

COLLECTION NORMES DE SÛRETÉ DE L'IAEA

Évaluation de l'exposition professionnelle due aux sources externes de rayonnements

COPARRAINÉ PAR L'AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE
ATOMIQUE ET LE BUREAU INTERNATIONAL DU TRAVAIL



IAEA

GUIDE DE SÛRETÉ

N° RS-G-1.3



IAEA

Agence internationale de l'énergie atomique

PUBLICATIONS DE L'AIEA CONCERNANT LA SÛRETÉ

NORMES DE SÛRETÉ

En vertu de l'article III de son Statut, l'AIEA a pour attributions d'établir des normes de sûreté pour la protection contre les rayonnements ionisants et de prendre des dispositions pour l'application de ces normes aux activités nucléaires pacifiques.

Les publications concernant la réglementation par lesquelles l'AIEA établit des normes et des mesures de sûreté 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, ainsi que la sûreté générale (c'est-à-dire intéressant plusieurs de ces quatre domaines), et comporte les catégories suivantes: **fondements de sûreté, prescriptions de sûreté et guides de sûreté**.

Les **fondements de sûreté** (lettrage bleu) présentent les objectifs, les notions et les principes fondamentaux de sûreté et de protection pour le développement et l'application de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques.

Les **prescriptions de sûreté** (lettrage rouge) établissent les prescriptions qui doivent être respectées pour assurer la sûreté. Ces prescriptions, énoncées au présent de l'indicatif, sont régies par les objectifs et les principes présentés dans les fondements de sûreté.

Les **guides de sûreté** (lettrage vert) recommandent les mesures, conditions ou procédures permettant de respecter les prescriptions de sûreté. Les recommandations qu'ils contiennent sont énoncées au conditionnel pour indiquer qu'il est nécessaire de prendre les mesures recommandées ou des mesures équivalentes pour respecter les prescriptions.

Les normes de sûreté de l'AIEA n'ont pas force obligatoire pour les États Membres, mais ceux-ci peuvent, à leur discrétion, les adopter pour application, dans le cadre de leur réglementation nationale, à leurs propres activités. L'AIEA est tenue de les appliquer à ses propres opérations et les États doivent faire de même en ce qui concerne les activités pour lesquelles elle fournit une assistance.

Pour obtenir des renseignements sur le programme de normes de sûreté de l'AIEA (y compris sur les éditions dans d'autres langues que l'anglais), il convient de consulter le site Internet de l'AIEA à l'adresse suivante:

www-ns.iaea.org/standards/

ou de s'adresser à la Section de la coordination en matière de sûreté, AIEA, B.P. 100, A-1400 Vienne (Autriche).

AUTRES PUBLICATIONS CONCERNANT LA SÛRETÉ

En vertu de l'article III et du paragraphe C de l'article VIII de son Statut, l'AIEA 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 et la protection dans le cadre des activités nucléaires sont publiés dans d'autres collections, en particulier la **collection Rapports de sûreté de l'AIEA**, à des fins d'information. Ces rapports peuvent décrire les bonnes pratiques, donner des exemples concrets et proposer des méthodes détaillées pour respecter les prescriptions de sûreté. Ils n'établissent pas de prescriptions et ne contiennent pas de recommandations.

Les autres collections contenant des publications concernant la sûreté sont les collections **INSAG, Documents techniques (TECDOC) et Cours de formation**, et, en anglais uniquement, les collections **Technical Reports Series, Radiological Assessment Reports Series, Provisional Safety Standards Series, IAEA Services Series, Computer Manual Series, Practical Radiation Safety Manuals et Practical Radiation Technical Manuals**. L'AIEA édite aussi des rapports sur les accidents radiologiques et d'autres publications spéciales.

ÉVALUATION DE
L'EXPOSITION PROFESSIONNELLE
DUE AUX SOURCES EXTERNES
DE RAYONNEMENTS

© AIEA, 2004

Pour obtenir l'autorisation de reproduire ou de traduire des passages de la présente publication, s'adresser par écrit à l'Agence internationale de l'énergie atomique, Wagramer Strasse 5, B.P. 100, A-1400 Vienne (Autriche).

Imprimé par l'AIEA en Autriche
Janvier 2004
STI/PUB/1076

COLLECTION NORMES DE SÛRETÉ N° RS-G-1.3

ÉVALUATION DE
L'EXPOSITION PROFESSIONNELLE
DUE AUX SOURCES EXTERNES
DE RAYONNEMENTS

GUIDE DE SÛRETÉ

COPARRAINÉ PAR
L'AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE
ET LE BUREAU INTERNATIONAL DU TRAVAIL

AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE
VIENNE, 2004

ÉVALUATION DE L'EXPOSITION PROFESSIONNELLE
DUE AUX SOURCES EXTERNES DE RAYONNEMENTS

AIEA, VIENNE, 2004

STI/PUB/1076

ISBN 92-0-215503-8

ISSN 1020-5829

AVANT-PROPOS

par Mohamed ElBaradei
Directeur général

Une des fonctions statutaires de l'AIEA est d'établir ou d'adopter des normes de sûreté destinées à protéger la santé, les personnes et les biens dans le cadre du développement et de l'utilisation de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques et de prendre des dispositions pour appliquer ces normes à ses propres opérations, ainsi qu'à celles pour lesquelles elle fournit une assistance et, à la demande des parties, aux opérations effectuées en vertu d'un accord bilatéral ou multilatéral ou, à la demande d'un État, à telle ou telle des activités de cet État dans le domaine de l'énergie nucléaire.

Les organes consultatifs ci-après supervisent l'élaboration des normes de sûreté: Commission consultative pour les normes de sûreté (ACSS), Comité consultatif pour les normes de sûreté nucléaire (NUSSAC), Comité consultatif pour les normes de sûreté radiologique (RASSAC), Comité consultatif pour les normes de sûreté relatives au transport (TRANSSAC) et Comité consultatif pour les normes de sûreté relatives aux déchets (WASSAC). Les États Membres sont largement représentés au sein de ces comités.

Afin que les normes de sûreté puissent faire l'objet du consensus le plus large possible, elles sont aussi soumises à tous les États Membres pour observations avant d'être approuvées par le Conseil des gouverneurs de l'AIEA (fondements de sûreté et prescriptions de sûreté) ou par le Comité des publications au nom du Directeur général (guides de sûreté).

Les normes de sûreté de l'AIEA n'ont pas force obligatoire pour les États Membres, mais ceux-ci peuvent, à leur discrétion, les adopter pour application, dans le cadre de leur réglementation nationale, à leurs propres activités. L'AIEA est tenue de les appliquer à ses propres opérations et à celles pour lesquelles elle fournit une assistance. Tout État souhaitant conclure un accord avec l'AIEA en vue d'obtenir son assistance pour le choix du site, la conception, la construction, les essais de mise en service, l'exploitation ou le déclassement d'une installation nucléaire ou toute autre activité est tenu de se conformer aux parties des normes qui se rapportent aux activités couvertes par l'accord. Quoi qu'il en soit, il appartient toujours aux États de prendre les décisions finales et d'assumer les responsabilités juridiques dans le cadre d'une procédure d'autorisation.

Bien que les normes de sûreté établissent une base essentielle pour la sûreté, il est aussi parfois nécessaire d'incorporer des prescriptions plus détaillées conformément à l'usage national. De surcroît, il y aura souvent des aspects particuliers qui devront être soumis, cas par cas, à l'appréciation de spécialistes.

La protection physique des produits fissiles et des matières radioactives, comme celle de la centrale nucléaire dans son ensemble, est mentionnée là où il convient, mais n'est pas traitée en détail; pour connaître les obligations des États à cet égard, il convient de se reporter aux instruments et aux publications pertinents élaborés sous les auspices de l'AIEA. Les aspects non radiologiques de la sécurité du travail et de la protection de l'environnement ne sont pas non plus explicitement examinés; il est admis que les États devraient se conformer aux obligations et aux engagements internationaux qu'ils ont contractés dans ce domaine.

Les prescriptions et recommandations présentées dans les normes de sûreté de l'AIEA peuvent n'être pas pleinement satisfaites par certaines installations anciennes. Il appartient à chaque État de statuer sur la manière dont les normes seront appliquées à ces installations.

Il convient d'attirer l'attention des États sur le fait que les normes de sûreté de l'AIEA, bien que n'étant pas juridiquement contraignantes, visent à faire en sorte que l'énergie nucléaire et les matières radioactives utilisées à des fins pacifiques le soient d'une manière qui permette aux États de s'acquitter des obligations qui leur incombent en vertu des principes du droit international et de règles recueillant l'assentiment général, tels que ceux qui concernent la protection de l'environnement. En vertu de l'un de ces principes, le territoire d'un État ne doit pas servir à des activités qui portent préjudice à un autre État. Les États sont donc tenus de faire preuve de prudence et d'observer des normes de conduite.

Comme toute autre activité, les activités nucléaires civiles menées sous la juridiction des États sont soumises aux obligations que les États contractent au titre de conventions internationales, en sus des principes du droit international généralement acceptés. Les États sont censés adopter au niveau national les lois (et la réglementation), ainsi que les normes et mesures dont ils peuvent avoir besoin pour s'acquitter efficacement de toutes leurs obligations internationales.

PRÉFACE

L'exposition professionnelle aux rayonnements ionisants peut survenir 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 acceptable des rayonnements, des matières radioactives et de l'énergie nucléaire.

En 1996 et 1997, l'Agence a publié un guide de sûreté sur la radioprotection et la sûreté des sources de rayonnements (AIEA, collection Sécurité n° 120) et les Normes fondamentales internationales de protection contre les rayonnements ionisants et de sûreté des sources de rayonnements (AIEA, collection Sécurité n° 115), tous deux coparrainés par l'Organisation des Nations Unies pour l'alimentation et l'agriculture, l'AIEA, l'Organisation internationale du Travail, l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire, l'Organisation panaméricaine de la santé et l'Organisation mondiale de la santé. Ces publications présentent, respectivement, les objectifs et les principes de sûreté relatifs aux rayonnements ionisants et les exigences auxquelles il faut satisfaire pour appliquer les principes et atteindre les objectifs.

L'établissement des exigences de sûreté et de guides pour la protection des travailleurs contre les rayonnements ionisants est une composante majeure de l'assistance pour la sûreté relative aux rayonnements ionisants fournie par l'AIEA à ses États Membres. L'objectif du programme de protection des travailleurs de l'AIEA est de promouvoir une approche internationalement harmonisée de l'optimisation de la radioprotection des travailleurs, via le développement et l'application des directives sur la limitation des expositions aux rayonnements ionisants et l'application des techniques actuelles de radioprotection sur le lieu de travail.

Des conseils sur la façon de satisfaire aux exigences des Normes fondamentales internationales pour la protection des travailleurs sont fournis dans trois guides de sûreté interdépendants, un donnant les conseils généraux sur le développement des programmes de radioprotection des travailleurs et deux donnant des conseils plus détaillés sur le contrôle radiologique et l'évaluation de l'exposition des travailleurs due respectivement aux sources externes de rayonnement et à l'incorporation de radioéléments. L'ensemble de ces guides de sûreté reflète les principes actuels internationalement acceptés et les pratiques recommandées pour la radioprotection des travailleurs, compte tenu des changements majeurs intervenus ces dix dernières années.

Les trois guides de sûreté sur la radioprotection des travailleurs sont parrainés conjointement par l'AIEA et le Bureau international du Travail. L'Agence remercie la Commission européenne pour sa contribution au développement du présent guide de sûreté.

Le présent guide de sûreté concerne l'évaluation de l'exposition due aux sources externes de rayonnements sur le lieu de travail. Une telle exposition peut

se produire via de nombreuses sources sur le lieu de travail, et le contrôle radiologique des travailleurs et du lieu de travail, dans ces cas-là, fait partie intégrante de tout programme de radioprotection professionnelle. L'évaluation de l'exposition due aux sources externes de rayonnements dépend essentiellement de la connaissance du type et de l'énergie des rayonnements et des conditions d'exposition. Le présent guide de sûreté reflète les changements principaux intervenus ces dix dernières années dans la pratique internationale de l'évaluation de la dose externe.

NOTE DE L'ÉDITEUR

Lorsqu'une norme comporte un appendice, ce dernier est réputé faire partie intégrante de cette norme et avoir le même statut que celle-ci. En revanche, les annexes, notes infrapaginales et bibliographies ont pour objet de donner des précisions ou des exemples concrets qui peuvent être utiles au lecteur.

Le présent a été employé pour énoncer des prescriptions, des responsabilités et des obligations. Le conditionnel sert à énoncer des recommandations concernant une option souhaitable.

La version anglaise du texte est celle qui fait autorité. La présente traduction a été établie sous les auspices de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) (France).

TABLE DES MATIÈRES

1.	INTRODUCTION	1
	Généralités (1.1–1.4)	1
	Objectif (1.5)	2
	Champ d'application (1.6–1.7)	2
	Structure (1.8–1.9)	2
2.	GRANDEURS UTILISÉES EN DOSIMÉTRIE	3
	Introduction (2.1–2.4)	3
	Grandeur opérationnelle pour le contrôle radiologique individuel (2.5–2.8)	5
	Grandeurs utilisées pour le contrôle radiologique du lieu de travail (2.9–2.16)	6
3.	PROGRAMMES DE CONTRÔLE RADIOLOGIQUE	7
	Objectif général (3.1–3.5)	7
	Évaluation des doses individuelles (3.6–3.41)	8
4.	SPÉCIFICATIONS DE DOSIMÉTRIE	18
	Généralités (4.1–4.3)	18
	Spécifications pour les dosimètres individuels (4.4–4.22)	19
	Spécifications pour le contrôle radiologique du lieu de travail (4.23–4.32)	27
5.	ESSAIS DE QUALIFICATION	30
	Généralités (5.1–5.4)	30
	Essais de qualification des dosimètres individuels (5.5–5.17)	31
	Essais de qualification des instruments servant au contrôle radiologique du lieu de travail (5.18–5.19)	36
6.	ESSAIS AVANT UTILISATION ET ESSAIS PÉRIODIQUES (6.1–6.4)	36

7.	TESTS DE PERFORMANCE	37
	Généralités (7.1)	37
	Tests de performances pour l'homologation (7.2–7.4)	38
	Tests de performances de routine (7.5–7.7)	38
8.	ÉLABORATION ET ARCHIVAGE DES DOSSIERS DE SUIVI DOSIMÉTRIQUE	40
	Généralités (8.1–8.2)	40
	Tenue de dossiers pour le contrôle radiologique individuel (8.3–8.8) ...	41
	Tenue de dossiers pour le contrôle radiologique du lieu de travail (8.9–8.10)	42
	Communication des informations à la direction (8.11–8.12)	42
9.	ASSURANCE DE LA QUALITÉ	43
	Exigences (9.1)	43
	Mise en œuvre et gestion (9.2–9.13)	43
	Évaluation des performances (9.14–9.16)	46
	Sous-traitance d'un service de contrôle radiologique (9.17)	47
	APPENDICE: CONTRÔLE RADIOLOGIQUE DE LA CONTAMINATION DE LA PEAU ET ÉVALUATION DE LA DOSE POUR LA PEAU	49
	RÉFÉRENCES	51
	ANNEXE I: RÉSUMÉ DES FACTEURS DE PONDÉRATION POUR LES RAYONNEMENTS ET DES RELATIONS Q–L RECOMMANDÉS	55
	ANNEXE II: INSTRUMENTATION UTILISÉE POUR LE CONTRÔLE RADIOLOGIQUE INDIVIDUEL	57
	ANNEXE III: INSTRUMENTATION UTILISÉE POUR LE CONTRÔLE RADIOLOGIQUE DU LIEU DE TRAVAIL	69
	ANNEXE IV: CONDITIONS DE RÉFÉRENCE ET CONDITIONS D'ESSAI STANDARD	78

ANNEXE V: DONNÉES SE RAPPORTANT À L'ESSAI DE QUALIFICATION DES DOSIMÈTRES INDIVIDUELS ET DES DISPOSITIFS DE SURVEILLANCE DE ZONE EXPRIMÉES EN GRANDEURS OPÉRATIONNELLES	80
ANNEXE VI: EXEMPLES DE NORMES CEI CONCERNANT L'ÉQUIPEMENT DE CONTRÔLE RADIOLOGIQUE	92
PERSONNES AYANT COLLABORÉ À LA RÉDACTION ET À L'EXAMEN	93
ORGANES CONSULTATIFS POUR L'APPROBATION DES NORMES DE SÛRETÉ	95

1. INTRODUCTION

GÉNÉRALITÉS

1.1. L'exposition professionnelle aux rayonnements ionisants peut résulter de diverses activités humaines. Celles-ci incluent le travail associé aux différentes étapes du cycle du combustible nucléaire, l'utilisation de sources radioactives et d'appareils à rayons X en médecine, pour la recherche scientifique, pour l'agriculture et l'industrie, et les activités impliquant la manipulation de substances contenant des concentrations accrues de radioéléments naturels. Pour contrôler cette exposition, il est nécessaire de pouvoir évaluer l'importance des doses concernées.

1.2. La publication de l'AIEA intitulée «Radiation Protection and the Safety of Radiation Sources: A Safety Fundamental» [1] présente les objectifs, concepts et principes de la radioprotection et de la sûreté. Les exigences conçues pour atteindre ces objectifs et appliquer les principes spécifiés dans les Fondements de la sûreté, y compris les exigences pour la protection des travailleurs exposés à des sources de rayonnement, sont établies dans les Normes fondamentales internationales de protection contre les rayonnements ionisants et de sûreté des sources de rayonnements (Normes fondamentales internationales ou NFI), coparrainées par l'AIEA et cinq autres organisations internationales [2].

1.3. Trois guides de sûreté, préparés conjointement par l'AIEA et le Bureau international du Travail (BIT), fournissent des conseils pour remplir les exigences des Normes fondamentales internationales vis-à-vis de l'exposition professionnelle. Le guide de sûreté [3] donne des conseils généraux sur les conditions d'exposition pour lesquelles des programmes de contrôle radiologique devraient être mis en place afin d'évaluer les doses d'irradiation provenant de rayonnements externes et de l'incorporation de radioéléments par les travailleurs. Le présent guide de sûreté donne des conseils plus spécifiques sur l'évaluation des doses provenant de sources externes de rayonnement alors que la réf. [4] traite de l'incorporation de substances radioactives.

1.4. Des recommandations relatives à la radioprotection professionnelle ont également été établies par la Commission internationale de protection radiologique (CIPR) [5]. Celles-ci et d'autres recommandations de la CIPR [6] et de la Commission internationale des unités et des mesures radiologiques (CIUMR) [7–10] ont été prises en compte lors de la rédaction de ce guide de sûreté.

OBJECTIF

1.5. L'objectif de ce guide de sûreté est de prodiguer tous les conseils aux organismes de réglementation permettant de satisfaire aux exigences relatives à la réalisation d'évaluations efficaces de l'exposition professionnelle aux sources externes de rayonnements ionisants. Ce guide de sûreté sera également utile pour ceux qui sont concernés par la planification et la gestion des programmes de contrôle radiologique, pour ceux qui ont en charge l'exploitation des services de contrôle radiologique individuel et pour ceux qui sont impliqués dans la conception de dosimètres et d'équipements utilisés pour la dosimétrie individuelle et le contrôle radiologique du lieu de travail.

CHAMP D'APPLICATION

1.6. Ce guide de sûreté fournit des conseils sur l'élaboration de programmes de contrôle radiologique pour l'exposition externe: la dosimétrie appropriée à utiliser pour le contrôle radiologique individuel et celui du lieu de travail, l'interprétation des résultats, la tenue des dossiers et l'assurance de la qualité. Les objectifs globaux des systèmes de dosimétrie individuelle et des services sont traités, une attention toute particulière étant apportée aux grandeurs à mesurer et à la précision et à l'exactitude nécessaires pour effectuer de telles mesures. Des conseils sur les tests de qualification et les tests de performance des dosimètres sont fournis, accompagnés des données de dosimétrie nécessaires pour exécuter ce travail.

1.7. Le sujet du contrôle radiologique du lieu de travail n'est traité que dans la mesure où ce type de contrôle est utilisé pour l'évaluation de la dose individuelle. L'exposition externe provenant de la contamination de la peau est traitée dans l'appendice, mais le contrôle radiologique de la contamination des surfaces du lieu de travail est traité dans le guide de sûreté connexe traitant de l'exposition interne [4]. La dosimétrie spécialisée relative aux situations d'accident dans lesquelles les doses dépassent fortement les limites de doses professionnelles sort du cadre de cette publication.

STRUCTURE

1.8. La relation entre les grandeurs de protection et les grandeurs opérationnelles de dose est présentée dans la section 2. La section 3 décrit les objectifs et l'utilisation du contrôle radiologique pour l'exposition aux rayonnements externes. La section 4 présente les caractéristiques essentielles des programmes de contrôle radiologique et le rôle du contrôle radiologique individuel ainsi que celui du contrôle radiologique du lieu de travail. Les spécifications de dosimétrie pour les dosimètres individuels et le contrôle

radiologique du lieu de travail sont décrites dans la section 5 et comprennent les spécifications relatives à l'exactitude, aux incertitudes et aux performances. Les essais de qualification des dosimètres individuels et des instruments de contrôle du lieu de travail sont décrits dans la section 6. L'étalonnage et les tests de performance sont traités dans les sections 7 et 8 respectivement. La section 9 couvre la tenue des dossiers et la section 10 traite de l'assurance de la qualité.

1.9. D'autres informations sont fournies dans l'appendice et les annexes. L'appendice traite la question de la dosimétrie de la peau. L'annexe I donne les valeurs recommandées des facteurs de pondération du rayonnement et la relation entre le facteur de qualité et le transfert linéique d'énergie. Les annexes II et III donnent un aperçu global de l'instrumentation pour le contrôle radiologique individuel et celui du lieu de travail respectivement. L'annexe IV décrit les conditions de référence et de tests standards spécifiées par la Commission électrotechnique internationale (CEI). L'annexe V fournit les coefficients de conversion de dose recommandés par la CIPR et la CIUMR ainsi que les détails des champs de rayonnement recommandés par l'Organisation internationale de normalisation (ISO) pour l'étalonnage. L'annexe VI donne des exemples de normes CEI pour les équipements de contrôle radiologique.

2. GRANDEURS UTILISÉES EN DOSIMÉTRIE

INTRODUCTION

2.1. Les grandeurs utilisées en dosimétrie recommandées pour la radioprotection, et qui servent à exprimer les limites de dose dans les NFI, sont la dose efficace E et la dose équivalente H_T au tissu ou à l'organe T . Les grandeurs physiques principales comportent la fluence des particules ϕ , le kerma K et la dose absorbée D .

2.2. La CIUMR a introduit des grandeurs opérationnelles à utiliser en pratique pour la radioprotection lorsque l'exposition aux sources externes est concernée [7]. Ces grandeurs ont été définies ultérieurement dans le rapport 51 de la CIUMR [10]. Les grandeurs opérationnelles pour le contrôle radiologique de zone sont l'équivalent de dose ambiant $H^*(d)$ et l'équivalent de dose directionnel $H'(d, \Omega)$; la grandeur pour le contrôle radiologique individuel est l'équivalent de dose individuel $H_p(d)$. Ces grandeurs sont traitées brièvement dans le guide de sûreté connexe [3] et sont définies de manière formelle dans les NFI [2]. Une évaluation détaillée de la relation numérique entre les grandeurs physiques, de protection et opérationnelles a été effectuée par un groupe de travail commun de la CIPR et de la CIUMR [11]. La relation conceptuelle entre ces grandeurs est illustrée par la fig. 1 [11].

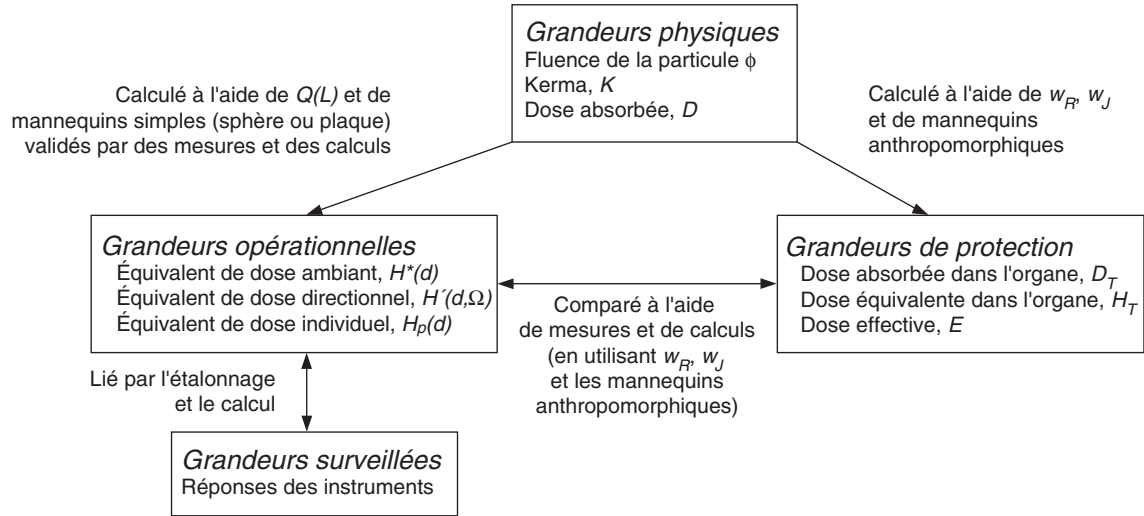


FIG. 1. Relation des grandeurs servant à la radioprotection [11].

