after exposure, *Radiat. Res.* **158** (2002) 424-442.
- [A-15] EDWARDS, A., et al., Biological estimates of dose to inhabitants of Belarus and Ukraine following the Chernobyl accident, *Radiat. Prot. Dosim.* **111** (2004) 211-219.
- [A-16] SAKAMOTO-HOJO, E.T., et al., Gene expression profiles in human cells submitted to genotoxic stress, *Mutat. Res.* **544** (2003) 403-413.
- [A-17] MORANDI, E., et al., Gene expression changes in medical workers exposed to radiation, *Radiat. Res.* **172** (2009) 500-508.
- [A-18] MEADOWS, S.K., et al., Gene expression signatures of radiation response are specific, durable and accurate in mice and humans, *PLoS One* **3** (2008) e1912.
- [A-19] FACHIN, A.L., et al., Gene expression profiles in radiation workers occupationally exposed to ionizing radiation, *J. Radiat. Res.* **50** (2009) 61-71.
- [A-20] ROTHKAMM, K., HORN, S., Gamma-H2AX as protein biomarker for radiation exposure, *Ann. Ist. Super. Sanità* **45** (2009) 265-271.
- [A-21] CHEN, I.W., KEREIAKES, J.G., SILBERSTEIN, E.B., ARON, B.S., SAENGER, E.L., Radiation-induced change in serum and urinary amylase levels in man, *Radiat. Res.* **54** (1973) 141151.
- [A-22] MARCHETTI, F., COLEMAN, M.A., JONES, I.M., WYROBEK, A.J., Candidate protein biodosimeters of human exposure to ionizing radiation, *Int. J. Radiat. Biol.* **82** (2006) 605-639.
- [A-23] GUIPAUD, O., BENDERITTER, M., Protein biomarkers for radiation exposure: Towards a proteomic approach as a new investigation tool, *Ann. Ist. Super. Sanità* **45** (2009) 278-286.
- [A-24] FATTIBENE, P., CALLENS, F., EPR dosimetry with tooth enamel: A review, *Appl. Radiat. Isot.* **68** (2010) 2033-2116.

- [A-25] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Use of Electron Paramagnetic Resonance Dosimetry with Tooth Enamel for Retrospective Dose Assessment, IAEA-TECDOC-1331, IAEA, Vienna (2002).
- [A-26] CLAIRAND, I., HUET, C., TROMPIER, F., BOTTOLLIER-DEPOIS, J.-F., Physical dosimetric reconstruction of a radiological accident due to gammagraphy equipment that occurred in Dakar and Abidjan in summer 2006, *Radiat. Meas.* **43** (2008) 698-703.
- [A-27] TROMPIER, F., BASSINET, C., CLAIRAND, I., Radiation accident dosimetry on plastics by EPR spectrometry, *Health Phys.* **98** (2010) 388-394.
- [A-28] SCHWARCZ, H.P., ESR studies of tooth enamel, *Nucl. Tracks Radiat. Meas.* (1982) **10** (1985) 865-867.
- [A-29] IWASAKI, A., GRINBERG, O., WALCZAK, T., SWARTZ, H.M., In vivo measurements of EPR signals in whole human teeth, *Appl. Radiat. Isot.* **62** (2005) 187-190.
- [A-30] CORRECHER, V., GARCIA-GUINEA, J., RIVERA, T., Thermoluminescence sensitivity of daily-use materials, *Radiat. Eff. Defects Solids* **164** (2009) 232-239.
- [A-31] GÖKSU, H.Y., BAILIFF, I.K., Luminescence dosimetry using building materials and personal objects, *Radiat. Prot. Dosim.* **119** (2006) 413-420.
- [A-32] WODA, C., SPÖTTL, T., On the use of OSL of wire-bond chip card modules for retrospective and accident dosimetry, *Radiat. Meas.* **44** (2009) 548-553.
- [A-33] GÖKSU, H.Y., Telephone chip-cards as individual dosimeters, *Radiat. Meas.* **37** (2003) 617-620.
- [A-34] BASSINET, C., TROMPIER, F., CLAIRAND, I., Radiation accident dosimetry on electronic components by OSL, *Health Phys.* **98** (2010) 440-445.
- [A-35] INRIG, E.L., GODFREY-SMITH, D.I., KHANNA, S., Optically stimulated luminescence of electronic components for forensic, retrospective, and accident dosimetry, *Radiat. Meas.* **43** (2008) 726-730.
- [A-36] VERONESE, I., et al., Study of TSL and OSL properties of dental ceramics for accidental dosimetry applications, *Radiat. Meas.* **45** (2010) 35-41.
- [A-37] GODFREY-SMITH, D.I., Toward in vivo OSL dosimetry of human tooth enamel, *Radiat. Meas.* **43** (2008) 854-858.
- [A-38] DEWITT, R., KLEIN, D.M., YUKIHARA, E.G., SIMON, S.L., MCKEEVER, S.W., Optically stimulated luminescence (OSL) of tooth enamel and its potential use in post-radiation exposure triage, *Health Phys.* **98** (2010) 432-439.
- [A-39] THOMSEN, K.J., BØTTER-JENSEN, L., MURRAY, A.S., Household and workplace chemicals as retrospective luminescence dosimeters, *Radiat. Prot. Dosim.* **101** (2002) 515-518.
- [A-40] BERNHARDSSON, C., CHRISTIANSSON, M., MATTSSON, S., RÄÄF, C.L., Household salt as a retrospective dosimeter using optically stimulated luminescence, *Radiat. Environ. Biophys.* **48** (2009) 21-28.
- [A-41] BASSINET, C., TROMPIER, F., CLAIRAND, I., Radiation accident dosimetry on glass by TL and EPR spectrometry, *Health Phys.* **98** (2010) 400-405.