2.3. La détermination de la dose équivalente, et donc de la dose efficace, implique l'utilisation de facteurs de pondération pour le rayonnement w_R sous forme de multiplicateurs de la dose absorbée, pour refléter le détriment plus important résultant d'une dose absorbée donnée lorsqu'elle est délivrée par un rayonnement à haut transfert linéique d'énergie (TLE) plutôt que par un rayonnement à faible transfert linéique d'énergie. Les valeurs recommandées de w_R sont basées sur l'examen des informations biologiques publiées et sont listées dans le tableau I-I (annexe I).

2.4. Les facteurs de qualité radiologiques Q sont utilisés pour la détermination des grandeurs opérationnelles et sont basés sur une relation Q-TLE. Les facteurs de qualité sont également utilisés comme valeurs approximatives de w_R pour les types de rayonnement non inclus dans le tableau I-I. La relation Q-TLE recommandée est donnée dans le tableau I-II.

GRANDEUR OPÉRATIONNELLE POUR LE CONTRÔLE RADIOLOGIQUE INDIVIDUEL

2.5. La grandeur opérationnelle de dosimétrie recommandée par les NFI pour le contrôle radiologique individuel est l'équivalent de dose individuel $H_p(d)$ [9-10]. C'est l'équivalent de dose dans un tissu mou en-dessous d'un point spécifié du corps, à la profondeur appropriée d . Une méthode possible pour mesurer $H_p(d)$ serait d'utiliser un détecteur placé sur la surface du corps et couvert d'une épaisseur appropriée de substitut du tissu. Toutefois, d'autres méthodes sont acceptables, à condition que la variation nécessaire de la réponse vis-à-vis de l'énergie soit obtenue.

2.6. Toute indication d'équivalent de dose individuel devrait inclure la spécification de la profondeur de référence d . Pour les rayonnements peu pénétrants et très pénétrants (voir par. 2.14), les profondeurs recommandées sont de 0,07 mm et 10 mm respectivement, bien que d'autres profondeurs puissent convenir dans des cas particuliers, 3 mm, par exemple, pour le cristallin de l'œil. Pour simplifier la notation, d est censé être exprimé en millimètres et, de ce fait, les équivalents de dose individuels aux deux profondeurs recommandées mentionnées ci-dessus sont notés $H_p(0,07)$ et $H_p(10)$.

2.7. $H_p(10)$, c'est-à-dire l'équivalent de dose individuel à une profondeur de 10 mm, est utilisé pour fournir une estimation de la dose efficace pour éviter une sous-estimation et une surestimation excessive. Les cellules sensibles de la peau sont censées se trouver entre 0,05 et 0,1 mm en-dessous de la surface de la peau et, de ce fait, $H_p(0,07)$ est utilisé pour estimer la dose équivalente à la peau. $H_p(0,07)$ devrait également être utilisé pour le contrôle radiologique des extrémités, où la dose relative à la peau est la grandeur d'influence.

2.8. L'étalonnage des dosimètres est effectué dans des conditions conventionnelles simplifiées (conditions standards de test, voir section 5), sur un fantôme approprié. La grandeur $H_p(d)$ peut être utilisée pour spécifier l'équivalent de dose en un point sur un fantôme représentant le corps. Si un dosimètre mesure correctement $H_p(d)$ en un point d'un tel fantôme, on suppose qu'il mesure $H_p(d)$ avec suffisamment d'exactitude sur le corps de n'importe quelle personne.

GRANDEURS UTILISÉES POUR LE CONTRÔLE RADIOLOGIQUE DU LIEU DE TRAVAIL

2.9. Les grandeurs opérationnelles recommandées pour le contrôle radiologique du lieu de travail sont définies dans un fantôme dénommé sphère de la CIUMR [10]. C'est une sphère constituée d'une matière équivalant au tissu de 30 cm de diamètre, dont la densité est d'1 g/cm³ et dont la composition élémentaire en poids est de 76,2% d'oxygène, 11,1% de carbone, 10,1% d'hydrogène et 2,6% d'azote.

2.10. Les deux grandeurs recommandées par la CIUMR pour le contrôle radiologique de zone [10] sont l'équivalent de dose ambiant $H^*(d)$ et l'équivalent de dose directionnel $H'(d, \Omega)$. Elles conviennent pour le contrôle radiologique des champs de rayonnement très pénétrants et peu pénétrants (voir par. 2.14) respectivement.

2.11. 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 correspondant développé et unidirectionnel dans la sphère de la CIUMR, à une profondeur d sur le rayon dans la direction opposée au champ unidirectionnel.

2.12. Le champ développé 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 le champ développé et unidirectionnel, la fluence et sa répartition énergétique sont identiques à celles du champ développé, mais la fluence est unidirectionnelle.

2.13. Toute indication d'équivalent de dose ambiant devrait inclure la spécification de la profondeur de référence d . Pour les rayonnements très pénétrants (voir par. 2.14), la profondeur recommandée est de 10 mm. Comme pour l'équivalent de dose individuel, d devrait être exprimé en millimètres, ainsi $H^*(10)$ est l'équivalent de dose ambiant pour une profondeur de 10 mm. Pour mesurer $H^*(d)$, il est nécessaire que le champ de rayonnement soit uniforme sur tout le volume sensible de l'instrument et que l'instrument ait une réponse isotrope.

2.14. Les rayonnements peu pénétrants et très pénétrants sont définis comme suit [7]. 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 plus de dix fois supérieure à la dose efficace, le rayonnement est dit peu pénétrant. Si la dose équivalente est inférieure à dix fois la dose efficace, on dit alors que le rayonnement est très pénétrant.

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

2.16. Si le champ est unidirectionnel, la direction Ω est spécifiée comme étant l'angle compris entre le rayon opposé au champ incident et le rayon spécifié. Lorsque le rayon spécifié est parallèle au champ de rayonnement (c'est-à-dire lorsque $\Omega = 0^\circ$), la grandeur $H'(d, 0)$ peut s'écrire $H'(d)$ simplement. De plus, dans un champ unidirectionnel, $H'(d) = H^*(d)$. Pour mesurer $H'(d, \Omega)$, il est nécessaire que le champ de rayonnement soit uniforme le long des dimensions de l'instrument et que l'instrument ait la réponse directionnelle appropriée. Pour un rayonnement peu pénétrant, un instrument qui détermine l'équivalent de dose à la profondeur recommandée dans une plaque de matière équivalant au tissu déterminera convenablement $H'(0,07)$ à condition que la surface de la plaque soit perpendiculaire à la direction du champ de rayonnement.

3. PROGRAMMES DE CONTRÔLE RADIOLOGIQUE

OBJECTIF GÉNÉRAL

3.1. L'objectif général des programmes de contrôle radiologique opérationnel est l'évaluation des conditions du lieu de travail et des expositions individuelles. L'évaluation des doses des travailleurs exposés couramment ou potentiellement à des sources externes de rayonnements fait partie intégrante de tout programme de radioprotection et aide à garantir des conditions radiologiques suffisamment sûres et satisfaisantes sur le lieu de travail.

3.2. Les mesures visant à satisfaire aux exigences générales de radioprotection des travailleurs sont décrites dans le guide de sûreté connexe [3]. Les aspects spécifiques du contrôle radiologique qui se rapportent à l'exposition externe sont décrits ci-dessous.

3.3. La contamination radioactive des surfaces du lieu de travail peut contribuer à l'exposition externe des travailleurs. Toutefois, dans de nombreuses situations de contamination (et particulièrement lorsque l'activité alpha est importante), les voies d'exposition interne dominent. Pour cette raison, le sujet concernant la contamination de surface est traité dans le guide de sûreté connexe [4].

3.4. La contamination de la peau conduira à une exposition externe, et parfois même à une exposition interne, selon le(s) radioélément(s) concerné(s), la (les) forme(s) chimique(s) présente(s) et le niveau d'activité. L'appendice traite de l'évaluation de doses résultant de la contamination de la peau.

3.5. D'autres informations concernant l'instrumentation utilisée pour le contrôle radiologique des individus et du lieu de travail sont présentées dans les annexes II et III respectivement.

ÉVALUATION DES DOSES INDIVIDUELLES

3.6. Dans la plupart des cas, les doses dues à l'irradiation externe peuvent être facilement évaluées par le contrôle radiologique individuel systématique des travailleurs. Au cas où le contrôle radiologique individuel est incapable de fournir une indication convenable des doses des travailleurs, les résultats du contrôle radiologique du lieu de travail peuvent être utilisés pour l'évaluation des doses individuelles. Il peut être approprié de déduire une évaluation d'exposition à partir des résultats du contrôle radiologique du lieu de travail lorsque:

- (a) Aucune méthode efficace de contrôle radiologique individuel n'est disponible et qu'une méthode basée sur le contrôle radiologique du lieu de travail s'est révélée acceptable;
- (b) Les doses sont relativement constantes et peuvent être évaluées de manière fiable par d'autres moyens (par exemple, dans des laboratoires de recherche à l'aide de petites sources contrôlées); ou
- (c) Les travailleurs concernés sont régulièrement employés dans une zone surveillée ou ne pénètrent qu'occasionnellement dans des zones contrôlées (voir par. 5.17–5.31 de la réf. [3]).

3.7. Le contrôle radiologique individuel est normalement obligatoire pour les personnes qui travaillent couramment dans des zones désignées comme zones contrôlées à cause du danger de rayonnement externe. Un programme de contrôle radiologique individuel pour l'exposition aux rayonnements externes est destiné à fournir des informations pour l'optimisation de la protection, à prouver que l'exposition du travailleur n'a pas dépassé une limite de dose ou le niveau prévu pour les activités données et à vérifier l'adéquation du contrôle radiologique du lieu de travail.

3.8. Pour les zones surveillées où le contrôle radiologique individuel n'est pas obligatoire, il peut être plus simple d'utiliser un nombre limité de dosimètres individuels que d'adopter un programme complet de contrôle radiologique du lieu de travail. Dans tous les cas, le contrôle radiologique individuel destiné aux enregistrements de doses peut être considéré comme étant une bonne pratique pour tous les travailleurs d'une zone surveillée.

Conception d'un programme de contrôle radiologique

3.9. Lorsqu'un contrôle radiologique individuel est utilisé, les employés devraient tous se voir attribuer un dosimètre intégrateur. Lorsque les débits d'équivalent de dose rencontrés sur le lieu de travail peuvent varier souvent de plus d'un facteur dix, un dosimètre à lecture directe supplémentaire et/ou un dispositif d'avertissement pour contrôler les doses devrait être fourni (voir par. 3.24).

3.10. Un service de contrôle radiologique individuel agréé par l'organisme de réglementation devrait être mis en place. L'organisme de réglementation devrait exiger un tel service pour fournir des dosimètres capables de mesurer $H_p(10)$ et $H_p(0,07)$ avec une exactitude adéquate pour tous les types de rayonnement envisageables. Le responsable de la réglementation devrait également exiger que le service possède un personnel suffisamment qualifié et formé et des équipements de traitement adaptés ainsi que les autres installations nécessaires. L'organisme de réglementation devrait inspecter le service et devrait exiger que l'élaboration des rapports concernant les doses soit faite pendant une période prescrite et qu'un système adéquat d'assurance de la qualité (AQ) soit en application.

3.11. La mesure d' $H_p(10)$ est souvent suffisante pour évaluer l'exposition d'un travailleur. Toutefois, si le champ de rayonnement contient des quantités importantes de rayonnements peu pénétrants (tels que particules bêta ou photons d'énergie inférieure à 15 keV), $H_p(0,07)$ peut être comparable à, ou beaucoup plus grand que, $H_p(10)$; pour de tels champs, le dosimètre devrait être capable de mesurer l'équivalent de dose à une profondeur de 0,07 mm.

3.12. Lorsque l'équivalent de dose au cristallin de l'œil doit être déterminé, l'équivalent de dose individuel $H_p(3)$ peut être normalement évalué avec suffisamment d'exactitude à partir des mesures de $H_p(10)$ et $H_p(0,07)$. Si $H_p(10)$ et $H_p(0,07)$ sont inférieurs aux limites de dose respectives, on peut démontrer que, dans la plus grande majorité des cas, la valeur d' $H_p(3)$ sera également inférieure à la limite de dose pour le cristallin de l'œil (150 mSv).

3.13. Dans la plupart des cas, un seul dosimètre porté sur le tronc suffit. Pour un rayonnement très pénétrant, ce dosimètre devrait être placé à l'endroit où l'exposition la plus élevée à la surface du tronc est prévue. 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. Les dosimètres servant à évaluer les doses au cristallin de l'œil devraient être portés à côté des yeux (par exemple, sur le front ou sur une casquette).

3.14. Pour obtenir une meilleure évaluation de la dose efficace reçue dans un champ de rayonnement inhomogène, il est utile que les travailleurs portent des dosimètres supplémentaires sur les autres parties du corps. Dans certaines situations particulières — par exemple en radiologie médicale, où des vêtements de protection comme des tabliers de protection en plomb sont utilisés — il est conseillé d'utiliser un dosimètre sous le tablier et un dosimètre sur une partie non blindée du corps. Le but des deux dosimètres est de déterminer les doses efficaces reçues par les parties blindées et non blindées du corps. Elles peuvent être combinées pour donner la dose efficace totale en utilisant des algorithmes adaptés; les méthodes disponibles ont été passées en revue et des recommandations ont été faites par l'US National Council of Radiation Protection (NCRP) [12].

3.15. Dans les cas où l'on prévoit que la dose maximale aux extrémités sera au moins dix fois supérieure à la dose pour la surface du corps tout entier (comparable au facteur de dix entre la limite de dose efficace annuelle de 50 mSv pour le corps entier et la limite de dose équivalente de 500 mSv aux extrémités), un ou plusieurs dosimètres d'extrémité devraient être portés, aux endroits où l'on s'attend à ce que la dose reçue soit la plus élevée.

3.16. Pour les opérations courantes, chaque travailleur subissant un contrôle radiologique devrait normalement posséder deux dosimètres; le travailleur en porte un pendant que l'autre (qui a été porté précédemment) est traité et évalué. La fréquence du changement de dosimètre devrait être établie par le service de dosimétrie en fonction du type de travail à effectuer (voir par. 3.17–3.29), de l'exposition prévue associée au travail, des caractéristiques des dosimètres et de la limite globale de détection du sys-

tème de dosimétrie. Les caractéristiques d'effacement d'une émulsion, par exemple, imposent habituellement une période de renouvellement plus courte pour les dosimètres à film que pour les dosimètres thermoluminescents (DTL). Les fréquences de renouvellement peuvent aller d'un changement quotidien, pour des opérations particulières, à une fois tous les six mois, si l'on s'attend à ce que l'exposition soit très faible, mais en règle générale les périodes vont de un à trois mois. Pour les opérations de routine utilisant des dosimètres à lecture directe, d'autres approches sont possibles et ont été adoptées. Il est possible de délivrer un dosimètre par jour à chaque individu (pas nécessairement le même chaque jour) ou de fournir un dosimètre à un individu pour une période pouvant atteindre un an, des lectures étant effectuées périodiquement. Ces deux options (et il peut y en avoir d'autres) réduisent le nombre de dosimètres nécessaires à un peu plus d'un par personne (des dosimètres de remplacement seront bien sûr nécessaires en cas de défaillance ou d'entretien d'un dosimètre).

Choix d'un dosimètre individuel

Contrôle radiologique de routine

3.17. Le choix d'un dosimètre individuel dépendra non seulement du type de rayonnement mais également des informations nécessaires en plus de $H_p(d)$. En pratique, les types de dosimètre suivants peuvent être utilisés:

- (a) Les dosimètres à photons ne donnant des informations que sur l'équivalent de dose individuel $H_p(10)$;
- (b) Les dosimètres à bêta-photon, donnant des informations sur les équivalents de dose individuels $H_p(0,07)$ et $H_p(10)$;
- (c) Les dosimètres à photons de type discriminant donnant, en plus de $H_p(10)$, des indications sur le type de rayonnement et l'énergie effective, et détectant les électrons de haute énergie;
- (d) Les dosimètres d'extrémités, donnant des informations sur $H_p(0,07)$ pour le rayonnement bêta-photon (et pour les neutrons si des sources de neutrons sont manipulées);
- (e) Les dosimètres à neutrons, donnant des informations sur $H_p(10)$.

3.18. Dans les champs de rayonnement où le rayonnement photonique est important, il suffit habituellement de mesurer $H_p(10)$. Un simple dosimètre (du type de ceux décrits en (a) ci-dessus) convient, de ce fait, dans la plupart des cas. Pour un large éventail d'énergies de photons, les DTL, les dosimètres à émulsion ou en verre radiophotoluminescent (RPL) peuvent être utilisés à condition qu'ils présentent une correspondance énergétique adéquate. De plus, il existe de nombreux dosimètres électroniques qui mesurent $H_p(10)$ directement, au-dessus d'un seuil de 20–80 keV (en fonction du type).

En outre, la luminescence stimulée optiquement (LSO) est maintenant bien développée et elle est couramment utilisée par les services commerciaux importants de dosimétrie.

3.19. Lorsqu'un rayonnement bêta est susceptible de constituer une part importante d'un champ de rayonnement, les dosimètres du type de ceux décrits en (b) devraient être utilisés de préférence. Ce peut être des DTL ou des dosimètres à émulsion avec deux ou plusieurs éléments thermoluminescents ou des films sous des filtres d'épaisseurs et de matières différentes, ou encore des dosimètres électroniques. Toutefois, lorsqu'une part importante de la dose bêta est susceptible de provenir de particules bêta de basse énergie, les dosimètres électroniques de conception actuelle peuvent ne pas convenir.

3.20. Pour la dosimétrie des extrémités, particulièrement la main, un simple DTL à un élément devrait suffire s'il est placé sur le doigt le plus exposé et fait face à la source. Pour obtenir la meilleure exactitude lors de la mesure de rayonnement bêta de basse énergie, le détecteur devrait être fin et enveloppé par une épaisseur de substitut de tissu de telle manière que la dose à une profondeur nominale de 7 mg/cm^2 (ou $0,07 \text{ mm}$)¹ puisse être évaluée (c'est-à-dire qu'une mesure avec un détecteur équivalent au tissu d'épaisseur de 5 mg/cm^2 — correspondant à une épaisseur effective de 3 mg/cm^2 — sous un filtre équivalent au tissu d'épaisseur d'environ 4 mg/cm^2 devrait suffire).

3.21. Les types simples de dosimètres à neutrons ne peuvent pas fournir d'informations sur les équivalents de dose pour les neutrons sur toute la gamme d'énergie intéressante et, de ce fait, un effort supplémentaire doit être fait lorsque le contrôle radiologique pour les neutrons est nécessaire. Toutefois, les équivalents de dose pour les neutrons sont souvent faibles par rapport à la limite de dose équivalente et à la contribution du rayonnement gamma. Étant donné que le rayonnement gamma est toujours présent dans les champs neutroniques, il faudrait toujours porter un dosimètre à photons avec un dosimètre à neutrons. Dans certains champs neutroniques, le rapport équivalent de dose gamma/équivalent de dose pour les neutrons peut varier de plusieurs ordres de grandeur. Les équivalents de dose pour les neutrons ne peuvent pas, de ce fait, être calculés avec suffisamment d'exactitude à partir de l'équivalent de dose gamma en supposant un rapport constant pour un lieu de travail donné.

¹ Lorsque les sujets concernant la mesure et les effets du rayonnement bêta sont abordés, les «épaisseurs» de matière sont souvent exprimées en mg/cm^2 pour permettre des comparaisons directes entre les matières de différentes densités. Pour une matière équivalente au tissu, la densité est de 1 g/cm^3 , donc 7 mg/cm^2 correspond à une profondeur de $0,07 \text{ mm}$.

3.22. Les doses provenant des neutrons thermiques, de moyenne et de haute énergie peuvent être évaluées à l'aide d'un système tel qu'un dosimètre d'albédo (voir annexe II). Pour les neutrons de haute énergie, cependant, la réponse de l'équivalent de dose des dosimètres d'albédo varie fortement en fonction de l'énergie et d'autres méthodes, telles que les détecteurs de traces dans un solide, conviennent mieux (annexe II). Les détecteurs polymère à bulles — un type de dosimètre à neutrons à lecture directe — sont très sensibles aux neutrons, avec une capacité de détection de quelques microsieverts, et sont complètement insensibles aux photons. Toutefois, chacun de ces trois types de dosimètres ne possède qu'une gamme limitée d'énergies neutroniques.

3.23. Des systèmes de contrôle radiologique individuel spéciaux pour les neutrons sont décrits dans l'annexe II et des exemples de leur application pour le contrôle radiologique individuel dans les usines de retraitement, les hôpitaux et les zones autour de réacteurs sont donnés dans la réf. [13].

3.24. Pour contrôler l'exposition individuelle quotidiennement, il peut être nécessaire d'utiliser des dosimètres supplémentaires à lecture directe (électroniques) qui peuvent fournir des estimations sur la dose d'un individu avec une fréquence supérieure à celle d'une dosimétrie de routine typique. Ces dosimètres ne devraient servir qu'au contrôle de dose et non pas en remplacement du dosimètre désigné par l'organisme de réglementation pour servir à la tenue de dossiers (le dosimètre d'enregistrement). Toutefois, un dosimètre électronique dont la conception est considérée par l'organisme de réglementation comme adaptée à une utilisation comme dosimètre d'enregistrement (possédant une gamme d'énergies, une sensibilité, une linéarité, une précision, etc. adéquates) peut servir efficacement aux deux usages.

Contrôle radiologique lié aux tâches

3.25. Pour le contrôle de dose dans les situations où le champ de rayonnement subi par un travailleur peut augmenter de manière importante et imprévue (par. 3.9), des dosimètres supplémentaires, pouvant donner une information précoce 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 stylo à lecture directe, dont la lecture peut se faire en cours d'opération et après la journée de travail, et les dosimètres électroniques d'alarme actifs, qui fournissent une alarme visuelle ou sonore si un certain niveau ou débit de dose est dépassé. La plupart de ces instruments d'alarme utilisent des compteurs Geiger-Müller ou des détecteurs à diode au silicium et conviennent à une dosimétrie photon au-dessus d'un seuil de 20–80 keV, selon le type. Toutefois, ces instruments peuvent être trompeurs lorsque des rayonnements pulsés ou peu pénétrants sont rencontrés dans des champs

où le débit de dose est très élevé. Dans certains cas, les champs électromagnétiques ambiants peuvent entraîner des lectures fausses avec certaines conceptions de dosimètres électroniques.

3.26. Pour les opérations de courte durée dans de forts champs de rayonnement, des programmes particuliers de contrôle radiologique devraient être conçus et comporter les dispositifs d'alarme. 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).

Contrôle radiologique particulier

3.27. Dans les situations où les doses individuelles peuvent largement dépasser celles prévues dans des conditions de travail normales, il faudrait prêter une attention toute particulière aux capacités des dosimètres, à l'application des mesures et aux méthodes de calcul nécessaires à l'évaluation de la dose efficace ou des doses aux organes.

3.28. Afin d'éviter l'utilisation d'un dosimètre spécial supplémentaire pour les accidents, le dosimètre individuel normal devrait être capable de fournir les informations sur les doses absorbées provenant de photons jusqu'à au moins 10 Gy [14]. Toutefois, on sait que certains dosimètres, comme les dosimètres à émulsion, peuvent ne pas être capables d'y parvenir pour toutes les énergies. Le port de dosimètres d'alarme (ou débitmètres de dose) empêchera généralement de graves expositions et peut aider à réduire considérablement la dose encourue en cas d'accidents. Les dosimètres d'alarme n'ont pas besoin d'être très précis mais ils devraient être fiables, particulièrement dans les champs à haut débit de dose.

3.29. Le sujet traitant de la dosimétrie dans l'éventualité d'accidents de criticité impliquant des matières fissiles est extrêmement spécialisé et sort du cadre de cette publication. Ce sujet est traité dans la réf. [14].

Interprétation des résultats

Contrôle radiologique individuel

3.30. Dans le cadre de la radioprotection, les grandeurs opérationnelles mesurées $H_p(10)$ et $H_p(0,07)$ sont interprétées en termes de grandeurs de protection: dose efficace E et dose équivalente à la peau et aux extrémités H_T . Pour ce faire, des hypothèses réalistes doivent être faites en ce qui concerne le type et l'uniformité du champ de rayonnement et l'orientation du travailleur à l'intérieur de ce champ. Dans ces conditions, la lecture du dosimètre donne une bonne estimation de l'exposition du

travailleur sans sous-estimer ou grandement surestimer la grandeur de protection correspondante.

3.31. Au cas où le travailleur se déplace sur le lieu de travail, trois types de champs multidirectionnels devraient généralement être pris en compte: (a) avec un rayonnement provenant principalement du demi-espace frontal (antérieur–postérieur ou géométrie AP) ou (b) du demi-espace arrière (postérieur–antérieur ou PA) ou (c) avec un rayonnement provenant de toutes les directions perpendiculaires au corps (rotationnel ou ROT). (Le quatrième type de géométrie dans lequel le rayonnement provient de manière isotrope de toutes les directions, y compris d’en dessus et d’en dessous (ISO), est rarement rencontré dans les situations d’exposition professionnelle.) Si l’on prévoit que le rayonnement proviendra de l’arrière (par exemple pour le conducteur d’un véhicule transportant des matières radioactives), le dosimètre devrait être porté sur le dos. Pour un rayonnement très pénétrant 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 un rayonnement qui provient de l’avant ou est symétrique par rapport à l’axe vertical du corps (ROT). Ainsi, un dosimètre porté sur l’avant (ou sur l’arrière) du tronc fournit généralement une évaluation satisfaisante de la dose efficace. Toutefois, si la dose s’approche de la limite pertinente, un facteur de correction approprié devrait être appliqué pour la géométrie AP, PA ou ROT, basé sur la connaissance du rayonnement et des conditions d’exposition. Des conseils plus détaillés sur l’interprétation des résultats des dosimètres obtenus dans différentes conditions de géométrie d’exposition sont donnés dans la réf. [16].

3.32. Lorsqu’une interprétation plus approfondie des équivalents de dose individuelle dans d’autres cas est nécessaire, les procédures suivantes sont recommandées:

- (a) Dans les cas où la procédure décrite au par. 3.31 n’est pas applicable, parce que les informations sur l’uniformité du champ de rayonnement et sur les déplacements du travailleur ne peuvent pas être analysées avec suffisamment de précision, une investigation utilisant plusieurs dosimètres sur un fantôme peut indiquer si un facteur de correction approprié appliqué aux résultats provenant d’un seul dosimètre suffit ou si l’utilisation de plusieurs dosimètres est nécessaire pour atteindre les objectifs du contrôle radiologique individuel de routine. Une procédure similaire peut être utilisée pour la reconstitution d’une exposition à la suite d’un accident.
- (b) Si les champs de rayonnement sont manifestement inhomogènes et si les doses prévues ou les débits de dose sont importants, il faudrait alors porter plusieurs dosimètres.

- (c) Lorsque de multiples dosimètres sont utilisés, la dose équivalente peut être déterminée à l'aide d'algorithmes publiés dans la réf. [12]. D'autres conseils sur l'utilisation de dosimètres multiples ont été publiés par l'American National Standards Institute (ANSI) [17]. Les géométries complexes d'exposition peuvent nécessiter une série de calculs avec des modèles mathématiques pour déterminer la relation entre les lectures du dosimètre et la dose efficace ou équivalente.

3.33. L'incertitude sur l'estimation de la dose efficace à partir des lectures des dosimètres individuels dépend d'un certain nombre de facteurs, comme l'incertitude sur la mesure de $H_p(10)$, telle que traitée dans la section 5, et sur la relation entre $H_p(10)$ et E , comme étudiée par le groupe de travail commun de la CIPR et de la CIUMR [11].

Contrôle radiologique du lieu de travail

3.34. Lorsque les doses sont évaluées sur la base des résultats du contrôle radiologique du lieu de travail, ce contrôle devrait être continu et représentatif de toutes les zones de travail à l'intérieur du lieu de travail. Un programme de contrôle radiologique de routine pour le rayonnement externe sur le lieu de travail devrait être basé sur une étude complète, conduite lorsqu'une nouvelle installation est mise en service ou lorsque des modifications importantes ont été effectuées sur une installation existante. La fréquence du contrôle radiologique de routine du lieu de travail dépend des changements prévus du rayonnement dans l'environnement:

- (a) Lorsque aucune modification importante du blindage de protection ou du processus exécuté sur le lieu de travail n'est prévue, le contrôle radiologique de routine ne devrait être utilisé qu'occasionnellement à des fins de vérification.
- (b) Lorsque des modifications du champ de rayonnement sur le lieu de travail sont prévues et ne sont pas susceptibles d'être rapides ou importantes, des vérifications périodiques ou occasionnelles, principalement à des points préétablis, avertiront au moment opportun et de manière suffisante de conditions de détérioration; sinon, on pourra utiliser les résultats du contrôle radiologique individuel.
- (c) Lorsque les champs de rayonnement peuvent augmenter rapidement et de manière imprévue et atteindre des niveaux importants, un système d'instruments d'alarme, situés sur le lieu de travail et/ou portés individuellement par les travailleurs, sera nécessaire en plus des dosimètres individuels. Dans ces cas-là, seuls des instruments d'alarme peuvent empêcher de manière fiable le cumul d'équivalents de dose importants au cours de courtes périodes.

3.35. Pour des champs mixtes bêta–gamma dans lesquels les contributions relatives de bêta et gamma au débit équivalent de dose peuvent considérablement se modifier à la suite de modifications mineures apportées aux opérations, il peut être nécessaire d'utiliser deux types d'instrument. Sinon, on peut utiliser un seul instrument, à condition qu'il soit capable de mesurer à la fois l'équivalent de dose ambiant $H^*(10)$ et l'équivalent de dose directionnel $H'(0,07,\Omega)$.

3.36. Si des instruments convenablement conçus et étalonnés avec précision sont utilisés, on peut supposer qu'une grandeur mesurée sur le lieu de travail peut, accompagnée des données d'occupation des locaux appropriées, fournir la base d'une estimation adéquate de la dose efficace reçue par un travailleur ou de la dose équivalente aux organes ou aux tissus d'un travailleur. Les grandeurs opérationnelles de dose $H^*(10)$ et $H'(0,07,\Omega)$ définies pour le contrôle radiologique de zone fourniront une estimation adéquate de la dose efficace et de la dose pour la peau. Les instruments destinés au contrôle radiologique de zone qui sont conçus pour mesurer les grandeurs définies à l'air libre (kerma, par exemple) n'ont généralement pas la bonne réponse en énergie pour la mesure de $H^*(10)$.

3.37. Il faudrait noter que la quantité $H^*(10)$ peut fortement surestimer la valeur de $H_p(10)$, telle qu'elle est mesurée avec un dosimètre sur un individu (et donc la dose efficace), particulièrement si le champ est isotrope. Cela est dû au fait que les instruments servant à mesurer $H^*(10)$ ont une réponse isotrope, alors que les grandeurs $H_p(10)$ et E dépendent de l'angle d'incidence.

3.38. Dans les cas où les extrémités, la peau non protégée du corps ou les yeux peuvent être localement exposés à un rayonnement peu pénétrant, l'équivalent de dose directionnel $H'(d,\Omega)$ fournit une estimation adéquate de la dose équivalente pour le travailleur. Pour les champs multidirectionnels, l'instrument devrait être orienté dans toutes les directions du champ de rayonnement et la valeur maximale de dose indiquée par l'instrument devrait être utilisée pour éviter une sous-estimation de la dose pour la peau ou pour l'œil. L'opérateur devrait être averti de l'existence possible de sources ponctuelles ou de faisceaux étroits pouvant conduire à des lectures trompeuses.

3.39. Les instruments de contrôle sont étalonnés dans des champs de rayonnement qui irradient uniformément le volume du détecteur, le centre du volume étant utilisé comme point de référence. Cependant, beaucoup de champs opérationnels irradient le détecteur de manière non uniforme (par exemple, près des sources ponctuelles ou des faisceaux étroits). Ces situations requièrent une attention particulière et il peut être nécessaire d'établir un facteur de correction pouvant être appliqué aux lectures afin de donner un débit de dose corrigé. Ces facteurs peuvent être supérieurs à 100 [18].

Une des techniques consiste à utiliser une matrice de sources ponctuelles pour simuler les géométries de source concernées [18].

3.40. Dans de nombreux cas, le contrôle radiologique du lieu de travail est utilisé pour fournir une limite supérieure de la dose équivalente reçue par les travailleurs afin qu'aucune limitation supplémentaire sur le déplacement à l'intérieur du lieu de travail ne soit nécessaire. Dans ces cas-là on suppose que la personne se trouvera pendant toute la durée du temps de travail dans la partie du lieu de travail où l'équivalent de dose est le plus élevé. Toutefois, pour l'évaluation de dose et les enregistrements, des estimations réalistes d'occupation des locaux devraient être établies et utilisées. Lorsque les débits de dose peuvent varier de manière importante avec le temps, l'occupation du lieu de travail devrait être enregistrée, afin que les périodes d'occupation puissent être appliquées au débit de dose correspondant pour évaluer l'exposition. D'autres informations sur le contrôle radiologique du lieu de travail sont présentes dans le guide connexe de sûreté [4] et dans un rapport connexe de la CIPR [5].

Évaluation de l'exposition accidentelle

3.41. Comme mentionné au par. 3.29, les conseils sur les techniques spécialisées d'évaluation des expositions accidentelles qui dépassent largement les limites de dose professionnelles sortent du cadre de ce guide de sûreté. Les exemples particuliers de situations impliquant une exposition aiguë de niveau élevé incluent ceux qui sont associés aux accidents de criticité ou aux accidents dans des installations d'irradiation industrielles. L'évaluation de ces expositions peut commencer en utilisant les détecteurs individuels et ceux du lieu de travail, mais d'autres techniques de dosimétrie a posteriori sophistiquées et extrêmement spécialisées, comme l'analyse d'aberration chromosomique, la résonance de spin des électrons, la simulation d'accident et la modélisation informatique, peuvent également être utilisées.

4. SPÉCIFICATIONS DE DOSIMÉTRIE

GÉNÉRALITÉS

4.1. Les principales spécifications concernant les performances de la dosimétrie pour les dosimètres individuels sont basées sur les objectifs du contrôle radiologique individuel [3] (voir également section 3). Des conseils généraux sur ces spécifications (par exemple liés aux grandeurs de dose devant être mesurées, à l'exactitude globale à obtenir et au niveau de contrôle qui devrait être effectué) sont prodigués dans

le guide de sûreté connexe [3]. D'autres informations sont fournies par la CIPR [5, 6], la CIUMR [7–9] et le groupe de travail commun de la CIPR et de la CIUMR [11]. L'Agence pour l'énergie nucléaire de l'OCDE (AEN/OCDE) et le Groupe européen de dosimétrie du rayonnement (EURADOS-CENDOS) ont développé des conseils sur les problèmes spécifiques qui ont été identifiés pour le contrôle radiologique individuel et ont révélé un besoin d'éclaircissement [19–22].

4.2. Un des objectifs de base de la dosimétrie individuelle est de fournir une mesure fiable des grandeurs opérationnelles $H_p(0,07)$ et $H_p(10)$ pour presque toutes les situations concrètes, indépendamment de la nature, de l'énergie et de la direction d'où provient le rayonnement et avec une exactitude globale prescrite. Les autres caractéristiques des dosimètres importantes d'un point de vue pratique sont entre autres la taille, la forme, le poids et l'identification. Pour la mesure de $H_p(0,07)$ et $H_p(10)$ la dépendance de la réponse du dosimètre par rapport à l'énergie et à la direction du rayonnement est particulièrement importante [23].

4.3. Les détecteurs de zone utilisés pour l'évaluation de dose devraient avoir subi un essai de qualification et être étalonnés par rapport aux grandeurs opérationnelles $H^*(d)$ et $H'(d)$, et devraient fonctionner en respectant des critères d'exactitude globale, prenant en compte la dépendance vis-à-vis de l'énergie du rayonnement, de l'angle d'incidence, de la température, des interférences électromagnétiques ou d'autres grandeurs pouvant perturber les mesures. Comme pour les dosimètres individuels, la dépendance de la réponse vis-à-vis de l'énergie et de la direction est particulièrement importante.

SPÉCIFICATIONS POUR LES DOSIMÈTRES INDIVIDUELS

Exactitude

4.4. En pratique, les critères d'exactitude globale des dosimètres individuels peuvent être satisfaits en établissant des critères pour un certain nombre de paramètres qui influent sur les performances du dosimètre, par exemple sa réponse au type de rayonnement, la répartition spectrale et directionnelle, et les influences environnementales. Cette section fournit des conseils sur les critères de performance pour les dosimètres individuels servant au contrôle radiologique individuel dans des conditions concrètes de rayonnement impliquant une exposition aux rayonnements bêta, gamma et au rayonnement neutronique.

4.5. Les informations concernant les incertitudes pouvant être attendues lors de l'exécution de mesures avec des dosimètres individuels sur le lieu de travail sont données au par. 251 de la publication n° 75 de la CIPR [5], qui précise que:

«La commission a noté que, en pratique, il est habituellement possible d'obtenir une exactitude d'environ 10% avec un niveau de confiance de 95% pour les mesures de champs de rayonnement dans de bonnes conditions de laboratoire (par. 271, Publication 60). Sur le lieu de travail, là 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 seront beaucoup plus grandes. La non-uniformité et l'orientation incertaine du champ de rayonnement introduiront 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 incertaine et pour les électrons. De plus grandes incertitudes sont également inévitables à de faibles niveaux de dose efficace pour toutes les natures de rayonnement.»

4.6. Bien que non indiqué par la CIPR, cela est généralement interprété comme l'indication que, pour un groupe important de travailleurs utilisant un système de dosimétrie spécifique, 95% des doses annuelles communiquées devraient se situer dans les limites indiquées de l'incertitude acceptable. La déclaration de la CIPR devrait être interprétée de la manière suivante: pour les doses voisines des limites de dose annuelle, les doses annuelles apparentes pour un individu — $H_p(0,07)$ et $H_p(10)$, données par un certain nombre de dosimètres de base, délivrés 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 qui seraient donnés par un dosimètre idéal porté au même endroit aux mêmes moments.

4.7. La CIPR a également prescrit une valeur pour le niveau d'enregistrement, c'est-à-dire la dose au-dessus de laquelle l'enregistrement des doses doit être obligatoire. Il est indiqué que:

«La commission considère désormais que le niveau d'enregistrement pour le contrôle radiologique individuel 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 pertinente.» (réf. [5], par. 232)²

Les doses juste inférieures à ce niveau d'enregistrement ne seront pas incluses dans les évaluations de dose d'un travailleur et cela indique de ce fait qu'une incertitude absolue R (en termes de dose) donnée par:

$$R = L \times \frac{\text{Période de contrôle en mois}}{12} \quad (1)$$

est acceptable, où L est égal à 1 mSv ou à 10% de la limite de dose équivalente annuelle correspondante, selon le cas. Ceci définit un critère d'exactitude réaliste pour la mesure de doses dans la gamme des doses faibles.

4.8. Ainsi les recommandations de la CIPR [5] indiquent les niveaux acceptables d'incertitude à deux niveaux de dose:

- (a) Dans la région proche de la limite de dose pertinente, un facteur de 1,5 dans les deux sens est considéré comme acceptable;
- (b) Dans la région proche du niveau d'enregistrement, une incertitude acceptable de $\pm 100\%$ est implicite.

Cette formulation des incertitudes acceptables conduit à une fonction par paliers et, de ce fait, une procédure de lissage est souhaitable. Pour aider à élaborer cette procédure, une recommandation concernant les incertitudes acceptables pour la gamme des doses moyennes est tirée d'une ancienne publication de la CIPR [24]. Cette publication recommande qu'un facteur deux dans les deux sens soit une incertitude acceptable pour les doses égales à environ un cinquième de la dose limite pertinente. Sur cette base, l'intervalle d'incertitude admissible peut être lissé en fonction du niveau de dose [25]. La limite supérieure R_{UL} est donnée par:

$$R_{UL} = 1,5 \times \left(1 + \frac{H_0}{2H_0 + H_1} \right) \quad (2)$$

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 l'équation (1)). La limite inférieure R_{LL} est donnée par:

$$R_{LL} = \begin{cases} 0 & \text{pour } H_1 < H_0 \\ \frac{1}{1,5} \left(1 + \frac{2H_0}{H_0 + H_1} \right) & \text{pour } H_1 \geq H_0 \end{cases} \quad (3)$$

² Bien que cette définition du niveau d'enregistrement soit utile pour la spécification de l'exactitude nécessaire, la CIPR admet que: «En pratique, on utilise rarement les niveaux d'enregistrement pour le contrôle radiologique individuel de l'exposition externe car la dose mesurée est habituellement entrée directement comme mesure de la dose effective. Le niveau minimum de détection doit ensuite être utilisé comme niveau d'enregistrement et les résultats inférieurs à ce niveau doivent être enregistrés avec la valeur zéro.» (réf. [5], par. 233)

Pour $H_p(10)$, avec des périodes de contrôle radiologique d'un mois ou de deux mois, H_0 est de 0,08 mSv ou de 0,17 mSv respectivement (en prenant 1 mSv dans l'équation (1)). Pour $H_p(0,07)$, H_0 est de 4,2 mSv et de 8,3 mSv pour des périodes d'un et de deux mois respectivement (sur la base de 10% de la limite annuelle de 500 mSv pour les extrémités ou pour la peau). Les intervalles d'incertitude sont représentés graphiquement sur la fig. 2. Il faudrait noter que toute modification de la valeur du niveau d'enregistrement influera sur la forme de la courbe en entonnoir dans la région des faibles doses. Il faudrait également noter que des incertitudes fortement réduites à de plus bas niveaux de doses peuvent être obtenues avec des dosimètres actifs (à lecture directe); pour ce type de dosimètre, le facteur de 1,5 peut s'appliquer à tous les niveaux de dose pertinents.

Analyse des incertitudes

4.9. L'incertitude globale d'un système de dosimétrie est déterminée à partir des effets combinés de deux types d'incertitude (type A, aléatoire, et type B, systématique — voir réf. [26]).

4.10. L'incertitude standard de type A, U_A , est identifiée par l'écart type $\sigma(\bar{x})$ d'une série de mesures avec les valeurs observées x (qui forment une distribution aléatoire avec la moyenne \bar{x}). Les incertitudes de type A sont celles qui peuvent, en principe, être diminuées en augmentant le nombre de mesures. Les sources typiques d'incertitude de type A sont:

- (a) Inhomogénéité de la sensibilité du détecteur;
- (b) Variabilité des mesures du détecteur due à une sensibilité limitée et au bruit de fond;
- (c) Variabilité des mesures du détecteur à la dose zéro.

4.11. Les incertitudes de type B, U_B , sont celles qui ne peuvent pas être réduites à l'aide de mesures répétées. Les sources suivantes sont généralement considérées comme entraînant des incertitudes de type B:

- (a) Dépendance vis-à-vis de l'énergie;
- (b) Dépendance directionnelle;
- (c) Non-linéarité de la réponse;
- (d) Effacement, dépendant de l'humidité et de la température ambiantes;
- (e) Effets dus à une exposition à la lumière;
- (f) Effets dus à une exposition aux types de rayonnements non destinés à être mesurés par le dosimètre;
- (g) Effets de chocs mécaniques;

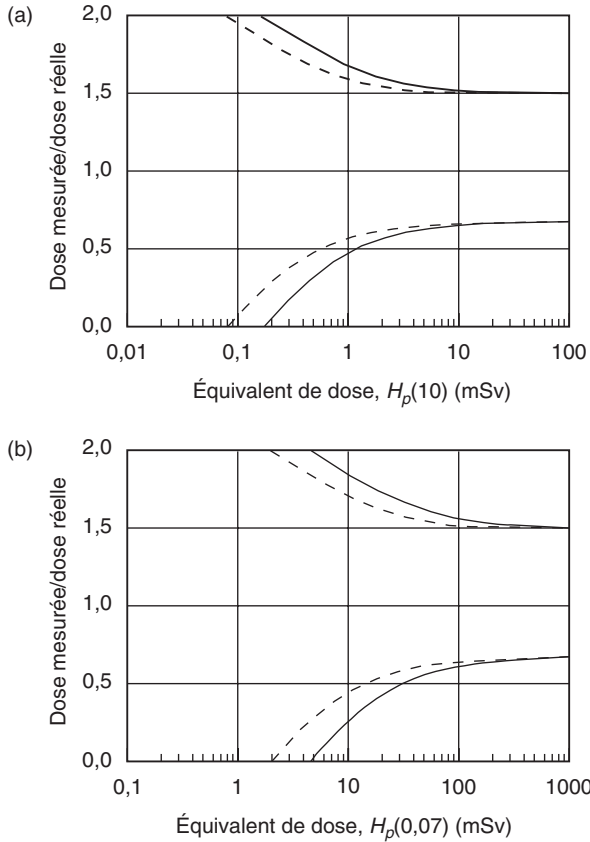


FIG. 2. Limites acceptables supérieures et inférieures pour le ratio dose mesurée/dose réelle conventionnelle en fonction de la dose: (a) pour $H_p(10)$ et (b) pour $H_p(0,07)$. (Lignes en pointillés: périodes de contrôle radiologique mensuelles; lignes pleines: périodes de contrôle sur deux mois).

- (h) Erreurs d'étalonnage;
- (i) Variation du bruit de fond naturel local.

4.12. Les effets des incertitudes de type B apparaissent souvent avec une certaine loi de probabilité et se comportent comme les incertitudes de type A. Par exemple, pour une irradiation sous un certain angle d'incidence, un dosimètre individuel introduira une erreur systématique due à la variation de sa réponse en fonction de l'angle. Toutefois, lorsque le même dosimètre est porté par un individu travaillant au sein de

son environnement de rayonnement, il est irradié avec toute une gamme d'angles et l'incertitude résultante se comporte plutôt comme une incertitude de type A. L'ISO recommande [26] que les incertitudes de type B soient caractérisées par les écarts types et les variances, et que les incertitudes de type A et de type B soient combinées en faisant la somme des carrés pour obtenir une incertitude globale. Étant donné que l'incertitude inclut à la fois les incertitudes aléatoires (type A) et systématiques (type B), il faut supposer, lorsque l'on fait ceci, qu'il n'existe aucun groupe de travailleurs, même constitué d'un faible pourcentage d'un groupe important, pour lequel les conditions du lieu de travail impliquent que les incertitudes systématiques dépassent les incertitudes aléatoires mentionnées ci-dessus.

4.13. L'incertitude combinée U_C peut alors être exprimée sous la forme:

$$U_C = \sqrt{U_A^2 + U_B^2} \quad (4)$$

Pour obtenir la valeur numérique de U_B , on doit évaluer les incertitudes distinctes $U_{B,i}$ pour chaque incertitude individuelle i . U_B peut alors être calculée par la formule:

$$U_B = \sqrt{\sum_i U_{B,i}^2} \quad (5)$$

4.14. Par convention, on suppose souvent que les incertitudes de type B peuvent être représentées par une distribution de densité de probabilité rectangulaire, à partir de laquelle l'incertitude standard peut être obtenue par:

$$U_{B,i} = \frac{a_i}{\sqrt{3}} \quad (6)$$

où a_i est le demi-domaine de valeurs que le paramètre i est supposé prendre.

4.15. Les équations (4), (5) et (6) conduisent alors à:

$$U_c = \sqrt{\left(U_A^2 + \frac{1}{3} \sum_i a_i^2 \right)} \quad (7)$$

4.16. L'incertitude standard combinée a encore ainsi le caractère d'un écart type. Si, en plus, on suppose que la densité de probabilité est gaussienne (normale), alors l'écart type de chaque côté de la moyenne correspond aux limites de confiance d'environ 66%. De ce fait, il est souvent nécessaire de multiplier l'incertitude standard combinée par un facteur adéquat, appelé facteur de couverture k , pour obtenir une incertitude élargie (dénommée également «incertitude globale»). Les valeurs typiques du facteur

de couverture sont 2 ou 3, ce qui correspond à des limites de confiance d'environ 95% ou 99% respectivement. La valeur numérique prise pour le facteur de couverture devrait être clairement indiquée.

Critères de performance

4.17. Les critères de performance présentés dans les paragraphes 4.18–4.20 devraient être utilisés pour prouver la conformité à la recommandation de la CIPR concernant l'exactitude globale. Ils sont totalement cohérents avec ceux recommandés par la Commission européenne [22]. Toutefois, on admet que des obligations nationales peuvent amener à adopter d'autres critères, qui peuvent être plus contraignants ou posséder plus de rigueur mathématique, à des fins de tests d'homologation et de performances.

4.18. L'équation (4) peut être utilisée pour déterminer une seule valeur de l'incertitude globale d'un système de dosimétrie pouvant être utilisée pour prouver la conformité à la recommandation de la CIPR concernant l'exactitude globale (c'est-à-dire un intervalle d'incertitude allant de –33% à +50% pour les doses proches de la limite de dose). L'équation peut également être utilisée pour définir les critères de performance nécessaires pour satisfaire aux critères d'exactitude de la CIPR. Une incertitude admissible de –33% à +50% de la dose mesurée peut être atteinte avec un niveau de confiance de 95% (correspondant à un facteur de couverture de 1,96) si:

$$1,96 U_C \leq 0,5 \times (0,33 + 0,50) \quad (8)$$

et, d'après l'équation (4):

$$U_C = \sqrt{U_A^2 + U_B^2} \leq 0,21 \quad (9)$$

où U_A et U_B devraient être exprimées sous forme de quotient de performance $(H_m - H_t)/H_p$, H_m et H_t étant respectivement la dose mesurée et la dose réelle conventionnelle. Ainsi, l'acceptation d'un système de dosimétrie n'implique pas la conformité à des critères spécifiques pour chaque paramètre d'incertitude pris séparément, mais implique seulement que les effets combinés des incertitudes se trouvent dans une certaine limite.