ABRÉVIATIONS

CEI	Commission électrotechnique internationale
CIPR	Commission internationale de protection radiologique
CIUR	Commission internationale des unités et des mesures radiologiques
DAMA	diamètre aérodynamique médian en activité
DTPA	acide diéthylènetriaminopentaacétique
EBR	efficacité biologique relative
FISH	hybridation <i>in situ</i> en fluorescence
HEPA	filtre à air à haute efficacité
RPE	résonance paramagnétique électronique

**PERSONNES AYANT COLLABORÉ À LA RÉDACTION
ET À L'EXAMEN DU TEXTE**

Cruz Suarez, R.	Agence internationale de l'énergie atomique
Delves, D.	Agence internationale de l'énergie atomique
Doty, R.	Consultant
Gaunt, M.R.	Rolls-Royce plc (Royaume-Uni)
Giussani, A.	Office fédéral de radioprotection (Allemagne)
Hajek, M.	Agence internationale de l'énergie atomique
Haridasan, P.P.	Agence internationale de l'énergie atomique
Kutkov, V.	Agence internationale de l'énergie atomique
Ma, J.	Agence internationale de l'énergie atomique
Nestoroska, M.S.	Agence internationale de l'énergie atomique
Niu, S.	Bureau international du Travail
Okyar, H.B.	Agence internationale de l'énergie atomique
Pradeepkumar, K.S.	Centre de recherche atomique Bhabha (Inde)
Pushparaja, P.	Radioprotection et environnement (Inde)
Saigusa, S.	Institut national des sciences radiologiques (Japon)
Shaw, J.	Public Health England (Royaume-Uni)
Suzuki, T.	Institut national des sciences radiologiques (Japon)
Vanhavere, F.	Centre d'étude de l'énergie nucléaire (Belgique)
Wymer, D.G.	Consultant
Xia, Y.	Institut chinois de l'énergie atomique (Chine)
Zodiates, T.	EDF Energy Nuclear Generation Ltd. (Royaume-Uni)



IAEA

Agence internationale de l'énergie atomique

N° 26

OÙ COMMANDER ?

Vous pouvez vous procurer les publications de l'AIEA disponibles à la vente chez nos dépositaires ci-dessous ou dans les grandes librairies.

Les publications non destinées à la vente doivent être commandées directement à l'AIEA. Les coordonnées figurent à la fin de la liste ci-dessous.

AMÉRIQUE DU NORD

Bernan / Rowman & Littlefield

15250 NBN Way, Blue Ridge Summit, PA 17214 (États-Unis d'Amérique)

Téléphone : +1 800 462 6420 • Télécopie : +1 800 338 4550

Courriel : orders@rowman.com • Site web : www.rowman.com/bernan

RESTE DU MONDE

Veillez-vous adresser à votre libraire préféré ou à notre principal distributeur :

Eurospan Group

Gray's Inn House
127 Clerkenwell Road
London EC1R 5DB
(Royaume-Uni)

Commandes commerciales et renseignements :

Téléphone : +44 (0) 176 760 4972 • Télécopie : +44 (0) 176 760 1640

Courriel : eurospan@turpin-distribution.com

Commandes individuelles :

www.eurospanbookstore.com/iaea

Pour plus d'informations :

Téléphone : +44 (0) 207 240 0856 • Télécopie : +44 (0) 207 379 0609

Courriel : info@eurospangroup.com • Site web : www.eurospangroup.com

Les commandes de publications destinées ou non à la vente peuvent être adressées directement à :

Unité de la promotion et de la vente

Agence internationale de l'énergie atomique

Centre international de Vienne, B.P. 100, 1400 Vienne (Autriche)

Téléphone : +43 1 2600 22529 ou 22530 • Télécopie : +43 1 26007 22529

Courriel : sales.publications@iaea.org • Site web : <https://www.iaea.org/fr/publications>

Des normes internationales pour la sûreté