4.19. En pratique, les incertitudes émanant de la dépendance, vis-à-vis de l'énergie et de l'angle, de la réponse du dosimètre font l'objet de plus d'attention que toute autre source d'erreur, parce que les effets de toutes les autres composantes de l'incertitude

sont supposés être beaucoup plus faibles. De ce fait, il est pratique de faire la distinction entre l'incertitude de type B due à la dépendance énergétique et angulaire, caractérisée par l'écart type résultant $U_{B(E,\alpha)}$, et les incertitudes dues à toutes les autres incertitudes de type B, caractérisées par l'écart type résultant $U_{B(0)}$. L'équation (5) donne:

$$U_B = \sqrt{U_{B(E,\alpha)}^2 + U_{B(0)}^2} \quad (10)$$

et de plus, d'après l'équation (9):

$$\sqrt{U_A^2 + U_{B(E,\alpha)}^2 + U_{B(0)}^2} \leq 0,21 \quad (11)$$

4.20. D'après l'équation (11), Δ , la valeur maximale admissible pour $U_{B(E,\alpha)}$, peut être calculée si U_A et $U_{B(0)}$ sont connues. Donc, pour les doses proches de la limite de dose:

$$\Delta = \sqrt{0,21^2 - U_A^2 - U_{B(0)}^2} \quad (12)$$

Par exemple, si l'on suppose que $U_A = U_{B(0)} = 0,10$, alors l'incertitude maximale admissible pour la réponse en énergie et en angle avec un niveau de confiance de 95% est égale à $\pm 1,96\Delta$, et l'intervalle ($\pm 1,96\Delta$) est égal à $\pm 0,30$.

Autres critères

4.21. En plus des critères numériques de performance des dosimètres individuels, il faut également prendre en compte les critères concernant leur utilisation en pratique et les facteurs économiques. Voici une liste non exhaustive de ce type de critères:

- (a) Coût modéré;
- (b) Faible poids, taille et forme pratiques, attaches fiables et pratiques;
- (c) Résistance mécanique et étanchéité à la poussière adéquates;
- (d) Identification sans ambiguïté;
- (e) Facilité de manipulation;
- (f) Systèmes d'affichage fiables;
- (g) Fournisseur fiable qui continuera à fournir les dosimètres à long terme;
- (h) Adaptabilité à des applications diverses, par exemple mesure de la dose pour le corps et les extrémités;
- (i) Aptitude à un traitement automatique.

4.22. En particulier, pour la dosimétrie des extrémités, il faudrait prêter attention à la résistance mécanique des dosimètres et à leur résistance aux environnements

extrêmes de température et d'humidité, étant donné que ces dosimètres sont souvent utilisés dans ces conditions extrêmes de travail. Lorsque les extrémités, par exemple le bout des doigts, se retrouvent très proches de la source, de grandes variations du débit de dose se produisent sur la surface de la main et il est indispensable de fixer le détecteur sur la face avant du doigt. De petits détecteurs pouvant être fixés sur le doigt avec un ruban adhésif ou gardés sur une protection du doigt ou sur une bague devraient être utilisés dans ce cas-là.

SPÉCIFICATIONS POUR LE CONTRÔLE RADIOLOGIQUE DU LIEU DE TRAVAIL

4.23. L'évaluation des doses individuelles provenant d'une exposition à un rayonnement externe devrait généralement être effectuée à l'aide de dosimètres individuels. Ce sera la méthode normale pour se conformer aux obligations réglementaires nationales.

4.24. Comme mentionné au par. 3.6, toutefois, il existe des cas où de telles doses devraient être évaluées à partir des résultats du contrôle radiologique du lieu de travail. Dans ces cas-là, il peut être nécessaire de prouver la corrélation entre les valeurs de débit de dose et les données d'occupation des locaux du groupe ou de l'individu. Des enregistrements détaillés de l'occupation des locaux peuvent être nécessaires pour les zones où les débits de dose varient fortement en fonction du temps.

4.25. Les incertitudes qui sont admissibles pour le contrôle radiologique du lieu de travail et la tenue de dossiers dépendent du cadre et de l'objectif du programme de contrôle radiologique. Dans les sections suivantes, des informations sur les incertitudes admissibles et la tenue de dossiers à des fins d'évaluation de dose sont données.

Critères d'exactitude et de performance

4.26. Pour satisfaire aux critères définis dans la section 3 pour l'interprétation des résultats du contrôle radiologique du lieu de travail du point de vue de $H^*(d)$ et $H'(d)$, les critères concernant un certain nombre de paramètres influant sur les performances du détecteur (par exemple dépendance de la réponse vis-à-vis du type de rayonnement, de la répartition directionnelle et spectrale et des influences environnementales) doivent être établis. Des conseils sur les critères de performance pour les dosimètres individuels sont donnés dans les par. 4.17–4.20. On considère normalement que l'incertitude des détecteurs de zone doit être limitée à 30%. Cette valeur

s'applique aux performances dans des conditions de test en laboratoire (conditions standards de test) et peut ne pas être obtenue dans des conditions opérationnelles normales. Toutefois, certains paramètres devraient être considérés différemment pour l'analyse des incertitudes. Par exemple, la réponse d'un instrument conçu pour mesurer l'équivalent de dose ambiant devrait être isotrope, alors qu'un instrument conçu pour mesurer l'équivalent de dose directionnel devrait avoir la même réponse angulaire que H' .

Autres critères

4.27. En plus de la réponse énergétique et angulaire, de nombreux facteurs peuvent influencer sur l'exactitude et la fiabilité des mesures. Ce qui suit doit être évalué dans le cadre d'un essai de qualification (cette liste peut ne pas être exhaustive):

- (a) Capacité à résister aux chocs et aux vibrations;
- (b) Indépendance de la réponse vis-à-vis de la pression atmosphérique;
- (c) Étanchéité aux poussières;
- (d) Imperméabilité à l'eau;
- (e) Indépendance de la réponse vis-à-vis du débit de dose;
- (f) Exactitude de la réponse dans des champs pulsés (si applicable);
- (g) Insensibilité aux champs électriques et magnétiques;
- (h) Stabilité dans des conditions extrêmes de température et d'humidité;
- (i) Insensibilité aux types de rayonnement qui ne doivent pas être mesurés;
- (j) Temps de réponse;
- (k) Stabilité de la réponse au cours du temps (dérive minimale);
- (l) Sensibilité et coefficient de variation.

D'autres caractéristiques devraient être prises en compte le cas échéant, dont le poids, le coût, la facilité de manipulation et de lecture, et la nécessité d'une assistance/maintenance continue et fiable.

Utilisation opérationnelle des détecteurs du lieu de travail

4.28. Les détecteurs du lieu de travail devraient être adaptés à l'utilisation prévue. Il faudrait prendre soin de vérifier que l'instrument est adapté au type de rayonnement à mesurer et que ses résultats ne sont pas gravement affectés par les autres types de rayonnement pouvant être rencontrés. Des mesures devraient être prises pour assurer une surveillance continue des niveaux radiologiques dangereux dans les zones où des accroissements imprévus peuvent entraîner une dose importante pour un individu. Ces mesures comporteront des dispositifs de contrôle radiologique installés

en permanence. Les caractéristiques importantes suivantes des détecteurs de zone devraient être prises en compte:

- (a) Les détecteurs indiquent normalement le débit d'équivalent de dose (bien que des fonctions supplémentaires soient parfois effectuées, comme le calcul de la dose cumulée ou du temps limite de présence dans le local);
- (b) La gamme de débits de dose de l'instrument devrait être apte à couvrir la gamme de débits de dose pouvant être raisonnablement rencontrée en pratique;
- (c) Lorsqu'un détecteur est exposé au-delà de sa gamme, l'indication devrait rester élevée et sortir de l'échelle.

4.29. La vérification des piles, l'étalonnage à zéro et les tests servant à prouver que la réponse est adéquate devraient être fréquemment effectués dans le cadre d'un programme d'assurance de la qualité pour garantir que l'équipement fonctionne encore de manière satisfaisante et n'a pas subi de dommage évident.

4.30. Les détecteurs fixes devraient être équipés d'alarmes sonores et/ou visuelles appropriées pour avertir de conditions inacceptables.

4.31. Le contrôle radiologique de zone peut également être effectué à l'aide de dosimètres passifs comme les DTL qui offrent une large gamme dynamique. Toutefois, ils ne donnent aucune information sur la variation au cours du temps du champ de rayonnement et ne sont donc pas parfaitement adaptés à des applications d'évaluation de dose, particulièrement lorsque les débits de dose peuvent varier fortement au cours du temps. Les spectromètres sont un complément utile à la dosimétrie et sont nécessaires lorsqu'un manque d'informations sur le spectre du rayonnement peut faire douter de la performance du contrôle radiologique de zone.

Implantation des détecteurs du lieu de travail

4.32. Il faudrait choisir avec soin les sites pour le contrôle radiologique du lieu de travail et le nombre d'instruments déployés. 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 peut être possible de justifier l'installation de juste quelques détecteurs (voire même un seul) sur le lieu de travail. Au contraire, un plus grand nombre d'instruments de contrôle sera nécessaire si le débit de dose varie rapidement dans le temps et l'espace. L'utilisation d'instruments portatifs peut être utile, à condition que les documents justificatifs soient conservés pour définir l'endroit et le moment où ont été effectuées les mesures. Les sites sélectionnés pour le contrôle radiologique du lieu de travail doivent être représentatifs de leur occupation par les travailleurs déterminée sur la base des activités opérationnelles prévues.

5. ESSAIS DE QUALIFICATION

GÉNÉRALITÉS

5.1. L'essai de qualification d'un système de dosimétrie comporte le test des caractéristiques globales de performance du système pour des conditions d'irradiation et de stockage. En particulier, les sources d'incertitude traitées dans la section 4 devraient être quantifiées. L'essai de qualification implique certainement une étude de la variation de la réponse du dosimètre en fonction de l'énergie et de la direction du faisceau de rayonnement incident. Il inclut aussi la prise en compte des autres caractéristiques de dosimétrie, comme la linéarité de la réponse, la plage des doses mesurables, la capacité du système à fonctionner de manière satisfaisante dans une gamme raisonnable de conditions de température et d'humidité, et la capacité à répondre convenablement à des débits de dose élevés et dans des champs de rayonnement pulsés. L'essai de qualification inclut également des tests plus généraux, comme la capacité du système à fonctionner de manière satisfaisante dans une gamme raisonnable de champs électriques et magnétiques, et la capacité à résister aux vibrations et aux chocs mécaniques. Les résultats de l'essai de qualification devraient être analysés en termes de critères de performances (voir par. 4.17–4.20) et sont destinés à démontrer s'ils peuvent être atteints en pratique, en gardant présent à l'esprit l'éventail de valeurs des différents facteurs au sein de l'installation dans laquelle les instruments ou les dosimètres doivent être utilisés.

5.2. L'essai de qualification des instruments du contrôle radiologique du lieu de travail est nécessaire pour prouver l'aptitude d'un instrument à effectuer des mesures adéquates dans l'environnement du lieu de travail.

5.3. L'essai de qualification peut être effectué par des laboratoires avec des étalons secondaires dont les mesures peuvent être reliées aux étalons principaux.

5.4. La Commission électrotechnique internationale (CEI) spécifie dans toutes ses normes les conditions de test à utiliser pour l'essai de qualification (voir, par exemple, la réf. [27]). Les paramètres autres que la grandeur d'influence à l'étude devraient se voir attribuer les valeurs fixes spécifiées dans les conditions de référence. Les conditions de référence de la CEI et les conditions de test standard sont listées dans l'annexe IV. Des recommandations sur les procédures d'étalonnage pour les détecteurs individuels et ceux du lieu de travail sont données dans la réf. [28].

ESSAIS DE QUALIFICATION DES DOSIMÈTRES INDIVIDUELS

Essai de qualification pour la réponse énergétique et angulaire

5.5. La réponse vis-à-vis de l'énergie du rayonnement et de l'angle d'incidence est une caractéristique essentielle d'un dosimètre individuel (voir section 4). Les dosimètres devraient être testés pour déterminer à quel point ils se conforment aux caractéristiques de réponse énergétique et angulaire exigées par la grandeur — ou les grandeurs — à mesurer.

5.6. Étant donné que la définition de la grandeur opérationnelle pour le contrôle radiologique individuel $H_p(d)$ spécifie la mesure de l'équivalent de dose à l'intérieur du corps, les dosimètres devraient subir un essai de qualification sur un fantôme approprié pour reproduire la rétrodiffusion et l'atténuation introduites par le corps de la personne. Ceci suppose que, si un dosimètre fonctionne convenablement sur le fantôme, il agira de même sur le corps d'un individu.

5.7. Les conseils actuels de la CIUMR précisent que les dosimètres individuels devraient, dans le cadre d'un essai de qualification, être irradiés sur un fantôme composé d'une plaque carrée de 30 cm × 30 cm et de 15 cm d'épaisseur constituée d'un substitut de tissu. La réponse énergétique et angulaire est déterminée par le calcul de $H_p(d)$ pour différentes énergies et différents angles d'incidence. Les résultats sont utilisés pour relier la réponse nécessaire pour $H_p(10)$ et $H_p(0,07)$ à celle nécessaire pour une des grandeurs physiques, comme la dose absorbée dans l'air ou kerma de l'air, au moyen de jeux de coefficients de conversion. Les coefficients de conversion des photons monoénergétiques pour le fantôme de la CIUMR constitué d'une plaque de 30 cm × 30 cm × 15 cm équivalente au tissu sont compilés dans les tableaux V-1 et V-2 (annexe V) [11]. L'Organisation internationale de normalisation (ISO) a spécifié les conditions et les caractéristiques des champs de rayons X standards à utiliser pour l'étalonnage et les fantômes qui devraient être utilisés avec ces types de rayonnement [29-31]. Les spécifications de ces champs sont résumées dans le tableau V-3. Les coefficients de conversion à utiliser pour les rayonnements gamma de référence de l'ISO sont présentés dans le tableau V-4 [31] et ceux pour l'essai de qualification des dosimètres à neutrons, dans le tableau V-5 [11].

5.8. Les coefficients de conversion pour les électrons sont donnés dans le tableau V-6. L'utilisation de coefficients de conversion pour l'essai de qualification des dosimètres est moins pertinente pour le rayonnement bêta, car le débit de dose pour les faisceaux d'étalonnage est connu pour des sources étalons secondaires ou est mesuré avec une chambre d'extrapolation (en termes de débit d'équivalent de dose à une profondeur de 0,07 mm — et à 10 mm pour les émetteurs bêta de plus haute

énergie — dans un support équivalent au tissu qui fournit la même rétrodiffusion et la même atténuation que le tissu mou). Les résultats obtenus sont pratiquement identiques à ceux qui seraient obtenus dans la plaque de tissu de la CIUMR car le parcours des électrons provenant des émetteurs bêta habituels est relativement court. De ce fait, les valeurs peuvent être employées pour la mesure de $H_p(0,07)$ et $H_p(10)$. Des chambres d'extrapolation peuvent donc être utilisées comme instruments d'étalonnage secondaire ou primaire pour mesurer ces grandeurs pour le rayonnement bêta.

5.9. Ceci pose un problème pratique parce que le substitut de tissu CIUMR ne peut pas être fabriqué exactement comme spécifié. Les fantômes ayant des caractéristiques de rétrodiffusion appropriées spécifiées par l'ISO devraient donc être utilisés lors de l'irradiation des dosimètres pour le corps entier (plaque³), bras ou jambe (colonne⁴) et doigt (tige⁵) [31]. Les caractéristiques de rétrodiffusion de ces fantômes sont assez proches du tissu CIUMR pour les rayonnements photoniques et neutroniques. Des conseils plus détaillés sur l'utilisation de ces fantômes à des fins d'étalonnage sont donnés dans la réf. [28].

5.10. La définition de $H_p(10)$ et $H_p(0,07)$ implique une réponse qui varie avec l'angle si la radiation est exprimée en termes de fluence de particules. Ceci résulte de l'augmentation avec l'angle de l'atténuation dans le matériau recouvrant l'endroit où la grandeur est définie (étant donné que le rayonnement possédant un certain angle d'incidence traversera plus de matière avant d'atteindre une profondeur donnée qu'un rayonnement arrivant perpendiculairement à la surface). Cette atténuation supplémentaire est faible pour $H_p(0,07)$, sauf pour les particules bêta, mais est importante pour $H_p(10)$ pour les photons et les neutrons, particulièrement pour les basses énergies. Les variations appropriées pour la réponse angulaire sont décrites en observant la variation de $H_p(10)$ en fonction de l'angle. Dans la fig. V-1, les rapports $H_p(10,\alpha)/H_p(10,0^\circ)$ et $H_p(0,07,\alpha)/H_p(0,07,0^\circ)$ sont tracés en fonction de l'énergie des photons pour un certain nombre d'angles représentatifs α . Les rapports $H_p(10,\alpha)/H_p(10,0^\circ)$ pour les neutrons sont tracés sur la fig. V-2 [11].

³ Un récipient de 30 cm × 30 cm × 15 cm rempli d'eau avec des parois d'1 cm d'épaisseur en polyméthylméthacrylate (PMMA). Une fenêtre d'entrée de 30 cm × 30 cm a une épaisseur de 2,5 mm.

⁴ Un cylindre de 30 cm de long en PMMA rempli d'eau, avec un diamètre extérieur de 73 mm et une paroi de 2,5 mm d'épaisseur.

⁵ Une tige pleine de 30 cm de long et de 19 mm de diamètre.

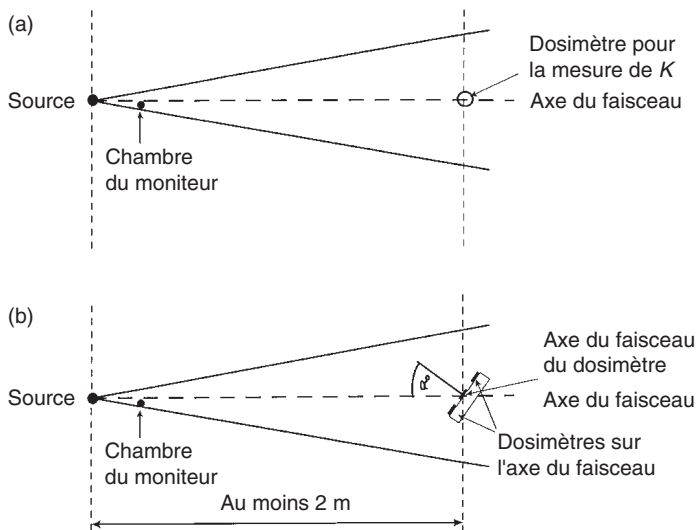


FIG. 3. Agencement relatif à l'exposition pour l'essai de type des dosimètres.

5.11. La procédure d'essai de qualification peut être résumée comme suit, à l'aide d'un exemple d'irradiation de dosimètres avec des photons pour mesurer la grandeur $H_p(10)$:

- (1) Choisir l'énergie moyenne des photons à l'aide des rayonnements de référence ISO du tableau V-3 (annexe V) et installer le faisceau de rayonnement ainsi qu'une chambre de détection (Fig. 3(a));
- (2) Concevoir la collimation de façon à ce que la chambre de détection, la plaque et les dosimètres puissent être complètement enveloppés par le faisceau à une distance d'environ 2 m;
- (3) En l'absence de la plaque et des dosimètres et pour une indication donnée D de la chambre de détection, mesurer le kerma de l'air (K_a) à l'aide d'un instrument tel qu'une chambre d'ionisation, à l'endroit qui sera occupé par le point de référence du dosimètre [27] lorsqu'il sera placé sur le fantôme lors de l'irradiation réelle. Ce point devrait être situé à 2 m au moins de la source (Fig. 3(a));
- (4) Multiplier le kerma de l'air mesuré par le coefficient de conversion approprié (C) pour $H_p(10, \alpha)$ tiré du tableau V-1, c'est-à-dire que la valeur de $H_p(10, \alpha)$ est donnée par $K_a \times C$ pour une indication D du détecteur. Chaque unité de la chambre de détection correspond à une valeur $H_p(10, \alpha)$ de $(K_a \times C)/D$;
- (5) Placer la plaque servant de fantôme et les dosimètres dans le faisceau de telle manière que le faisceau arrive sur les dosimètres avec un angle α , le point de

référence du dosimètre sur l'axe⁶ du faisceau étant positionné à l'endroit où a été mesuré le kerma de l'air en (3) ci-dessus (Fig. 3(b));

- (6) Choisir l'équivalent de dose H à délivrer aux dosimètres. Irradier l'ensemble jusqu'à ce que la chambre de détection indique la valeur désirée $(H \times D)/(K_a \times C)$;
- (7) Traiter les dosimètres et comparer leurs lectures à l'équivalent de dose réel conventionnel H pour $H_p(10, \alpha)$.

5.12. Les critères de performance pour la réponse énergétique et angulaire d'un dosimètre individuel sont généralement spécifiés pour chaque paramètre séparément, par exemple pour la réponse énergétique avec une incidence perpendiculaire et pour la réponse angulaire avec des énergies spécifiques. Toutefois, les effets de ces deux paramètres sur l'incertitude sont liés entre eux et, de ce fait, les critères devraient également être spécifiés en ce qui concerne leur effet combiné. Une approche consiste à spécifier les critères de réponse angulaire devant être satisfaits pour la gamme complète d'énergies à contrôler. En pratique, une valeur moyenne relative aux différents angles d'incidence du rayonnement se réalisera au cours d'une période de contrôle radiologique. On considère donc qu'il est satisfaisant de spécifier des critères pour la valeur moyenne des réponses pour un certain nombre d'angles d'incidence, à condition que les critères de performance globale satisfassent à l'équation (9).

5.13. La procédure suivante peut être utilisée pour déterminer expérimentalement la réponse énergétique et angulaire combinée d'un dosimètre individuel (voir par. 4.4). Les courbes de réponse énergétique devraient être établies pour $H_p(0,07)$ et $H_p(10)$ à des angles d'incidence de 0° , $\pm 20^\circ$, $\pm 40^\circ$ et $\pm 60^\circ$ par rapport à la normale. Des mesures distinctes devraient être effectuées pour chaque angle pour les plans de rotation horizontaux et verticaux sauf si le dosimètre possède une symétrie cylindrique. Les mesures devraient être effectuées en utilisant les rayonnements de référence spécifiés dans les normes ISO dans les intervalles d'énergies:

- (a) 15 keV–1,5 MeV pour les photons;
- (b) 0,2 MeV–3,5 MeV (E_{\max}) pour les particules bêta;
- (c) thermiques à 15 MeV pour les neutrons.

Les coefficients de conversion pour les énergies des photons et des particules bêta à inclure dans les mesures devraient être sélectionnés parmi ceux qui sont listés dans

⁶ Si plusieurs dosimètres sont irradiés simultanément de la manière précédente, une correction pour la non-uniformité de la distance à la source peut être nécessaire pour ceux positionnés en dehors de l'axe du faisceau. On suggère que le fantôme soit tourné au milieu de l'exposition afin que les dosimètres soient irradiés avec un angle $-\alpha$.

l'annexe V, en tenant compte de l'utilisation prévue du dosimètre. Ces mesures sont habituellement effectuées sur un fantôme de rétrodiffusion rectangulaire rempli d'eau [31]. Toutefois, si des angles supérieurs à $\pm 60^\circ$ sont particulièrement concernés, le test peut nécessiter l'utilisation d'un fantôme plus réaliste (par exemple, un cylindre de base elliptique).

5.14. Pour calculer la réponse énergétique moyenne sur les quatre angles 0° , 20° , 40° et 60° , pour un champ de rayonnement vraiment isotrope il serait absolument nécessaire de pondérer les résultats pour chaque angle par l'angle solide sous-tendu au dosimètre. Cependant, en pratique, les conditions d'irradiation seraient plus vraisemblablement une symétrie de rotation, et dans ce cas-là la réponse possèdera une pondération identique pour chaque angle. Ainsi, une courbe de réponse peut être tracée pour chaque type de rayonnement en calculant et en traçant la réponse angulaire moyenne pour chaque énergie ε [32, 33]:

$$\bar{R}_\varepsilon = 0,25 (R_{\varepsilon,0} + R_{\varepsilon,20} + R_{\varepsilon,40} + R_{\varepsilon,60}) \quad (13)$$

où $\bar{R}_{\varepsilon,\alpha}$ est la réponse à l'énergie ε avec un angle d'incidence α , obtenue à partir de:

$$R_{\varepsilon,\alpha} = \frac{(H_{\varepsilon,\alpha})_m}{(H_{\varepsilon,\alpha})_t} \quad (14)$$

où $(H_{\varepsilon,\alpha})_m$ est la dose mesurée et $(H_{\varepsilon,\alpha})_t$ est la valeur vraie conventionnelle.

5.15. Si \bar{R}_ε est supposé représenter la réponse moyenne à l'énergie ε pour la gamme d'angles d'incidence du rayonnement au cours de la période de contrôle radiologique, les valeurs $\pm |\bar{R}_\varepsilon - 1|$ peuvent être considérées comme une indication de l'incertitude de la réponse énergétique.

5.16. D'après l'équation (11), les limites autorisées $\pm 1,96\Delta$ sont évaluées pour l'incertitude combinée (avec un niveau de confiance de 95%) liée à la réponse énergétique et angulaire combinée du dosimètre. Un dosimètre peut donc être considéré comme fonctionnant convenablement si la condition:

$$|\bar{R}_\varepsilon - 1| \leq 1,96\Delta \quad (15)$$

est remplie pour toutes les énergies d'irradiation prescrites pour le test et si les critères de performances globales satisfont à l'équation (9). On devrait reconnaître que d'autres méthodes appropriées pour l'évaluation de la réponse angulaire des dosimètres ont été adoptées par les laboratoires nationaux de normalisation.

Essais de qualification pour d'autres caractéristiques importantes

5.17. En plus de la réponse en fonction de l'énergie et de l'angle d'incidence du rayonnement, il existe un certain nombre d'autres caractéristiques pour un système de dosimétrie qui devraient être prises en compte lors d'un essai de qualification. Le bien-fondé d'un système de dosimétrie devrait être prouvé en analysant les résultats des essais de qualification en utilisant l'équation (12). Les méthodes de test pour ces caractéristiques ont été publiées par les organismes de normalisation nationaux et internationaux [27, 34, 35]. Des tests devraient être effectués pour les caractéristiques listées au par. 4.11.

ESSAIS DE QUALIFICATION DES INSTRUMENTS SERVANT AU CONTRÔLE RADIOLOGIQUE DU LIEU DE TRAVAIL

5.18. Les procédures pour la mesure des réponses énergétiques et angulaires des instruments servant au contrôle radiologique du lieu de travail sont similaires à celles des essais de qualification des dosimètres individuels, sauf que les expositions au rayonnement pour le contrôle radiologique du lieu de travail seront normalement à l'air libre (c'est-à-dire sans fantôme). Des informations sur les essais de qualification et les performances des instruments se trouvent dans les références listées dans l'annexe VI. Les coefficients de conversion à utiliser pour $H^*(d)$ et $H'(d)$ sont donnés dans les tableaux V-7 et V-8 [11].

5.19. La CEI publie des normes pour la plupart des types d'équipements servant aux mesures de radioprotection. Des exemples de ces normes sont donnés dans l'annexe VI. Ces normes fournissent non seulement les spécifications des performances à atteindre mais décrivent également les méthodes d'essai de qualification à entreprendre. Des tests sont prescrits pour la détermination des performances radiologiques (par exemple, linéarité, dépendance énergétique, réponse angulaire) et des performances environnementales, électriques et mécaniques.

6. ESSAIS AVANT UTILISATION ET ESSAIS PÉRIODIQUES

6.1. Les instruments devraient être testés avant leur première utilisation pour s'assurer qu'ils sont conformes aux données des essais de qualification. Ces tests devraient être conçus pour identifier les défauts plausibles comme un étalonnage erroné ou un mauvais assemblage du détecteur. Les essais avant utilisation fournissent également une base de référence pour les tests de routine ultérieurs. Il est

normalement possible de sélectionner une série limitée de tests permettant de garantir de manière adéquate les performances d'un instrument. Des recommandations détaillées sont présentées dans la réf. [28]. L'organisation exécutant ces tests devrait être reconnue par l'organisme de réglementation comme étant compétente pour les effectuer.

6.2. Les essais périodiques des instruments du contrôle radiologique du lieu de travail ou des instruments de contrôle devraient être effectués au moins une fois par an et devraient comporter un sous-ensemble des tests lors des essais avant utilisation, sélectionnés pour indiquer toute détérioration des performances d'un instrument. Des exemples de rayonnements de référence pouvant être utilisés sont donnés ci-après:

- (a) Pour les détecteurs de débit de dose photonique, le rayonnement gamma à 0,662 MeV du ^{137}Cs ;
- (b) Pour les détecteurs de débit de dose neutronique, les neutrons de $^{241}\text{Am-Be}$;
- (c) Pour les détecteurs de débit de dose bêta, le rayonnement gamma à 0,662 MeV du ^{137}Cs plus un émetteur bêta de faible énergie;
- (d) Pour les détecteurs de contamination bêta, des émetteurs bêta d'énergie égale ou inférieure à l'énergie minimale pour laquelle le détecteur doit être utilisé.

6.3. À la suite des tests, un autocollant devrait être apposé sur l'instrument et indiquer les informations pertinentes, dont l'organisation qui a effectué le test, le numéro du certificat d'épreuves et la date du test ou la date à laquelle le test suivant doit être effectué, selon le cas. Les tests devraient être effectués par une organisation qui conserve la traçabilité des champs de rayonnement de référence pour l'organisme national de normalisation.

6.4. Les tests devraient couvrir la gamme des débits de dose qui peuvent raisonnablement être rencontrés. Les gammes pour lesquelles un instrument n'a pas été testé devraient être clairement identifiées et documentées.

7. TESTS DE PERFORMANCE

GÉNÉRALITÉS

7.1. En plus des essais de qualification d'un système de dosimétrie individuelle, qui analysent soigneusement la performance globale du système pour vérifier qu'il satisfait aux critères d'exactitude (section 4), il est nécessaire de prouver que ce standard de performance est maintenu. Trois catégories de tests devraient être effectuées régulièrement à ces fins, comme indiqué ci-dessous:

- (a) Les tests de performances pour l'homologation sont un moyen de prouver que le niveau global de performances pour la dosimétrie est maintenu;
- (b) L'étalonnage ou les tests de routine sont un moyen de vérifier, pour un type de rayonnement et une énergie, la sensibilité, la précision et l'exactitude;
- (c) Les tests liés au programme d'assurance de la qualité.

L'homologation initiale d'un service de dosimétrie par l'organisme de réglementation devrait inclure une combinaison d'essais de qualification et de tests de performances pour l'homologation.

TESTS DE PERFORMANCES POUR L'HOMOLOGATION

7.2. Les tests de performances dans le cadre de procédures approuvées sont effectués pour prouver que les spécifications essentielles de performance sont maintenues dans le temps. Les résultats devraient confirmer les données des essais de qualification.

7.3. Un programme de tests de performances pour l'homologation peut être subdivisé en différentes catégories d'irradiation pour s'adapter aux différentes classes de conception des dosimètres, c'est-à-dire basées sur les types de rayonnement et les gammes d'énergies couverts par les dosimètres. Chaque test peut inclure une gamme d'énergies et d'angles d'incidence différents du rayonnement et une répartition appropriée des doses dans une gamme allant de 0,2 mSv à au moins 100 mSv pour tester la performance globale du système. Une gamme de doses élargie peut être nécessaire si le dosimètre est utilisé pour une dosimétrie approuvée en cas d'accidents. Les résultats de ces tests devraient satisfaire aux critères d'exactitude globale spécifiés par la CIPR, de telle manière que 95% des résultats se situent dans la fourchette d'exactitude acceptable définie dans la section 4 (Fig. 2).

7.4. Les tests de performances pour l'homologation devraient être effectués à intervalles réguliers, conformément aux exigences réglementaires, par une installation d'essai externe et peuvent être utilisés pour l'homologation initiale et/ou courante du fonctionnement du service de dosimétrie.

TESTS DE PERFORMANCES DE ROUTINE

7.5. L'objectif des tests de performances de routine pour le contrôle radiologique individuel est de tester l'exactitude et la précision du système de dosimétrie pour la mesure de doses à une énergie spécifique, habituellement celle de la source étalon,

TABLEAU I. RÉSUMÉ DES TESTS POUR LES DOSIMÈTRES INDIVIDUELS

Type de test	Test effectué par	Fréquence des tests
Qualification	Fabricant ou organisation agréée d'essais de qualification	Une fois, généralement avant la commercialisation aux utilisateurs finaux
Homologation	Organisation agréée par l'organisme de réglementation	Annuellement
De routine	Utilisateur final ou service	Mensuellement
AQ	Utilisateur final ou service	Quotidiennement, avant la mise en œuvre du dosimètre

TABLEAU II. RÉSUMÉ DES TESTS DES INSTRUMENTS DU LIEU DE TRAVAIL OU DE SURVEILLANCE

Type de test	Test effectué par	Fréquence des tests
Qualification	Fabricant ou organisation agréée de test	Une fois, généralement avant la commercialisation aux utilisateurs finaux
Avant utilisation	Fabricant, utilisateur final ou organisation de test agréée	Une fois, avant de mettre l'instrument en service
Périodique	Utilisateur final ou organisation d'étalonnage agréée	Annuellement ou plus fréquemment, selon la stabilité de l'instrument ou l'utilisation prévue
Performance	Organisation agréée de test de performances	Comme spécifié par l'organisme de réglementation, généralement tous les 2 ou 3 ans

par exemple les émetteurs gamma ^{137}Cs ou ^{60}Co pour les dosimètres photoniques. La précision (donnée par l'écart type d'une seule mesure) et l'exactitude (l'écart moyen des lectures par rapport à la valeur vraie conventionnelle) devraient être testées à différents niveaux de dose. Les résultats des tests devraient au moins satisfaire aux critères d'exactitude donnés par les équations (2) et (3) et présentés dans la fig. 2. Ce type de test sert également à normaliser la sensibilité globale du système. Les tests de performances de routine sont normalement effectués par le service lui-même et devraient être répétés à intervalles réguliers, de préférence une fois par mois.

Au contraire, les tests d'AQ pour contrôler des aspects spécifiques des performances du système sont généralement effectués quotidiennement.

7.6. Les instruments servant au contrôle radiologique du lieu de travail devraient être fréquemment vérifiés avec une source pour s'assurer de leur bon fonctionnement. Le choix de la source et des gammes testées devrait être approprié au type de contrôle radiologique exécuté.

7.7. Le résumé des programmes de tests recommandés pour les dosimètres individuels et les instruments du lieu de travail est donné par les tableaux I et II respectivement.

8. ÉLABORATION ET ARCHIVAGE DES DOSSIERS DE SUIVI DOSIMÉTRIQUE

GÉNÉRALITÉS

8.1. La tenue de suivi dosimétrique consiste à mettre en place et conserver les enregistrements des doses individuelles des travailleurs sous rayonnements. C'est une partie essentielle du processus de contrôle radiologique de l'exposition des individus aux rayonnements et elle participe à l'atteinte des objectifs globaux (section 3). Des conseils généraux sur l'élaboration et l'archivage des dossiers de suivi dosimétrique sont donnés dans le guide de sûreté connexe [3]. De plus amples informations se rapportant spécifiquement aux doses provenant de rayonnements externes sont données ci-dessous.

8.2. Les dossiers devraient aider à prendre des décisions, à démontrer et à faciliter la conformité aux réglementations, permettre une reconstitution des résultats à n'importe quel instant ultérieurement et faciliter la coordination avec les autres enregistrements requis comme ceux du contrôle radiologique interne et du contrôle radiologique de zone. Ils devraient donc être facilement récupérables et protégés contre la perte. Une telle protection est habituellement réalisée en conservant des copies des enregistrements dans des endroits bien distincts de telle manière qu'un seul incident ne puisse détruire à la fois les copies et les originaux. Les dossiers devraient être réunis pour chaque individu contrôlé, identifiés par site, par objectif, par date et par auteur et devraient être lisibles et intelligibles par une personne qualifiée, complets et précis. Il faudra tenir compte de toute obligation nationale applicable ou de tout accord international concernant la confidentialité des enregistrements de données personnelles.

TENUE DE DOSSIERS POUR LE CONTRÔLE RADIOLOGIQUE INDIVIDUEL

8.3. L'objectif de la tenue de dossiers, la nature et le cadre des enregistrements et l'étendue des systèmes de conservation des enregistrements dépendent des obligations nationales. Les dossiers devraient inclure les résultats du contrôle individuel aussi bien pour les rayonnements externes que pour les incorporations de matière radioactive.

8.4. Les services modernes de contrôle radiologique individuel pour le rayonnement externe, particulièrement les plus grands, ont adopté un degré élevé d'automatisation, utilisant souvent des systèmes entièrement intégrés reliant l'élaboration des dossiers de suivi dosimétrique à l'étiquetage et la délivrance de dosimètres et leur évaluation de dose ultérieure. Ces systèmes automatisés, particulièrement si les dosimètres sont étiquetés avec le nom de celui qui les porte (fournissant ainsi une ligne de défense supplémentaire contre les erreurs lors de la délivrance des dosimètres), offrent un degré élevé d'intégrité — et donc de qualité — au service fourni.

8.5. Lors de l'enregistrement des doses individuelles des travailleurs, il est de coutume de ne pas inclure les doses dues aux situations qui peuvent raisonnablement être considérées comme sortant du cadre des responsabilités de la gestion opérationnelle, c'est-à-dire une exposition qui a été exclue ou qui émane de sources qui ont été exemptées par l'organisme de réglementation. Toutefois, les doses dues à un travail avec des substances contenant des niveaux importants de radioéléments naturels sont considérées comme étant de la responsabilité de la gestion opérationnelle et devraient, de ce fait, être incluses dans un enregistrement de dose professionnelle d'un individu [6].

8.6. Comme il est pratiquement impossible lors de l'évaluation des lectures de dosimètres individuels de faire la distinction entre le rayonnement bêta et le rayonnement photonique, il n'est pas judicieux d'essayer d'identifier (et de reporter) séparément les composantes bêta et gamma de $H_p(0,07)$. Toutefois, comme les différents types de rayonnement à TLE élevé ont des facteurs de qualité différents, il est souhaitable lors d'un contrôle concernant $H_p(10)$ d'enregistrer séparément les doses neutroniques. Il faut se rappeler que les doses bêta, photoniques et neutroniques doivent être combinées pour déterminer l'équivalent de dose individuel total.

8.7. Si une évaluation de dose pour une période où le travailleur sous rayonnements était (ou aurait dû être) contrôlé n'est pas possible — ce qui peut arriver lorsqu'un dosimètre a été endommagé ou perdu, ou a enregistré une dose qui, après enquête, a été déclarée erronée — le système de tenue de dossiers devrait permettre l'introduction de doses estimées ou évaluées par une personne autorisée. Ces estimations de dose devraient être marquées de telle manière qu'elles puissent être

distinguées des mesures de dose officielles effectuées par le service de contrôle radiologique homologué.

8.8. Pour les individus qui doivent utiliser des dosimètres d'extrémité, il faudrait conserver des enregistrements séparés pour l'exposition de chaque extrémité. La procédure de tenue de dossiers est, toutefois, plus compliquée lorsque les dosimètres d'extrémité ne sont portés que pendant certaines périodes au cours de l'année. Dans ces cas-là, pour obtenir un enregistrement de dose complet pour chaque extrémité, les dossiers devraient contenir les lectures des dosimètres d'extrémité pour les périodes pendant lesquelles ils ont été portés et la lecture de $H_p(0,07)$ provenant du dosimètre corporel pour les périodes au cours desquelles les dosimètres d'extrémité n'ont pas été portés.

TENUE DE DOSSIERS POUR LE CONTRÔLE RADIOLOGIQUE DU LIEU DE TRAVAIL

8.9. Les dossiers qui documentent la désignation et l'emplacement des zones contrôlées et surveillées devraient être conservés. Les enregistrements des mesures de radioactivité devraient également être conservés et inclure la date, l'heure et le lieu, les niveaux de radioactivité mesurés et tous les commentaires correspondant aux mesures effectuées. Les enregistrements devraient identifier le ou les instrument(s) utilisé(s) et la personne qui effectue la mesure.

8.10. Un enregistrement adéquat de l'étalonnage de l'équipement de contrôle devrait inclure l'identification de l'équipement, l'exactitude de l'étalonnage sur toute la gamme de fonctionnement pour tous les types de rayonnement qu'il est censé contrôler, la date du test, l'identification des sources-étalons utilisées, la fréquence de l'étalonnage et le nom et la signature de la personne qualifiée sous la direction de laquelle le test a été effectué.

COMMUNICATION DES INFORMATIONS À LA DIRECTION

8.11. Les procédures et les critères à utiliser pour communiquer les résultats du contrôle radiologique du lieu de travail et du contrôle radiologique individuel devraient être clairement spécifiés par la direction ou l'organisme de réglementation. Les informations communiquées devraient être clairement identifiables et compréhensibles. Normalement seuls les résultats finaux sont communiqués.

8.12. Dans des situations d'accident ou pour une exposition pouvant s'approcher de ou dépasser une limite réglementaire, des résultats intermédiaires devraient être fournis afin que les actions administratives ou autres actions d'intervention d'urgence puissent être mises en œuvre. Les résultats devraient inclure le résultat de la mesure et l'exposition impliquée, sur la base des coefficients de conversion appropriés. Des recommandations pour le contrôle radiologique de suivi et pour les restrictions du lieu de travail peuvent être faites le cas échéant. La source des informations communiquées devrait être clairement identifiée, comme devrait l'être également le point de contact pour toute information supplémentaire. Enfin, l'incertitude sur les valeurs mesurées et calculées devrait toujours être communiquée, accompagnée d'une explication sur les sources de variabilité prises en compte, leur quantification et leur introduction dans le calcul de l'incertitude indiquée.

9. ASSURANCE DE LA QUALITÉ

EXIGENCES

9.1. L'efficacité permanente de tout programme de radioprotection repose sur ceux qui sont en charge de la mise en œuvre de ses différentes composantes, y compris l'adoption d'un programme d'AQ efficace. Les exigences générales d'une AQ se rapportant à l'exposition professionnelle sont données dans les NFI [2] et des conseils généraux sont donnés dans le guide de sûreté connexe [3]. La section suivante traite spécifiquement des problèmes liés à l'évaluation de l'exposition due à un rayonnement externe.

MISE EN ŒUVRE ET GESTION

9.2. La nature et la portée du programme d'AQ devraient être cohérentes avec le nombre de travailleurs contrôlés et avec l'ampleur et la probabilité prévues des expositions sur les lieux de travail couverts par le programme de contrôle radiologique. Le guide ISO/CEI 25 [36], qui est utilisé par de nombreux organismes de réglementation pour accréditer les programmes de test et d'étalonnage, est tout particulièrement important.

9.3. Toutes les personnes concernées par le programme d'évaluation de l'exposition externe sont responsables de sa qualité et donc de la mise en œuvre de son programme d'AQ et des procédures de contrôle qualité (CQ). La responsabilité de la qualité

d'une opération particulière devrait être déléguée à la personne qui exécute réellement l'opération. Ces personnes devraient être activement impliquées dans le développement des procédures de CQ et formées aux méthodes de détection des non-conformités. La direction devrait encourager le personnel à détecter, signaler et corriger les non-conformités. Une AQ élaborée dans un programme de manière ascendante est plus efficace qu'une AQ imposée de haut en bas. Pour que le programme d'AQ soit efficace, tout le personnel doit être convaincu que la direction attend et encourage les actions qui satisfont à ses objectifs.

9.4. Le service de dosimétrie devrait désigner un représentant AQ. Celui-ci devrait suivre les procédures de CQ, effectuer des audits internes du programme et être en charge de la formation de tout le personnel de l'AQ, du point de vue général et du point de vue des aspects qualité spécifiques des tâches personnelles.

9.5. La mise en œuvre d'un programme d'AQ et de procédures de CQ requiert une compréhension du système complet de dosimétrie, depuis la fabrication des équipements et des matériaux jusqu'à l'utilisation des dosimètres sur le lieu de travail.

9.6. Les réglementations nationales peuvent obliger les installations concernées par les mesures et l'évaluation de dose externe à être accréditées. De tels programmes d'accréditation comprendront les spécifications des mesures d'AQ et de CQ à mettre en œuvre. Les détails de la gestion du système d'AQ, de l'organisation et de l'administration peuvent être liés à la législation nationale et peuvent dépendre de la nature du service, par exemple:

- (a) Le nombre de dosimètres délivrés;
- (b) Le nombre de clients servis;
- (c) Les catégories de dosimètre utilisées (de base, de type discriminant, neutronique, etc.);
- (d) La ou les méthode(s) de dosimétrie appliquée(s) (photographique, dosimétrie par thermoluminescence, détection de traces par attaque électrochimique, etc.);
- (e) Le choix des périodes de délivrance proposé;
- (f) Le degré d'automatisation.

Documentation

9.7. Les composantes essentielles du système de qualité, y compris toutes les méthodes et procédures mises en place pour contrôler les divers processus au sein du service, devraient être documentées. Les documents devraient inclure les résultats de tous les tests se rapportant à la qualité du processus d'évaluation, comme les essais

de qualification des systèmes de dosimétrie et la validation des performances des équipements.

9.8. Une partie importante de ces documents est constituée par un manuel qualité, qui devrait couvrir tous les aspects du système de qualité établi de manière concise et pratique. Les parties appropriées de la documentation devraient être mises à la disposition des membres de l'équipe.

Formation du personnel

9.9. Une formation adéquate des employés du service de dosimétrie est essentielle pour garantir qu'ils peuvent exécuter leurs tâches de manière fiable. Une telle formation devrait inclure:

- (a) Leur responsabilité spécifique au sein du système de qualité;
- (b) La philosophie de base et la stratégie de l'évaluation de dose externe;
- (c) Les principes et le détail des méthodes et procédures utilisées et leurs limitations;
- (d) Les détails techniques et les problèmes potentiels des processus dans lesquels ils sont impliqués;
- (e) La relation entre leur travail et les autres parties du programme;
- (f) Des conseils sur la manière de reconnaître et de signaler les problèmes qui peuvent survenir;
- (g) La connaissance du système global de qualité et de ses objectifs.

Équipements de laboratoire

9.10. Il est difficile d'obtenir des résultats de qualité dans des environnements non conformes aux normes. Un espace suffisant de bureaux et de laboratoire devrait être alloué pour accueillir les équipements et le personnel nécessaires. Les équipements devraient être fiables, stables et appropriés aux tâches pour lesquelles ils sont prévus; des procédures devraient être en place pour empêcher la contamination des équipements de mesure par les radioéléments. Un programme de maintenance préventive devrait être élaboré pour minimiser la probabilité de panne de l'équipement à un moment critique tel qu'une urgence. Les activités qui ne sont pas directement liées à l'exécution des opérations du service de dosimétrie devraient être séparées pour éviter les interférences inutiles. La sécurité générale des conditions de travail devrait également être considérée.

9.11. Il faudrait faire particulièrement attention au niveau du bruit de fond radiologique dans le laboratoire, en particulier aux endroits où les dosimètres sont

conservés pendant de longues périodes avant d'être distribués. Ce niveau ne devrait jamais dépasser significativement le bruit de fond local normal. Les niveaux du bruit de fond devraient être évalués régulièrement (en utilisant, par exemple, des dosimètres de contrôle); ces niveaux peuvent être utilisés dans le programme de contrôle radiologique de routine pour déterminer les doses nettes en soustrayant la contribution du bruit de fond. Les enregistrements du service de dosimétrie devraient inclure les résultats des mesures de bruit de fond de routine.

9.12. Les contrôles du lieu de travail devraient être conçus pour garantir qu'aucun équipement ou dosimètre n'est soumis à des conditions susceptibles d'affecter ses performances. Les facteurs qui devraient être contrôlés incluent la température, l'humidité, les niveaux de luminosité, la poussière et les vapeurs chimiques réactives.

9.13. Une alimentation électrique stable est nécessaire pour que la tension et la fréquence du courant alternatif restent dans les spécifications des équipements en fonctionnement. Les champs magnétiques et électriques parasites devraient être minimisés afin de ne pas perturber les équipements et les dosimètres.

ÉVALUATION DES PERFORMANCES

9.14. Les caractéristiques des équipements et des matériaux de dosimétrie peuvent changer en fonction du temps ou de l'utilisation. Les dispositifs de lecture devraient être vérifiés au moins une fois par jour. La sensibilité des DTL peut changer, il est donc nécessaire d'évaluer leur sensibilité régulièrement. Pour la dosimétrie par film, la reproductibilité du développement et de la lecture doit être déterminée pour chaque lot.

9.15. Les services de contrôle radiologique devraient pouvoir accéder aux installations d'étalonnage adéquates. Les sources de rayonnement, capables de produire les champs de rayonnement nécessaires pour évaluer les performances du système de dosimétrie, devraient être disponibles. Des instruments d'étalonnage secondaire devraient être mis à disposition pour mesurer l'intensité des faisceaux de rayonnement avec les grandeurs nécessaires. Les équipements de mesure et les sources radioactives devraient être étalonnés et pouvoir être reliés à un étalon national ou, si un tel étalon n'est pas disponible, à un étalon primaire d'un autre pays.

9.16. Il faudrait établir un système fournissant un indicateur de la qualité des performances globales du service de dosimétrie. Une méthode consiste à créer un utilisateur ou un client «factice». Régulièrement, les dosimètres sont exposés à des doses connues soit dans le laboratoire soit dans une installation d'essai externe, et les

dosimètres sont soumis au traitement avec des numéros d'employé ou de client fictifs, de manière à être traités selon la procédure normale. Les valeurs de dose communiquées devraient alors être comparées aux valeurs vraies conventionnelles, et les résultats, interprétés en utilisant la méthode décrite dans la section 4. Des informations précieuses sur les performances du système de dosimétrie peuvent également être obtenues via le service participant aux programmes de comparaisons corrélatives nationales ou internationales.

SOUS-TRAITANCE D'UN SERVICE DE CONTRÔLE RADIOLOGIQUE

9.17. Il peut être nécessaire pour de nombreux exploitants (postulants auxquels est accordé un enregistrement ou détenteurs d'une licence) d'obtenir des services de dosimétrie pour le rayonnement externe en passant des contrats à des fournisseurs commerciaux. Ceci est particulièrement vrai pour des exploitants possédant une main-d'œuvre peu importante, comme les médecins, les dentistes et les petits hôpitaux, qui peuvent posséder des connaissances et/ou une expérience limitées en radioprotection et en dosimétrie. Toutefois, lors de la sous-traitance de services de dosimétrie à une entreprise commerciale, ils devraient s'assurer qu'il existe une communication adéquate et une compréhension suffisante avec les fournisseurs pour garantir un programme de dosimétrie efficace. Les éléments suivants devraient être pris en compte:

- (a) Les obligations réglementaires;
- (b) Le (ou les) type(s) de rayonnement à mesurer et les types de dosimètre (par exemple, dosimètres de base, fournissant des informations sur la dose enregistrée, ou dosimètres discriminatoires, fournissant des informations supplémentaires sur le type de rayonnement et sur son énergie);
- (c) Les dossiers, références ou certifications qualité des équipements et des services;
- (d) Les périodes de délivrance des dosimètres;
- (e) Les détails indiquant où porter et comment manipuler les dosimètres;
- (f) La (ou les) méthode(s) de dosimétrie utilisée(s);
- (g) Le système d'identification des dosimètres et de ceux qui les portent;
- (h) La tenue de dossiers pour les doses, la communication des résultats, les données d'entrée des doses client, l'accessibilité et la confidentialité;
- (i) L'interprétation des résultats (quantités, limites de dose, bruit de fond naturel, dose nette, limite supérieure et inférieure de détection du système de dosimétrie, etc.);
- (j) Les procédures de délivrance et de retour;
- (k) Les procédures pour commander, modifier et annuler les abonnements;
- (l) Les informations nécessaires que doit fournir l'exploitant;

- (m) Les coûts;
- (n) Le temps nécessaire pour passer ou annuler effectivement une commande;
- (o) Les informations sur les services normaux et/ou spéciaux fournis, comme les rapports immédiats par téléphone ou télécopie en cas de doses anormalement élevées, le traitement d'urgence et le conseil technique, scientifique et juridique.

Appendice

CONTRÔLE RADIOLOGIQUE DE LA CONTAMINATION DE LA PEAU ET ÉVALUATION DE LA DOSE POUR LA PEAU

OBJECTIFS PRINCIPAUX

A.1. Les principaux objectifs du contrôle radiologique et de l'évaluation de l'irradiation et de la contamination de la peau peuvent être résumés comme suit:

- (a) Déterminer la conformité aux limites de dose et donc en particulier être sûr d'éviter les effets déterministes;
- (b) Dans le cas de surexpositions, initier et/ou apporter une aide à tout examen médical et intervention appropriés.

CONSIDÉRATIONS GÉNÉRALES

Rayonnement très pénétrant

A.2. Pour les types de rayonnement très pénétrants, la limitation relative à la dose efficace fournit une protection suffisante pour la peau contre les effets stochastiques. De ce fait, dans pratiquement tous les cas (sauf ceux impliquant des particules radioactives «chaudes» — voir par. A.5), aucune étude approfondie du contrôle radiologique de la peau n'est nécessaire.

Rayonnement peu pénétrant

A.3. Pour un rayonnement peu pénétrant, une limite supplémentaire est nécessaire pour l'exposition de la peau afin d'éviter les effets déterministes. La CIPR a recommandé une limite de dose équivalente annuelle de 500 mSv moyennée sur 1 cm², quelle que soit la zone exposée. La profondeur nominale de mesure est de 0,07 mm (7 mg/cm²). Une des contributions principales à l'irradiation de la peau dans ce contexte provient de la contamination de la peau.

CONTRÔLE RADIOLOGIQUE DE LA CONTAMINATION DE LA PEAU

A.4. La contamination de la peau n'est jamais uniforme et se produit principalement sur certaines parties du corps, notamment les mains. Pour le contrôle de routine, il est adéquat de considérer la contamination comme étant moyennée sur des surfaces

d'environ 100 cm^2 . Le contrôle radiologique de routine de la contamination de la peau devrait donc être interprété sur la base de l'équivalent de dose moyen sur une surface de 100 cm^2 . Pour la plupart des contrôles de contamination de la peau, la mesure est comparée à une limite dérivée — un niveau exprimé en, disons, Bq/cm^2 qui est considéré comme étant capable d'entraîner une exposition égale à la limite de dose pertinente et est habituellement établi en tenant compte de toutes les voies d'exposition potentielles (pas seulement l'irradiation de la peau) — et la contamination est réduite lorsque cela est faisable. Aucune tentative n'est couramment faite pour évaluer les doses équivalentes si ces limites secondaires ne sont pas dépassées. Parfois, toutefois, la contamination persiste ou est très élevée initialement et une certaine estimation de la dose équivalente devient nécessaire. Dans ces cas-là la dose doit être moyennée sur une surface de 1 cm^2 qui inclut la contamination. Ces estimations sont souvent extrêmement imprécises, particulièrement si le rayonnement provenant du contaminant peut être absorbé en-dessous de la couche superficielle de la peau. Des incertitudes de deux ordres de grandeur ne sont pas rares. De telles estimations sont donc considérées comme des procédures qualitatives et traitées séparément du contrôle radiologique habituel du rayonnement externe. Cependant, lorsqu'une estimation de la dose équivalente est effectuée et dépasse un dixième de la limite de dose équivalente appropriée, elle devrait être incluse dans l'enregistrement personnel de l'individu. Une partie de la contamination peut également être transférée dans l'organisme, entraînant ainsi une exposition interne. Le contrôle radiologique de toute incorporation associée de substance radioactive dans l'organisme est traité dans le guide de sûreté connexe sur l'évaluation de dose interne [4].

A.5. Certaines situations peuvent conduire à une possibilité d'exposition à des «particules radioactives chaudes». Ceci peut conduire à une exposition non uniforme dans l'espace provenant de sources radioactives discrètes avec des dimensions atteignant 1 mm . Bien que la conformité aux limites de dose soit un des objectifs principaux, la CIPR a noté [37] qu'une ulcération aiguë est une conséquence à éviter. Ceci implique que la dose moyenne délivrée en quelques heures sur une surface de peau de 1 cm^2 , mesurée à des profondeurs de $10\text{--}15 \text{ mg/cm}^2$, devrait être limitée à 1 Sv . La détection de particules radioactives chaudes au sein d'un champ de rayonnement ambiant sur un lieu de travail peut être difficile à cause de la nature très localisée du rayonnement provenant de la particule. Il faudrait mettre l'accent sur l'identification et le contrôle des opérations qui peuvent entraîner l'apparition de telles particules.

RÉFÉRENCES

- [1] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANISATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Radiation Protection and the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 120, IAEA, Vienne (1996).
- [2] AGENCE DE L'OCDE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE, AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, ORGANISATION DES NATIONS UNIES POUR L'ALIMENTATION ET L'AGRICULTURE, ORGANISATION INTERNATIONALE DU TRAVAIL, ORGANISATION MONDIALE DE LA SANTÉ, ORGANISATION PANAMÉRICAINE DE LA SANTÉ, Normes fondamentales internationales de protection contre les rayonnements ionisants et de sûreté des sources de rayonnements, collection Sécurité n° 115, AIEA, Vienne (1997).
- [3] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, BUREAU INTERNATIONAL DU TRAVAIL, Radioprotection professionnelle, collection Normes de sûreté n° RS-G-1.1, AIEA, Vienne (à paraître).
- [4] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, BUREAU INTERNATIONAL DU TRAVAIL, Évaluation de l'exposition professionnelle due à l'incorporation de radioéléments, collection Normes de sûreté n° RS-G-1.2, AIEA, Vienne (à paraître).
- [5] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, General Principles for the Radiation Protection of Workers, Publication No. 75, Pergamon Press, Oxford et New York (1997).
- [6] COMMISSION INTERNATIONALE DE PROTECTION RADIOLOGIQUE, Recommandations 1990 de la Commission internationale de protection radiologique, Publication n° 60, Pergamon Press, Oxford et New York (1993).
- [7] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Determination of Dose Equivalents Resulting from External Radiation Sources, Report No. 39, ICRU, Bethesda, MD (1985).
- [8] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Determination of Dose Equivalents from External Radiation Sources — Part 2, Report No. 43, ICRU, Bethesda, MD (1988).
- [9] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Measurement of Dose Equivalents Resulting from External Photon and Electron Radiations, Report No. 47, ICRU, Bethesda, MD (1992).
- [10] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry, Report No. 51, ICRU, Bethesda, MD (1993).
- [11] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation,

- Report of the Joint Task Group, ICRP Publication No. 74, ICRU Report No. 57, Pergamon Press, Oxford and New York (1997).
- [12] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION MEASUREMENTS, Use of Personal Monitors to Estimate Effective Dose Equivalent and Effective Dose to Workers for External Exposure to Low-LET Radiations, Report No. 122, NCRP, Washington, DC (1995).
- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Neutron Monitoring for Radiological Protection, Technical Reports Series No. 252, IAEA, Vienna (1985).
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Dosimetry for Criticality Accidents, Technical Reports Series No. 211, IAEA, Vienna (1982).
- [15] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, The Principles and General Procedures for Handling Emergency and Accidental Exposures of Workers, Publication No. 28, Pergamon Press, Oxford and New York (1978).
- [16] JULIUS, H.W., Some remaining problems in the practical application of the ICRU concepts of operational quantities in individual monitoring, *Radiat. Prot. Dosim.* **66** 1–4 (1996) 1–8.
- [17] AMERICAN NATIONAL STANDARDS INSTITUTE, An American National Standard: Criteria for Performing Multiple Dosimetry, ANSI Standard HPS N13.41-1997, ANSI, New York (1997).
- [18] 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.
- [19] AGENCE DE L'OCDE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE, Évaluation et enregistrement des doses d'irradiation reçues par les travailleurs, AEN/OCDE, Paris (1986).
- [20] MARSHALL, T.O., CHRISTENSEN, P., JULIUS, H.W., SMITH, J.W., The relative merits of discriminating and non-discriminating dosimeters, *Radiat. Prot. Dosim.* **14** 1 (1986) 5–10.
- [21] CHRISTENSEN, P., HERBAUT, Y., MARSHALL, T.O., Personal monitoring for external sources of beta and low energy photon radiations, *Radiat. Prot. Dosim.* **18** 4 (1987) 241–260.
- [22] CHRISTENSEN, P., JULIUS, H.W., MARSHALL, T.O., Technical Recommendations for Monitoring Individuals Occupationally Exposed to External Radiations, Rep. EUR 15852, European Commission, Luxembourg (1994).
- [23] SWINTH, K.L., ROBERSON, P.L., MACLELLON, J.A., Improving health physics measurements by performance testing, *Health Phys. J.* **55** (1988) 197–205.
- [24] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, General Principles of Monitoring for Radiation Protection of Workers, Publication No. 35, Pergamon Press, Oxford and New York (1982).
- [25] BOEHM, J., “Some remarks on accuracy and precision in individual monitoring”, Intercomparison for Individual Monitoring, Research Co-ordination Meeting Organized by the International Atomic Energy Agency, Vienna, 24–28 April 1989, PTB Rep. PTB-DOS-20, Vol. 2, Physikalisch-Technische Bundesanstalt, Braunschweig (1991) 317.
- [26] ORGANISATION INTERNATIONALE DE NORMALISATION, Guide pour l'expression de l'incertitude de mesure, ISO, Genève (1995).

- [27] COMMISSION ÉLECTROTECHNIQUE INTERNATIONALE, Instrumentation pour la radioprotection — Moniteurs individuels à lecture directe d'équivalent de dose et/ou de débit d'équivalent de dose — Rayonnements X, gamma et bêta d'énergie élevée, CEI 1283, Genève (1995).
- [28] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Calibration of Radiation Protection Monitoring Instruments, Safety Reports Series No. 16, IAEA, Vienna (1999).
- [29] 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 des rayonnements et méthodes de production, ISO 4037-1, ISO, Genève (1996).
- [30] 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 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, ISO, Genève (1998).
- [31] 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 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, ISO, Genève (1998).
- [32] JULIUS, H.W., CHRISTENSEN, P., MARSHALL, T.O., Performance, requirements and testing in individual monitoring, *Radiat. Prot. Dosim.* **34** 1–4 (1990) 87–91.
- [33] JULIUS, H.W., MARSHALL, T.O., CHRISTENSEN, P.M., VAN DYK, J.W.E., Type testing of personal dosimeters for photon energy and angular response, *Radiat. Prot. Dosim.* **54** 3–4 (1994) 273–277.
- [34] ORGANISATION INTERNATIONALE DE NORMALISATION, Exposimètres et dosimètres — Méthodes générales d'essai, ISO 4071, ISO, Genève (1978).
- [35] BRITISH STANDARDS INSTITUTE, Electromagnetic Compatibility for Industrial Process Measurements and Central Equivalent: Part 1: General Introduction, Part 2: Method of Evaluating Susceptibility to Electrostatic Discharge, Part 3: Method of Evaluating Susceptibility to Radiated Electromagnetic Energy, BS6667, BSI, London (1985).
- [36] ORGANISATION INTERNATIONALE DE NORMALISATION, Prescriptions générales concernant la compétence des laboratoires d'étalonnages et d'essais, ISO/IEC 25, Genève (1999).
- [37] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, The Biological Basis for Dose Limitation in the Skin, Publication No. 59, Pergamon Press, Oxford and New York (1991).

Annexe I

RÉSUMÉ DES FACTEURS DE PONDÉRATION POUR LES RAYONNEMENTS ET DES RELATIONS Q-L RECOMMANDÉS

I-1. Les valeurs des facteurs de pondération pour les rayonnements w_R pour le calcul de la dose équivalente, recommandées par la CIPR [I-1] et adoptées dans les Normes fondamentales de sûreté [I-2], sont données dans le tableau I-1. Le calcul de

TABLEAU I-1. FACTEURS DE PONDÉRATION POUR LES RAYONNEMENTS^a [I-1, I-2]

Type et gamme d'énergies ^b	Facteur de pondération pour le rayonnement, w_R
Photons, toutes énergies	1
Électrons et muons, toutes énergies ^c	1
Neutrons ^d , énergie:	
<10 keV	5
10 keV–100 keV	10
>100 keV–2 MeV	20
>2 MeV–20 MeV	10
>20 MeV	5
Protons, autres que les protons de recul, énergie > 2 MeV	5
Particules alpha, fragments de fission, noyaux lourds	20

^a Toutes les valeurs concernent le rayonnement incident sur le corps ou, pour les sources internes, émis par la source.

^b Le choix des valeurs pour les autres rayonnements est traité dans l'annexe A de la réf. [I-1].

^c Sauf les électrons Auger émis par les radioéléments liés à l'ADN, pour lesquels s'appliquent des mesures spéciales de microdosimétrie.

^d Pour contribuer à obtenir une certaine cohérence pour les calculs, un lissage des valeurs de w_R pour les neutrons en fonction de l'énergie est donné par la formule mathématique:

$$W_R = 5 + 17e^{-[\ln(2\varepsilon)]^{2/6}}$$

où ε est l'énergie en MeV. Voir l'annexe A de la réf. [I-1].

TABLEAU I-2. RELATIONS Q-L SPÉCIFIÉES [I-1, I-2]

Transfert linéique d'énergie infini, L dans l'eau (keV/ μ m)	$Q(L)$
<10	1
10–100	$0,32L-2,2$
>100	$300/\sqrt{L}$

l'équivalent de dose pour les grandeurs opérationnelles $H_p(d)$, $H^*(d)$ et $H'(d, \Omega)$ utilise les facteurs de qualité Q plutôt que les facteurs de pondération pour le rayonnement. La relation entre Q et le transfert linéique d'énergie L recommandée par la CIPR [I-1] et adoptée par les Normes fondamentales de sûreté [I-2] est donnée dans le tableau I-2.

RÉFÉRENCES DE L'ANNEXE I

- [I-1] COMMISSION INTERNATIONALE DE PROTECTION RADIOLOGIQUE, Recommandations 1990 de la Commission internationale de protection radiologique, Publication n° 60, Pergamon Press, Oxford et New York (1993).
- [I-2] AGENCE DE L'OCDE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE, AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, ORGANISATION DES NATIONS UNIES POUR L'ALIMENTATION ET L'AGRICULTURE, ORGANISATION INTERNATIONALE DU TRAVAIL, ORGANISATION MONDIALE DE LA SANTÉ, ORGANISATION PANAMÉRICAINE DE LA SANTÉ, Normes fondamentales internationales de protection contre les rayonnements ionisants et de sûreté des sources de rayonnements, collection Sécurité n°115, AIEA, Vienne (1997).

Annexe II

INSTRUMENTATION UTILISÉE POUR LE CONTRÔLE RADIOLOGIQUE INDIVIDUEL

INTRODUCTION

II-1. Cette annexe fournit des informations générales sur les méthodes et les systèmes utilisés pour le contrôle radiologique individuel. Il est fait référence à la documentation où des informations plus détaillées sont fournies.

DOSIMÈTRES POUR LE RAYONNEMENT PHOTONIQUE ET LE RAYONNEMENT BÊTA

Dosimètres à émulsion

II-2. Les dosimètres à émulsion sont utilisés pour la détermination de l'exposition individuelle aux photons, au rayonnement bêta et aux neutrons. Ils sont habituellement constitués d'une émulsion placée dans un support contenant les filtres appropriés. De tels assemblages sont souvent appelés badges [II-1].

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 fin substrat en plastique. L'action du rayonnement ionisant sur les grains dans l'émulsion produit une image latente. Lors du développement ultérieur, les ions argent de l'image latente donnent un noircissement permanent. La densité optique est mesurée à l'aide d'un densitomètre et est fonction du type de film et du procédé de développement ainsi que du type et de l'énergie du rayonnement mesuré. La densité optique ne varie pas linéairement par rapport à la dose. Les films à émulsion sont principalement utilisés pour le contrôle des photons et du rayonnement bêta, mais ils sont sensibles aux effets ionisants de tout rayonnement qui véhicule suffisamment d'énergie pour produire des ions argent dans l'émulsion. Le film est souvent utilisé pour les mesures indirectes des neutrons thermiques, via la capture des neutrons à l'aide d'un filtre au Cd et l'utilisation du noircissement du film produit par le rayonnement gamma résultant comme indication de la dose neutronique.

II-4. La réponse en énergie du film par rapport à celle du tissu humain constitue pour la dosimétrie photonique pratique un facteur de complication très important. On arrive à compenser la réponse énergétique du film en utilisant un ou plusieurs filtres

avec des épaisseurs et des matériaux appropriés. Bien que l'utilisation d'un filtre convienne pour les photons d'énergie supérieure à environ 0,1 MeV, l'utilisation d'un système à filtre multiple (par exemple, filtres en cuivre, étain, plomb et plastique et fenêtres ouvertes) est nécessaire pour les photons de plus faible énergie. Le type de rayonnement incident et la dose peuvent être estimés à partir des réponses avec différents filtres.

II-5. L'essai de qualification est nécessaire à chaque fois qu'on propose d'utiliser un nouveau type de film ou que des modifications sont apportées au procédé de développement. Les badges à émulsion sont généralement utilisés pour des périodes de contrôle allant jusqu'à un mois et conviennent pour une utilisation en zone contrôlée. Lorsqu'une période de contrôle plus longue est utilisée, il faudrait faire particulièrement attention au problème d'effacement. Il est nécessaire d'étalonner les dosimètres à émulsion en irradiant des films identiques avec des doses connues et en traitant ces «étalons» en même temps que les dosimètres.

II-6. Les dosimètres à émulsion peuvent être utilisés comme dosimètres discriminants, fournissant des informations qualitatives en plus de la dose. Cette technique peut être très économique, selon le degré d'automatisation adopté. Les dosimètres à émulsion sont sensibles à la température et à l'humidité, ce qui entraîne un effacement de l'image latente. La dépendance énergétique de la réponse peut nécessiter un système complexe de filtres. Ce type de dosimètre peut facilement être conçu de manière à pouvoir mesurer $H_p(10)$ et $H_p(0,07)$ pour le rayonnement photonique et bêta pour des énergies (ϵ_{\max}) dépassant 0,5 MeV.

Dosimètres thermoluminescents

II-7. La thermoluminescence est l'émission de lumière lorsqu'une substance qui a été exposée à un rayonnement ionisant est chauffée. Cette lumière résulte de la libération des électrons qui ont été excités et capturés lorsque la matière a été irradiée, et la quantité de lumière libérée est directement liée à la dose de rayonnement reçue par la matière. La libération aléatoire des électrons capturés avant la lecture est appelée «fading» et peut résulter de la libération des électrons par stimulation thermique ou optique. En dosimétrie thermoluminescente (DTL), la relation entre le signal correspondant et l'équivalent de dose à mesurer doit être déterminée par étalonnage.

II-8. En utilisant ce phénomène pour la dosimétrie, la matière thermoluminescente est observée avec un photomultiplicateur ou autre appareil sensible à la lumière au cours du processus de chauffage. La courbe représentant la luminescence émise en fonction de la température est appelée «spectre en température». La forme de la courbe de thermoluminescence dépend du type et de la quantité des impuretés et des

défauts présents dans le matériau ainsi que de l'historique thermique et du traitement du matériau. Le tube photomultiplicateur possède une grande sensibilité, un rapport signal/bruit élevé et une plage dynamique importante. L'aire de la surface en-dessous de la courbe de thermoluminescence est utilisée comme mesure de la dose. Le matériau thermoluminescent est déchargé par le processus de mesure et est alors prêt à enregistrer une nouvelle exposition (bien que certains matériaux doivent subir un recuit avant d'être remis en circulation).

II-9. Le mécanisme de thermoluminescence est complexe et, bien que des modèles théoriques généraux aient été conçus, chaque matériau thermoluminescent est unique et les modèles qui correspondent à des matériaux spécifiques affichent des caractéristiques très différentes.

II-10. Les applications de la DTL se sont accrues grâce aux progrès apportés au développement des dosimètres thermoluminescents solides et aux instruments servant à leur lecture. La DTL est désormais disponible dans le commerce et est largement utilisée pour la dosimétrie individuelle de routine, le contrôle radiologique environnemental et la dosimétrie radiologique clinique.

II-11. La DTL est de plus en plus acceptée pour la dosimétrie en radioprotection pour les raisons suivantes:

- (a) L'existence de matériaux thermoluminescents presque équivalents aux tissus;
- (b) Une sensibilité et une exactitude suffisamment élevées pour le contrôle radiologique individuel et environnemental;
- (c) La disponibilité dans le commerce sous la forme de petits détecteurs solides adaptables au traitement manuel et au traitement automatique;
- (d) L'aptitude à la dosimétrie bêta de la peau et des extrémités;
- (e) La présence sur le marché de matériaux possédant une excellente stabilité à long terme dans diverses conditions environnementales;
- (f) La facilité du traitement;
- (g) La possibilité de réutilisation;
- (h) La linéarité de la réponse par rapport à la dose et au débit de dose sur un domaine étendu.

Certaines caractéristiques générales des matériaux thermoluminescents les plus utilisés habituellement en dosimétrie de radioprotection sont listées dans le tableau II-1.

II-12. Les dosimètres actuellement utilisés pour le contrôle radiologique individuel des doses bêta souffrent d'un problème de seuil d'énergie parce que le détecteur et son revêtement sont trop épais. Des détecteurs fins et ultrafins sont disponibles dans

le commerce mais peuvent être difficiles à utiliser à grande échelle pour le contrôle radiologique de routine. Ces dernières années, plusieurs types de détecteurs thermoluminescents ont été développés pour mesurer les grandeurs opérationnelles $H_p(0,07)$ et $H_p(10)$ [II-2-II-4].

II-13. La réponse des matériaux thermoluminescents aux neutrons dépend de la composition du détecteur, de l'encapsulation du DTL et, fortement, de l'énergie des neutrons. Un certain nombre de matériaux possèdent une sensibilité élevée aux neutrons thermiques mais une réponse faible vis-à-vis des neutrons rapides. Diverses techniques ont été étudiées pour accroître la réponse aux neutrons rapides des DTL, telles que l'utilisation du boîtier comme modérateur pour ralentir les neutrons et les rendre thermiques. Ceci s'est révélé très utile en pratique pour les dosimètres d'albédo individuels.

Dosimètres photoluminescents

II-14. La photoluminescence est basée sur la formation de centres luminescents induits dans des verres au phosphate dopés à l'argent lorsqu'ils sont exposés à un rayonnement ionisant. Lorsque les verres sont ensuite exposés à un rayonnement ultraviolet, une lumière visible, dont l'intensité est liée linéairement à la dose absorbée due au rayonnement ionisant — les centres — ne sont pas détruits par le procédé de lecture normal et sont extrêmement stables, si bien que le fading à température ambiante est négligeable sur une période de plusieurs années et les informations sur la dose peuvent être obtenues à tout moment au cours d'un cumul de dose à long terme [II-1].

II-15. Les verres au phosphate peuvent être fabriqués à grande échelle avec une bonne reproductibilité et une sensibilité constante. De ce fait, l'étalonnage des détecteurs individuels n'est pas nécessaire. L'utilisation de lecteurs laser ultraviolets pulsés disponibles sur le marché réduisent la «pré-dose» — la lecture apparente des verres non irradiés — à une valeur d'environ $10 \mu\text{Sv}$ [II-5]. Ceci élimine certains des inconvénients de l'ancienne technique classique de lecture, qui nécessitait un nettoyage du verre et une soustraction de la pré-dose pour mesurer des doses inférieures à $100 \mu\text{Sv}$.

II-16. Étant donné le numéro atomique élevé de certaines matières vitreuses, des filtres de compensation de l'énergie doivent être utilisés. Les dosimètres en verre récents présentent une réponse énergétique dans la plage $\pm 15\%$ pour les photons d'énergies supérieures à 15 keV [II-6]. Un système complet de dosimétrie en verre au phosphate avec un affichage automatique utilisant une excitation laser ultraviolette peut être utilisé dans des systèmes de contrôle radiologique individuel de grande envergure.

II-17. Les dosimètres en verre au phosphate ont été utilisés couramment pour le contrôle radiologique individuel et environnemental concernant la mesure de $H_p(10)$ et $H_p(0,07)$ à des niveaux de doses allant des niveaux environnementaux à des niveaux rencontrés dans des situations d'accident.

II-18. Les avantages des dosimètres photoluminescents incluent l'intégration permanente et à long terme des informations sur les doses, une bonne exactitude, un fading négligeable et la possibilité de répéter une lecture du dosimètre si nécessaire.

TABLEAU II-1. CARACTÉRISTIQUES GÉNÉRALES DE QUELQUES DOSIMÈTRES THERMOLUMINESCENTS DU COMMERCE

Type de DTL	Numéro atomique effectif Z_{eff}	Pic principal (°C)	Émission maximum (nm)	Sensibilité relative	Effacement (à 25°C)
LiF:Ti,Mg	8,3	200	400	1	5%/an ^a
LiF:Na,Mg	8,3	200	400	1	5%/an ^a
LiF:Mg,Cu,P	8,3	210	400	25	5%/an
Li ₂ B ₄ O ₇ :Mn	7,3	220	605	0,20 ^b	4%/mois
Li ₂ B ₄ O ₇ :Cu	7,3	205	368	2 ^b	10%/2 mois ^a
MgB ₄ O ₇ :Dy	8,4	190	490	10 ^b	4%/mois ^a
BeO	7,1	190	200–400	0,20 ^b	8%/2 mois
CaSO ₄ :Dy	14,5	220	480–570	30 ^b	1%/2 mois
CaSO ₄ :Tm	14,5	220	452	30 ^b	1–2%/2 mois
CaF ₂ :Mn	16,3	260	500	5 ^b	16%/2 semaines
CaF ₂ (naturel)	16,3	260	380	23	très faible
CaF ₂ :Dy	16,3	215	480–570	15 ^b	8%/2 mois ^a
Al ₂ O ₃	10,2	360	699	4 ^b	5%/2 semaines ^a

^a Effacement dans l'obscurité (après utilisation d'un recuit post-irradiation de 15 minutes à 100 °C) par rapport à 1 jour de stockage.

^b Sensible à la lumière.

Dosimètres électroniques

II-19. Les dosimètres électroniques ont été développés pour la dosimétrie individuelle sur la base des compteurs Geiger-Müller qui détectent les photons au-dessus de 30 keV et des détecteurs à diode au silicium.

II-20. Un système de dosimétrie électronique a été récemment mis sur le marché; il est basé sur l'utilisation de trois détecteurs à diode au silicium et convient pour la mesure simultanée de $H_p(10)$ et $H_p(0,07)$ pour le rayonnement photonique et bêta (au-dessus d'une énergie moyenne de 250 keV). Cet appareil peut être utilisé par les travailleurs dans des zones contrôlées, à condition que la contribution de la dose provenant du rayonnement bêta de faible énergie ne soit pas importante. Les services de dosimétrie dans un certain nombre de pays ont déposé des demandes d'homologation auprès des organismes de réglementation et ont obtenu l'autorisation de l'utiliser comme dosimètre officiel ou légal [II-7].

II-21. Les détails d'un dosimètre individuel de routine de la taille d'une carte de crédit, comportant un détecteur à diode au silicium, ont récemment été publiés [II-8]. Ce dosimètre mesure l'équivalent de dose et le débit de dose équivalent des photons, possède une alarme réglable et stocke la dose quotidienne intégrée des douze derniers mois dans sa mémoire.

II-22. Les appareils électroniques peuvent fournir au travailleur une indication instantanée de la dose cumulée et du débit de dose. Des alarmes visuelles et sonores prédéfinies sont également fournies, si bien que ces appareils peuvent servir simultanément de dosimètre intégrateur et de dosimètre d'alarme.

Dosimètres de poche

II-23. Les dosimètres à fil de quartz sont encore utilisés pour le contrôle radiologique individuel, bien que leur utilisation ait décliné. Ils comportent une petite chambre d'ionisation avec un fil et la déflexion du fil est proportionnelle à la dose reçue. La lecture se fait de manière optique en regardant à travers le dosimètre et en notant la déflexion du fil sur une échelle graduée. Ces appareils sont simples et peu coûteux. Toutefois, leur sensibilité par rapport aux niveaux nécessaires à la radioprotection actuelle est faible. De plus, leur plage d'utilisation pour les doses est limitée (approximativement un facteur de 20).

II-24. Des dosimètres de poche à lecture directe convenables peuvent être sélectionnés, en fonction de la dose maximale et des qualités de rayonnement que l'on prévoit de rencontrer. Les principaux problèmes opérationnels sont l'influence

de l'étalonnage à zéro et de la fuite de charge, qui tous deux limitent la dose minimale mesurable.

DOSIMÈTRES À NEUTRONS

Détecteurs de traces nucléaires à émulsion

II-25. Les émulsions conviennent pour la dosimétrie des neutrons rapides. Les neutrons interagissent avec les noyaux d'hydrogène dans l'émulsion et les matières environnantes, produisant des protons de recul par collisions élastiques. Les particules ionisantes traversent l'émulsion en créant une image latente qui entraîne le noircissement du film le long de la trace de la particule après développement [II-9].

II-26. Les émulsions ont généralement un seuil d'énergie d'environ 0,7 MeV et possèdent une mauvaise réponse en énergie et une gamme de doses limitée. Ce type de dosimètre sature à environ 50 mSv.

II-27. Les neutrons possédant des énergies inférieures à 10 eV peuvent être détectés grâce aux interactions avec les noyaux d'azote de la gélatine entraînant une production de protons de recul. Si la sensibilité aux neutrons thermiques est indésirable, le dosimètre devrait être placé sous un filtre de matière comme le cadmium qui absorbe les neutrons thermiques.

II-28. Un microscope possédant un grossissement de 1000 peut être utilisé pour compter les traces de recul dans l'émulsion. Le comptage peut être facilité en utilisant un microscope muni d'une caméra de télévision et d'un écran de visualisation. L'exactitude de la dose mesurée dépend de l'aptitude de l'opérateur à reconnaître les traces dans l'émulsion.

II-29. Un des inconvénients de l'émulsion est son fort taux d'effacement. L'effacement est accéléré par une forte humidité et une température élevée, et peut atteindre 75% par semaine. Le problème peut être contrôlé si les films sont séchés en atmosphère contrôlée et scellés dans une pochette étanche à l'humidité avant utilisation.

II-30. Un autre problème sérieux avec les émulsions est que le rayonnement photonique peut noircir le film après l'exposition et le développement, rendant ainsi les traces des protons très difficiles à distinguer. À cause de ces inconvénients, y compris le seuil d'énergie élevé pour les neutrons, les émulsions sont de plus en plus

remplacées en dosimétrie individuelle par d'autres méthodes comme les dosimètres d'albédo DTL et/ou les détecteurs de traces à l'état solide.

Détecteurs de traces nucléaires à l'état solide

II-31. Les particules fortement ionisantes comme les fragments de fission, les particules alpha et les particules de recul induites par des neutrons produisent des défauts structurels le long de leur trajet dans de nombreux matériaux comme les minéraux, le verre et divers plastiques [II-10]. En attaquant la surface du détecteur avec des réactifs adaptés, la zone endommagée le long de la trace peut être enlevée et les trous de gravure peuvent être agrandis et devenir visibles avec un microscope optique. L'application d'une gravure électrochimique agrandit fortement la taille des traces et la densité de traces peut facilement être comptée dans le champ d'un seul détecteur de 1 cm² en utilisant un microscope à faible agrandissement (20 par exemple) ou autre lecteur optique.

II-32. La taille et la forme de la trace après attaque dépendent du type, de l'énergie et de l'angle d'incidence de la particule, du type de matériau du détecteur et des conditions d'attaque (c'est-à-dire la concentration et la température de l'agent d'attaque et le temps d'attaque). Ces paramètres devraient être optimisés pour chaque matière et chaque application spécifique.

II-33. Pour la dosimétrie des neutrons, trois types de détecteurs ont été couramment utilisés, à savoir les détecteurs de traces de fission, de traces de recul et de traces (n, α). Ils sont brièvement décrits ci-dessous; le sujet concernant les techniques de mesure de détection des traces est traité complètement dans les références [II-11, II-12].

Détecteurs de traces de fission

II-34. Un radiateur ou un convertisseur de matière fissile émet des fragments de fission après une exposition aux neutrons. Ces fragments de fission sont détectés par un détecteur de traces à l'état solide comme le polycarbonate. Les réactions de fission ont un seuil d'énergie (par exemple 0,6 MeV pour ²³⁷Np, 1,3 MeV pour ²³²Th, 1,5 MeV pour ²³⁸U) ou une section efficace élevée pour les neutrons thermiques (²³⁵U, par exemple). L'utilisation de matières fissiles pour les dosimètres est maintenant réglementée ou interdite dans certains pays à cause de leur radioactivité.

Détecteurs de traces de recul

II-35. La diffusion élastique des neutrons par les noyaux des détecteurs en plastique peut produire des particules de recul chargées comme les protons ou les atomes de

carbone, d'oxygène et d'azote. Ces reculs produisent des traces latentes qui peuvent être révélées à l'aide d'une attaque chimique. L'attaque chimique ou électrochimique est utilisée pour agrandir les traces. La densité de traces, qui est proportionnelle à l'exposition aux neutrons, peut être comptée avec un lecteur de microfiches ou un compteur de particules automatique [II-11, II-12]. Étant donné le TLE des protons de recul et le faible parcours des particules plus lourdes, des types différents de plastiques possèdent des sensibilités différentes vis-à-vis des neutrons, et la réponse dépend également de l'énergie des neutrons. Pour chaque matériau de détecteur ou combinaison de matériaux du radiateur, de l'absorbeur et du détecteur, la technique de gravure devrait être optimisée et les courbes de réponse énergétique devraient être établies en procédant à des expériences. Les matériaux pour les détecteurs les plus courants sont le polycarbonate, le nitrate de cellulose et le CR-39. Un certain nombre de services de dosimétrie utilisant le CR-39 fonctionnent actuellement avec l'agrément des organismes de réglementation.

Détecteurs de traces basés sur les réactions (n,α)

II-36. Les neutrons interagissent avec ${}^6\text{Li}$ ou ${}^{10}\text{B}$ dans un radiateur externe. Les particules alpha produites par les réactions (n,α) ont des énergies alpha maximales d'environ 2,5 MeV (${}^6\text{Li}$) et 1,5 MeV (${}^{10}\text{B}$) pour les neutrons en-dessous de plusieurs centaines de keV. Les sections efficaces de réaction sont élevées pour les neutrons thermiques et décroissent lorsque l'énergie des neutrons augmente en proportion inverse de la vitesse des neutrons. La plupart des détecteurs en plastique disponibles sur le marché peuvent détecter les particules alpha émises. L'efficacité de la détection dépend du type de matière et des conditions d'attaque chimique.

Dosimètres d'albédo DTL

II-37. La dosimétrie d'albédo est basée sur la détection de neutrons de basse énergie (neutrons d'albédo) qui émergent du corps d'une personne exposée à des neutrons de différentes énergies. Tout détecteur de neutrons thermiques placé sur la surface d'un corps peut de ce fait être utilisé comme détecteur d'albédo.

II-38. Les dosimètres d'albédo utilisent généralement des détecteurs thermoluminescents comme ${}^6\text{LiF}$ dans des encapsulations en plastique chargé en bore qui séparent les neutrons d'albédo des neutrons thermiques incidents. Étant donné la sensibilité aux photons des DTL, la lecture de la dose neutronique est donnée par la différence entre les lectures des détecteurs ${}^6\text{LiF}$ et ${}^7\text{LiF}$.

II-39. Les dosimètres d'albédo ont été conçus avec une réponse élevée et presque constante pour les neutrons dans la gamme d'énergies qui va des neutrons thermiques

aux neutrons de 10 keV. Cependant, la réponse décroît rapidement au-dessus de 10 keV. Dans certains champs neutroniques, on a observé que la réponse énergétique relative d'un détecteur d'albédo pouvait varier d'un facteur pouvant atteindre 20.

II-40. Un dosimètre à deux composants conçu pour une lecture automatique dans divers systèmes DTL s'est révélé adapté au contrôle radiologique de routine [II-13]. Ce type de dosimètre intègre le détecteur d'albédo et un détecteur de neutrons thermiques supplémentaire.

II-41. La réponse aux neutrons dépend du spectre neutronique. Le spectre neutronique varie fortement en fonction des lieux de travail. Toutefois, des facteurs de correction spécifiques peuvent être utilisés pour corriger ce problème, à condition que le spectre neutronique soit connu et reste constant.

II-42. La dépendance énergétique des détecteurs d'albédo peut être compensée pour les dosimètres utilisés dans les champs de neutrons rapides par addition d'un détecteur de traces nucléaires, comme le polycarbonate, pour la mesure séparée des neutrons rapides. Dans une telle combinaison de détecteurs, le détecteur d'albédo sert comme détecteur de neutrons de base qui peut être lu automatiquement à l'aide d'un lecteur de DTL normal. Le détecteur de traces n'a alors besoin d'être traité que si une exposition importante est révélée par la lecture du DTL.

Détecteurs à bulles

II-43. Les détecteurs à bulles sont un nouveau type de dosimètres à neutrons à lecture directe [II-14]. Le détecteur est préparé en mettant en suspension des gouttelettes liquides surchauffées dans un polymère élastique solide; le passage de neutrons à travers la matière produit des bulles gazeuses visibles, qui sont capturées sur les sites où elles se forment [II-14]. Le nombre de bulles donne une mesure de la dose neutronique. Ce détecteur est un appareil complètement passif qui peut être stocké jusqu'à ce qu'il soit nécessaire de l'utiliser. Il ne nécessite aucun dispositif électronique pour la mesure ou la lecture. Toutefois, un lecteur automatique contrôlé par ordinateur peut être utilisé pour la lecture si on utilise couramment un grand nombre de détecteurs.

II-44. Le détecteur est extrêmement sensible aux neutrons, pouvant détecter quelques millisieverts, et est complètement insensible au rayonnement gamma. Les détecteurs peuvent être conçus de manière à posséder des seuils d'énergie neutronique différents, de 100 keV à plusieurs MeV, afin qu'un jeu de détecteurs à bulles avec des seuils différents puisse être utilisé pour une spectrométrie neutronique grossière. Toutefois, ces détecteurs souffrent d'une forte dépendance à la température

ambiante, et leurs gammes d'énergies et de doses sont limitées, si bien qu'un certain nombre de dosimètres possédant des sensibilités différentes peuvent être nécessaires pour couvrir la gamme de doses nécessaire.

Dosimètres d'alarme individuels à neutrons

II-45. Les dosimètres d'alarme individuels à neutrons peuvent fournir une indication de l'équivalent de dose neutronique à ceux qui les portent. Ces détecteurs sont basés sur plusieurs techniques, dont:

- (a) Un compteur pour mesurer les protons de recul;
- (b) Un détecteur ^3He dans un petit modérateur en polyéthylène avec un blindage contre les neutrons thermiques;
- (c) La méthode de comptage de Rossi, avec un microprocesseur pour convertir les impulsions en dose absorbée ou en équivalent de dose [II-15];
- (d) Un détecteur au silicium à barrière de surface pour détecter les ions de recul provenant du polyéthylène et des radiateurs ^{10}B [II-16].

RÉFÉRENCES DE L'ANNEXE II

- [II-1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Personnel Dosimetry Systems for External Radiation Exposures, Technical Reports Series No. 109, IAEA, Vienna (1970).
- [II-2] HARVEY, J.R., BATES, J.R., MACKFARLINE, B., "An assessment of a commercial individual dosimeter suitable for low penetrating radiation", paper presented at Symp. on Personnel Radiation Dosimetry, Knoxville, 1984.
- [II-3] PROKI, M.S., Beta dosimetry with newly developed graphite mixed TL detectors, *Phys. Med. Biol.* **30** 4 (1985) 323–329.
- [II-4] CHRISTENSEN, P., Review of personnel monitoring technique for the measurement of absorbed dose from external beta and low energy photon radiation, *Radiat. Prot. Dosim.* **14** (1986) 127–135.
- [II-5] PIESCH, E., BURGHARDT, B., "Albedo neutron dosimetry", *Neutron Dosimetry in Radiation Protection* (ING, H., PIESCH, I., Eds), Nuclear Technology Publishing, Ashford (1985) 175–188.
- [II-6] BURGHARDT, B., ROBER, H.G., PIESCH, E., Phosphate glass energy compensation filters for the measurement of operational dose quantities, *Radiat. Prot. Dosim.* **6** (1983) 287–289.
- [II-7] MARSHALL, T.O., POOK, E.A., BARTLETT, D.T., HALLAM, J., "An approved personal dosimetry service based on an electronic dosimeter", paper presented at International Radiation Protection Association Conf. Montréal, 17–22 Mai 1992.
- [II-8] LACOSTE, F., LUCAS, M., Le système Dosicard, *Radioprotection* **28** 1 (1993) 77–81.
- [II-9] HÖFERT, M., PIESCH, E., Neutron dosimetry with nuclear emulsions, *Radiat. Prot. Dosim.* **10** 1–4 (1985).
- [II-10] GRIFFITH, R.V., TOMMASINO, L., "Etch track detectors", *Radiation Dosimetry: The Dosimetry of Ionizing Radiation, Vol. III* (KASE, K.R., BJARNGARD, B.E., ATTIX, F.H., Eds), Academic Press, New York (1990) Ch. 4.
- [II-11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Neutron Monitoring for Radiological Protection, Technical Reports Series No. 252, IAEA, Vienna (1985).
- [II-12] HARRISON, K.G., TOMMASINO, L., Damage track detectors for neutron dosimetry: II. Characteristics of different detection systems, *Radiat. Prot. Dosim.* **10** 1–4 (1985).
- [II-13] PIESCH, E., BURGHARDT, B., "LiF albedo dosimeters for personnel monitoring in a fast neutron radiation field", *Neutron Monitoring for Radiation Protection Purposes, (Proc. Symp. Vienna, 1972), Vol. 2, IAEA, Vienna (1973) 31–35.*
- [II-14] ING, H., The status of the bubble damage polymer detector, *Nucl. Tracks Radiat. Meas.* **12** (1986) 49–54.
- [II-15] BORDY, J.M., BARTHE, J., BOUTRUCHE, B., SEGUR, P., A new proportional counter for individual neutron dosimetry, *Radiat. Prot. Dosim.* **54** (1994) 369–372.
- [II-16] BARTHE, J., et al., New devices for individual neutron dosimetry, *Radiat. Prot. Dosim.* **54** (1994) 365–368.

Annexe III

INSTRUMENTATION UTILISÉE POUR LE CONTRÔLE RADIOLOGIQUE DU LIEU DE TRAVAIL

INTRODUCTION

III-1. Les détecteurs utilisés pour le contrôle radiologique du lieu de travail sont destinés à fournir des informations sur les débits de dose dans la zone de travail pour permettre de prendre des décisions sur son occupation. Il est nécessaire de connaître les débits d'équivalents de dose dans les diverses zones de travail pour évaluer et contrôler l'exposition professionnelle, lorsque les travailleurs occupent une zone spécifique ou avant qu'ils y soient admis. Habituellement le débit de dose est contrôlé, bien que cela puisse ne pas être nécessaire dans les zones où les débits de dose ne varient pas énormément au cours du temps.

III-2. Les détecteurs de zone fixes sont souvent équipés de dispositifs d'affichage à distance et d'alarmes sonores. À l'exception de quelques différences techniques, les détecteurs et les méthodes d'exploitation sont similaires à ceux des instruments de contrôle portatifs. D'un point de vue pratique, les instruments de contrôle de zone peuvent être répartis selon les catégories suivantes:

- (a) Instruments pour les photons;
- (b) Instruments pour les particules bêta et les photons de faible énergie;
- (c) Instruments pour les neutrons;
- (d) Détecteurs gamma passifs;
- (e) Instruments de contrôle neutronique passifs;
- (f) Systèmes de spectrométrie.

Les méthodes de contrôle radiologique sont traitées complètement dans les réf. [III-1, III-2].

INSTRUMENTS POUR LES PHOTONS (GAMMA ET RAYONS X)

Chambres d'ionisation

III-3. Les instruments de contrôle portatifs et certains instruments fixes utilisent des chambres avec des parois en matériau de faible numéro atomique et remplies d'air à la pression atmosphérique. Dans le passé, de telles unités étaient conçues pour mesurer

l'exposition, mais la plupart des chambres sont désormais destinées à la mesure de l'équivalent de dose ambiant $H^*(10)$, et souvent de l'équivalent de dose directionnel $H'(0,07)$.

III-4. Ces instruments sont basés principalement sur la mesure de la quantité d'exposition. Les conceptions des instruments ont été modifiées par l'ajout d'aluminium à l'intérieur de la chambre pour augmenter la réponse en-dessous de 150 keV et d'aluminium sur le support ou le couvercle pour réduire de manière appropriée la réponse en-dessous d'environ 40 keV [III-3].

III-5. Les instruments portatifs destinés à être utilisés avec des niveaux de dose professionnelle normaux (quelques $\mu\text{Sv/h}$) ont des chambres dont le volume se situe généralement entre 300 et 700 cm^3 . Les instruments fixes destinés à être utilisés là où le rayonnement bêta et les photons de basse énergie ne seront pas a priori un problème possèdent souvent de grandes chambres (d'environ 5 L) avec des parois en acier remplies avec de l'argon à haute pression. Ces chambres possèdent une plage dynamique utile étendue, allant d'environ 0,1 $\mu\text{Sv/h}$ à 1 Sv/h.

Compteurs Geiger-Müller (GM)

III-6. Les compteurs GM sont couramment utilisés pour les champs de rayons X et gamma. Ils produisent de grandes impulsions qui peuvent être facilement comptées et traitées. Leur plage dynamique est, cependant, limitée par les pertes dues au temps mort lors de taux de comptage élevés. Il faudrait s'assurer qu'aux taux de surcharge l'indication du débit de dose ne reste pas dans l'échelle; c'est un test essentiel qui devrait être effectué lors de l'essai de qualification.

III-7. Les compteurs GM ont un rendement de détection photonique, généralement d'environ 0,5%, qui est réellement constant sur une large gamme d'énergies. Cela signifie que la réponse pour l'équivalent de dose ambiant dépend de l'énergie. On peut concevoir des filtres efficaces qui permettent de bonnes performances énergétiques et angulaires pour $H^*(10)$ au-dessus d'environ 50 keV pour les détecteurs à parois en acier et à partir de 15 keV pour les détecteurs à fenêtre en bout.

III-8. Il faudrait noter que l'utilisation de compteurs GM dans les champs de rayonnement pulsés peut conduire à d'importantes sous-estimations de la quantité de rayonnement mesurée. Pour cette raison, il faut faire extrêmement attention avec les compteurs GM — ou, en fait, avec tout détecteur de comptage par impulsions — lorsqu'ils sont utilisés dans de telles situations.

Instruments à scintillation

III-9. Les scintillateurs organiques, lorsqu'ils sont utilisés pour mesurer le taux d'exposition ou le taux de kerma de l'air, sont suffisamment proches de l'air du point de vue numéro atomique effectif pour ne nécessiter qu'une légère correction pour la réponse vis-à-vis de l'énergie, sauf aux énergies inférieures à environ 0,1 MeV. Dans l'anthracène, par exemple, la réponse par unité de kerma tombe, principalement parce que seules les couches externes du cristal sont irradiées. L'incorporation de petites quantités de matières à numéro atomique élevé devant le cristal peut partiellement compenser cette chute et les instruments de contrôle du commerce permettent la mesure des photons au-dessus de 20 keV.

III-10. Les instruments à scintillation [III-4] peuvent être utilisés pour tous les types de contrôle de rayons X et gamma. Dans les champs de rayonnement relativement faibles, bien que les parties électroniques des instruments font que leur taille est globalement la même que celle des chambres d'ionisation, le volume de détection peut être beaucoup plus petit. Bien qu'un cristal d'1 cm³ soit souvent adéquat, la sensibilité plus élevée de cristaux plus grands permet de mesurer les débits de dose du bruit de fond naturel.

III-11. Les cristaux NaI(Tl), largement utilisés en spectroscopie gamma, constituent des détecteurs très sensibles. Toutefois, leur réponse dépend fortement de l'énergie. Pour cette raison, de simples unités ne peuvent pas être utilisées pour effectuer des mesures précises des grandeurs de dosimétrie. Toutefois, les instruments utilisant des techniques spectrométriques peuvent être utilisés et sont très sensibles.

Compteurs proportionnels

III-12. La sensibilité des compteurs proportionnels est supérieure à celle des chambres d'ionisation grâce à la multiplication dans le gaz. Les compteurs proportionnels peuvent être utilisés comme détecteurs d'impulsions ou comme détecteurs du courant, permettant la mesure de débits de dose photonique allant de 1 mSv/h à 10 Sv/h. Les principaux avantages des compteurs proportionnels du commerce sont leur grande sensibilité, la large gamme de débits de dose et leur faible dépendance vis-à-vis de l'énergie. Toutefois, ils nécessitent une alimentation haute tension stable et sont beaucoup plus chers que les instruments de type chambre d'ionisation ou GM.

Semiconducteurs

III-13. Les débits de dose peuvent être mesurés avec des diodes au silicium utilisées comme générateurs d'impulsions (aux débits de dose plus faibles) ou comme

générateurs de courant photoélectrique (aux débits élevés). Le silicium possède un numéro atomique supérieur à celui du tissu et il est donc nécessaire, en modes impulsion et courant, d'adapter un filtre de compensation en énergie approprié à la grandeur concernée. Ces filtres limitent inévitablement le seuil inférieur d'énergie.

INSTRUMENTS POUR LE RAYONNEMENT BÊTA ET LE RAYONNEMENT PHOTONIQUE DE FAIBLE ÉNERGIE

Chambres d'ionisation

III-14. Il est important de pouvoir mesurer les débits équivalents de dose du rayonnement bêta (ou rayons X de faible énergie) et des photons. La mesure peut se faire avec un seul détecteur. Dans ce cas, le détecteur (chambre d'ionisation) est équipé d'une fenêtre pouvant être ouverte ou fermée. Lorsqu'elle est fermée, la composante très pénétrante (c'est-à-dire les photons d'énergies supérieures à environ 20 keV) 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) de l'équivalent de dose est estimée par soustraction.

III-15. La plupart des mesures de contrôle du rayonnement bêta (et des photons de faible énergie) sont effectuées à l'aide de petites chambres d'ionisation portatives qui peuvent également être utilisées pour le contrôle des rayons X et du rayonnement gamma. Un des côtés de la chambre comporte une fine feuille de plastique conducteur couverte, lors de la mesure de photons, d'un morceau de matériau équivalent à 1 cm de tissu. Le couvercle épais est enlevé pour mesurer le rayonnement bêta [III-5]. Un autre type d'instrument de contrôle du rayonnement bêta possède une paroi entière fine. Ce type de chambre peut ne pas être adapté à la mesure de l'équivalent de dose directionnel.

III-16. Les parois d'une chambre d'ionisation servant à la mesure du rayonnement bêta devraient être constituées d'une matière de composition similaire à celle du tissu. Toutefois, la composition exacte n'est pas aussi importante pour les électrons que dans le cas des chambres d'ionisation pour les rayons X ou pour le rayonnement gamma. Pour les électrons, la fonction des parois est simplement de simuler l'absorption et la rétrodiffusion introduites par le corps. Les remarques faites précédemment sur la taille, la sensibilité, le temps de réponse et les méthodes d'affichage pour les chambres d'ionisation gamma s'appliquent également aux mesures du rayonnement bêta [III-5].

Compteurs GM

III-17. Les instruments de contrôle, constitués de compteurs GM à parois fines ou à fenêtres fines, pour les photons sont parfois également utilisés pour la détection du rayonnement bêta. Si le compteur est équipé d'un couvercle suffisamment épais pour arrêter le rayonnement bêta, la différence entre les lectures obtenues avec et sans le couvercle peut être utilisée pour faire la distinction entre le rayonnement bêta et le rayonnement gamma. Les détecteurs GM possédant une fenêtre en bout fine, en particulier, présentent une dépendance énergétique acceptable pour le contrôle radiologique du débit de dose bêta sur le lieu de travail et ont l'avantage supplémentaire d'être de petite taille pour un débit de dose utile minimum spécifique.

Scintillateurs

III-18. Un bon instrument de contrôle du débit de dose bêta pour $H'(0,07)$ peut être fabriqué en utilisant un scintillateur fin ($3-4 \text{ mg/cm}^2$), recouvert d'un obturateur en plastique d'épaisseur similaire. Il peut être utilisé en mode «comptage d'impulsions» pour les débits de dose faibles, lorsqu'il se comporte de la même manière qu'un détecteur GM, ou en mode courant pour les débits de dose élevés. De tels instruments ne sont pas destinés à une utilisation courante mais à des applications spéciales.

Détecteurs à semi-conducteur

III-19. Les détecteurs à semi-conducteur fonctionnant en mode courant peuvent être utilisés pour la mesure des hauts débits de dose. Leur fine couche de détection fait d'eux des détecteurs adaptés à la dosimétrie bêta. Pour la mesure des rayonnements bêta et photoniques de faible énergie, les diodes au silicium à fine couche sensible conviennent pour l'évaluation de $H'(0,07)$, mais leur réponse au rayonnement gamma est supérieure à leur réponse au rayonnement bêta parce que le numéro atomique effectif du détecteur est trop élevé. De tels détecteurs ne sont normalement pas utilisés pour la radioprotection opérationnelle.

INSTRUMENTS POUR LES NEUTRONS

Instruments de contrôle à modérateur neutronique

III-20. Les instruments de contrôle à modérateur neutronique constituent les instruments les plus courants pour le contrôle radiologique des champs neutroniques [III-6, III-7]. Ils sont constitués d'un modérateur hydrogéné qui ralentit les neutrons et détecte les neutrons devenus thermiques à l'aide de détecteurs comme les compteurs

proportionnels remplis avec du BF_3 , ^3He ou ^6Li . Les neutrons sont détectés par les réactions $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$, $^3\text{He}(n,\alpha)^3\text{H}$ ou $^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{He}$, qui possèdent des valeurs de Q si élevées qu'une bonne discrimination vis-à-vis du rayonnement gamma peut être obtenue. En choisissant une épaisseur appropriée pour le blindage ralentisseur ou en faisant varier l'épaisseur de paroi, le mélange gazeux et sa pression, la réponse aux neutrons peut être réglée de manière à fournir un signal à peu près proportionnel à l'équivalent de dose ou à la dose. Une spectrométrie neutronique grossière peut être effectuée en analysant les réponses d'un ensemble de sphères modératrices de différents diamètres. Les réponses de plusieurs instruments à neutrons thermalisés à divers champs neutroniques opérationnels ont été calculées [III-9].

III-21. En rendant thermiques les neutrons à l'aide d'un modérateur hydrogéné, Andersson et Braun [III-10] ont construit un instrument possédant une réponse pour l'équivalent de dose presque indépendante vis-à-vis de l'énergie pour les neutrons jusqu'à 10 MeV. L'instrument utilise un compteur proportionnel au BF_3 entouré d'un blindage en cadmium perforé dans un modérateur cylindrique mais souffre d'une réponse anisotrope (un facteur de deux ou plus). Cette anisotropie a été largement surmontée grâce à l'utilisation d'un modérateur sphérique de polyéthylène de 20–30 cm de diamètre, mais au détriment de la réponse en énergie. Des détecteurs tels que des scintillateurs ^6Li et des compteurs proportionnels ^3He ont été utilisés comme alternative aux compteurs proportionnels. La caractéristique principale de tous ces instruments est une réponse trop importante aux neutrons d'énergie intermédiaire.

III-22. Un autre instrument [III-11] utilise deux modérateurs sphériques (107 et 64 mm de diamètre) incorporés dans un boîtier unique constituant un instrument qui pèse 3 kg et couvre la plage d'équivalents de dose allant de 20 à 200 mSv/h, avec une réponse en énergie de $\pm 30\%$ sur une gamme d'énergies allant des neutrons thermiques aux neutrons de 10 MeV. La réponse de la sphère la plus grande est corrigée à l'aide du rapport des taux de comptage des deux sphères, qui varie de 0,15 à 0,8 pour le spectre de neutrons observé. La correction — qui varie de 1 à 30 sur cette gamme — est effectuée automatiquement dans l'instrument.

Chambres d'ionisation

III-23. Les chambres d'ionisation ont d'abord été développées pour mesurer l'exposition aux rayons X et au rayonnement gamma. Toutefois, si de l'hydrogène est introduit dans les parois et le gaz, elles peuvent devenir plus sensibles aux neutrons. Cependant, elles sont également sensibles aux photons, et il est donc nécessaire d'introduire une deuxième chambre qui est relativement insensible aux neutrons (par exemple, avec des parois en graphite et un mélange gazeux au CO_2 ou avec des parois en aluminium et de l'argon) pour compenser le rayonnement gamma qui est

toujours associé aux neutrons. Les chambres d'ionisation équivalentes au tissu mesurent la dose neutronique absorbée et non pas l'équivalent de dose. Étant donné que leur réponse au rayonnement gamma par unité de dose est similaire à celle pour les neutrons, il n'est pas possible de faire une discrimination efficace entre les deux types de rayonnement et les chambres d'ionisation ne sont pas particulièrement utiles pour le contrôle radiologique des neutrons, sauf lorsque les champs pulsés peuvent poser un problème. De petites chambres d'ionisation équivalentes au tissu peuvent être utilisées dans les dosimètres d'alarme individuels.

Autres instruments pour les neutrons

III-24. Un certain nombre d'autres méthodes de détection des neutrons peuvent être utilisées pour des applications particulières, mais elles ne sont généralement pas applicables pour la radioprotection de routine.

Compteurs proportionnels à protons de recul

III-25. Les compteurs proportionnels à protons de recul sont généralement recouverts de polyéthylène et remplis avec de l'éthylène (C_2H_4) ou du cyclopropane (C_3H_6) à des pressions de l'ordre de 100 kPa. L'épaisseur de la paroi est choisie sur la base des calculs reliant énergie et parcours des protons, de telle manière que le système satisfasse aux exigences de la loi de Bragg-Gray. Le spectre des protons de recul peut être analysé mathématiquement pour en déduire le spectre des neutrons incidents. Ces informations sur le spectre peuvent ensuite être utilisées pour déterminer l'équivalent de dose ambiant. La gamme d'énergies pratique pour ces systèmes est environ 10 keV-1,5 MeV.

Compteurs proportionnels de Rossi

III-26. Les compteurs proportionnels équivalents au tissu peuvent être utilisés pour mesurer le TLE de l'énergie déposée, en plus de la dose. Le TLE peut ensuite être utilisé avec la relation $Q-L$ définie par la CIPR (voir tableau I-2) pour déterminer le facteur de qualité moyen Q , qui peut être alors incorporé dans l'électronique de l'instrument. Ainsi, la dose peut être convertie en équivalent de dose. Ces instruments peuvent également être utilisés pour les mesures dans des champs de rayonnements mixtes.

Scintillateurs

III-27. Les scintillateurs organiques offrent une méthode potentiellement simple de dosimétrie et de spectrométrie neutroniques parce qu'ils peuvent être fabriqués avec

des matériaux équivalents au tissu et sont peu volumineux. Ils présentent, toutefois, deux inconvénients majeurs. Premièrement, le rendement lumineux de la scintillation est faible, des énergies de 1–2 keV étant généralement nécessaires pour produire un photoélectron à l'entrée d'un photomultiplicateur. Deuxièmement, ils sont très sensibles au rayonnement gamma; ils nécessitent à peu près trois fois plus d'énergie pour produire un photoélectron à partir d'un proton de recul qu'à partir d'un photon gamma et dix fois plus que pour une particule alpha. Toutefois, il est possible d'utiliser une discrimination de forme d'impulsion pour séparer les impulsions provenant des ions de celles produites par les électrons. De plus, la relation entre l'énergie du proton de recul et l'amplitude de l'impulsion lumineuse n'est pas linéaire, mais ceci peut être corrigé dans un spectromètre à neutrons lors de l'analyse mathématique. Ces restrictions limitent la gamme d'énergies du détecteur à environ 0,2–20 MeV.

Détecteurs à semi-conducteur

III–28. Les détecteurs à semi-conducteur sont normalement à base de silicium et de germanium et ne sont pas utilisés directement pour la mesure des neutrons. Toutefois, ils peuvent être utilisés dans les spectromètres à neutrons pour mesurer les particules secondaires comme les protons, les particules de tritium et les particules alpha produites dans des feuilles de conversion de borate de lithium, bore, ^6LiF , polyéthylène et polycarbonate. Ils sont petits et sensibles — par exemple, le rendement d'ionisation est environ dix fois celui des chambres d'ionisation — et leur densité est environ 1000 fois celle du gaz dans une chambre.

Détecteurs passifs de neutrons pour le contrôle radiologique de zone

III–29. Pour la mesure de champs neutroniques où le débit de dose gamma est extrêmement élevé ou lorsque le champ est en mode pulsé intense (comme autour d'un accélérateur), les détecteurs actifs ne conviennent pas à cause de la saturation électronique. Dans de telles applications, les dispositifs passifs comme les détecteurs de traces, les détecteurs par activation de pastilles ou les DTL sont souvent utilisés. Ces détecteurs sont normalement utilisés comme détecteurs de neutrons thermiques au centre de modérateurs. Les détecteurs de traces et les pastilles d'activation (par exemple or ou indium) offrent une excellente discrimination gamma ainsi qu'une grande sensibilité aux neutrons.

III–30. Une technique très séduisante utilise des feuilles de polycarbonate au contact de bore de telle manière qu'une réaction (n,α) produise des traces qui peuvent être développées par attaque électrochimique. La limite de sensibilité est d'environ 1 mSv et la technique peut ainsi être appliquée à la mesure du bruit de fond.

RÉFÉRENCES DE L'ANNEXE III

- [III-1] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Instrumentation and Monitoring Methods for Radiation Protection, Rep. No. 57, NCRP, Washington, DC (1978).
- [III-2] KIEFER, H., MAUSHART, R., MEJDAHL, V., "Radiation protection dosimetry", Radiation Dosimetry, Vol. 3: Sources, Fields, Measurements and Applications, 2nd edn (ATTIX, F.H., TOCHILIN, E., Eds), Academic Press, New York (1969) Ch. 28.
- [III-3] BURGESS, P.H., Modifications to the Eberline RO2 ionisation chamber survey instrument for the quantities ambient and direction dose equivalent, Radiat. Prot. Dosim. **15** 4 (1986) 237-243.
- [III-4] RAMM, W.J., "Scintillation detectors", Radiation Dosimetry, Vol. 2: Instrumentation, 2nd edn (ATTIX, F.H., ROESCH, W.C., Eds), Academic Press, New York (1966) Ch. 11.
- [III-5] BURGESS, P.H., MARSHALL, T.O., PIESCH, E.K.A., The design of ionisation chamber instruments for the monitoring of weakly penetrating radiation, Radiat. Prot. Dosim. **39** 3 (1991) 157-160.
- [III-6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Neutron Monitoring for Radiological Protection, Technical Reports Series No. 252, IAEA, Vienna (1985).
- [III-7] COSACK, M., LESIECKI, H., Dose equivalent survey meters, Radiat. Prot. Dosim. **10** (1985) 111-119.
- [III-8] BRAMBLETT, R.L., EWING, R.K., BONNER, T.W., A new type of neutron spectrometer, Nucl. Instrum. Methods **9** (1960) 1.
- [III-9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes, Technical Reports Series No. 318, IAEA, Vienna (1990).
- [III-10] ANDERSSON, I.O., BRAUN, J., "A neutron rem counter with uniform sensitivity from 0.025 eV and 10 MeV", Neutron Dosimetry (Proc. Symp. Harwell, 1962), Vol. 2, IAEA, Vienna (1963).
- [III-11] MOURGUES, M., CAROSSO, J.C., PORTAL, G., "A light REM-counter of advanced technology", Neutron Dosimetry (Proc. Symp. Munich, 1984), Rep. EUR 9762, Vol. 2, European Commission, Luxembourg (1984).

Annexe IV

CONDITIONS DE RÉFÉRENCE ET CONDITIONS D'ESSAI STANDARD

IV-1. La Commission électrotechnique internationale (CEI) spécifie les conditions de référence et les conditions d'essai standard pour l'essai de qualification des systèmes de dosimétrie [IV-1]. Elles sont résumées dans le tableau IV-1.

TABLEAU IV-1. PARAMÈTRES RADIOLOGIQUES

Grandeur d'influence	Conditions de référence	Conditions d'essai standard (sauf indication contraire)
Rayonnement photonique	$^{137}\text{Cs}^a$	$^{137}\text{Cs}^a$
Rayonnement neutronique	$^{241}\text{Am}/\text{Be}^a$	$^{241}\text{Am}/\text{Be}^a$
Rayonnement bêta	$^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}^a$	$^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}^a$
Fantôme (seulement dans le cas des dosimètres individuels)	Plaque 30 cm × 30 cm × 15 cm de tissu CIUMR (pour les dosimètres du corps entier)	Fantôme ISO (plaque d'eau)
	Cylindre droit de tissu CIUMR de 73 mm de diamètre et 300 mm de long (pour les dosimètres des poignets ou des chevilles)	Fantôme ISO (colonne d'eau)
	Cylindre droit de tissu CIUMR de 19 mm de diamètre et 300 mm de long (pour les dosimètres des doigts)	Fantôme ISO (tige en PMMA)
Angle d'incidence du rayonnement	Direction d'étalonnage donnée par le fabricant	Direction donnée $\pm 5^\circ$
Orientation de l'assemblage	Doit être spécifiée par le fabricant	Orientation spécifiée $\pm 5^\circ$
Contrôles et assemblage normal	Configurés pour un fonctionnement normal	Configurés pour un fonctionnement normal
Contamination par des éléments radioactifs	Négligeable	Négligeable
Bruit de fond radioactif	Débit d'équivalent de dose ambiant $H^*(10)$ 0,1 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ ou moins si possible	Débit d'équivalent de dose ambiant $H^*(10)$ inférieur à 0,25 $\mu\text{Sv}/\text{h}$

TABLEAU IV-1. (suite)

Grandeur d'influence	Conditions de référence	Conditions d'essai standard (sauf indication contraire)
Température ambiante	20°C	18–22°C ^{b,c}
Humidité relative	65%	50–75% ^{b,c}
Pression atmosphérique	101,3 kPa	86–106 kPa ^{b,c}
Temps de stabilisation	15 min.	>15 min.
Tension d'alimentation	Tension d'alimentation nominale	Tension d'alimentation nominale $\pm 3\%$
Fréquence ^d	Fréquence nominale	Fréquence nominale $\pm 1\%$
Alimentation CA	Sinusoïdale	Sinusoïdale avec une distorsion harmonique totale de la forme d'onde inférieure à 5% ^d
Champ électromagnétique d'origine externe	Négligeable	Inférieur à la valeur la plus faible qui cause la perturbation
Induction magnétique d'origine externe	Négligeable	Inférieure au double de la valeur de l'induction due au champ magnétique terrestre
Contrôles et assemblage normal	Configurés pour un fonctionnement normal	Configurés pour un fonctionnement normal

^a Une autre qualité de rayonnement peut être utilisée si cela est plus approprié.

^b Les valeurs réelles de ces grandeurs au moment de l'essai doivent être spécifiées.

^c Les valeurs du tableau sont destinées aux étalonnages effectués dans des climats tempérés. Pour d'autres climats, les valeurs réelles des grandeurs au moment de l'étalonnage doivent être spécifiées. De la même manière, une limite inférieure de pression de 70 cpu peut être autorisée lorsque les instruments doivent être utilisés à des altitudes plus élevées.

^d Seulement pour les assemblages qui fonctionnent avec l'alimentation électrique secteur.

RÉFÉRENCE DE L'ANNEXE IV

[IV-1] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Draft Standard: Direct Reading Personal Dose Equivalent and/or Dose Equivalent Rate for X, Gamma and High Energy Beta Radiation, Rep. IEC/SC 45B (CO)94, IEC, Geneva (1989).

Annexe V

DONNÉES SE RAPPORTANT À L'ESSAI DE QUALIFICATION DES DOSIMÈTRES INDIVIDUELS ET DES DISPOSITIFS DE SURVEILLANCE DE ZONE EXPRIMÉES EN GRANDEURS OPÉRATIONNELLES

V-1. Un éventail de données de référence est nécessaire pour l'essai de qualification des systèmes de dosimétrie pour relier les grandeurs de dosimétrie opérationnelles aux grandeurs physiques comme le kerma et la fluence des particules, pour corriger les mesures des grandeurs opérationnelles en fonction de l'angle d'incidence du rayonnement et pour spécifier les caractéristiques des rayonnements de référence recommandés par l'ISO [V-1-V-3]. Une sélection de données dont il est fait référence dans le texte principal est présentée dans les tableaux V-1-V-8 et dans les figures V-1 et V-2 de cette annexe pour faciliter leur consultation.

TABLEAU V-1. COEFFICIENTS DE CONVERSION DU KERMA DE L'AIR EN $H_p(10,0^\circ)$ DANS UNE PLAQUE CIUMR ET FACTEURS DE DÉPENDANCE ANGULAIRE (PHOTONS) [V-4]

Énergie des photons (MeV)	$H_p(10,0^\circ)/K_a$ (Sv/Gy)	Rapport $H_p(10,\alpha)/H_p(10,0^\circ)$ pour des angles α					
		0°	15°	30°	45°	60°	75°
0,010	0,009	1,000	0,889	0,556	0,222	0,000	0,000
0,0125	0,098	1,000	0,929	0,704	0,388	0,102	0,000
0,015	0,264	1,000	0,966	0,822	0,576	0,261	0,030
0,0175	0,445	1,000	0,971	0,879	0,701	0,416	0,092
0,020	0,611	1,000	0,982	0,913	0,763	0,520	0,167
0,025	0,883	1,000	0,980	0,937	0,832	0,650	0,319
0,030	1,112	1,000	0,984	0,950	0,868	0,716	0,411
0,040	1,490	1,000	0,986	0,959	0,894	0,760	0,494
0,050	1,766	1,000	0,988	0,963	0,891	0,779	0,526
0,060	1,892	1,000	0,988	0,969	0,911	0,793	0,561
0,080	1,903	1,000	0,997	0,970	0,919	0,809	0,594
0,100	1,811	1,000	0,992	0,972	0,927	0,834	0,612

TABLEAU V-1. (suite)

Énergie des photons (MeV)	$H_p(10,0^\circ)/K_a$ (Sv/Gy)	Rapport $H_p(10,\alpha)/H_p(10,0^\circ)$ pour des angles α					
		0°	15°	30°	45°	60°	75°
0,125	1,696	1,000	0,998	0,980	0,938	0,857	0,647
0,150	1,607	1,000	0,997	0,984	0,947	0,871	0,677
0,200	1,492	1,000	0,997	0,991	0,959	0,900	0,724
0,300	1,369	1,000	1,000	0,996	0,984	0,931	0,771
0,400	1,300	1,000	1,004	1,001	0,993	0,955	0,814
0,500	1,256	1,000	1,005	1,002	1,001	0,968	0,846
0,600	1,226	1,000	1,005	1,004	1,003	0,975	0,868
0,800	1,190	1,000	1,001	1,003	1,007	1,987	0,892
1,0	1,167	1,000	1,000	0,996	1,009	0,990	0,910
1,5	1,139	1,000	1,002	1,003	1,006	0,997	0,934
3,0	1,117	1,000	1,005	1,010	0,998	0,998	0,958
6,0	1,109	1,000	1,003	1,003	0,992	0,997	0,995
10,0	1,111	1,000	0,998	0,995	0,989	0,992	0,966

TABLEAU V-2. COEFFICIENTS DE CONVERSION DU KERMA DE L'AIR EN $H_p(0,07,0^\circ)$ DANS UNE PLAQUE CIUMR ET FACTEURS DE DÉPENDANCE ANGULAIRE (PHOTONS) [V-4]

Énergie des photons (MeV)	$H_p(10,0^\circ)/K_a$ (Sv/Gy)	Rapport $H_p(10,\alpha)/H_p(10,0^\circ)$ pour des angles α					
		0°	15°	30°	45°	60°	75°
0,005	0,750	1,000	0,991	0,956	0,895	0,769	0,457
0,010	0,947	1,000	0,996	0,994	0,987	0,964	0,904
0,015	0,981	1,000	1,000	1,001	0,994	0,992	0,954
0,020	1,045	1,000	0,996	0,996	0,987	0,982	0,948
0,030	1,230	1,000	0,990	0,989	0,972	0,946	0,897
0,040	1,444	1,000	0,994	0,990	0,965	0,923	0,857
0,050	1,632	1,000	0,994	0,979	0,954	0,907	0,828
0,060	1,716	1,000	0,995	0,984	0,961	0,913	0,837

TABLEAU V-2. (suite)

Énergie des photons (MeV)	$H_p(10,0^\circ)/K_a$ (Sv/Gy)	Rapport $H_p(10,\alpha)/H_p(10,0^\circ)$ pour des angles α					
		0°	15°	30°	45°	60°	75°
0,080	1,732	1,000	0,994	0,991	0,966	0,927	0,855
0,100	1,669	1,000	0,993	0,990	0,973	0,946	0,887
0,150	1,518	1,000	1,001	1,005	0,995	0,977	0,950
0,200	1,432	1,000	1,001	1,001	1,003	0,997	0,981
0,300	1,336	1,000	1,002	1,007	1,010	1,019	1,013
0,400	1,280	1,000	1,002	1,009	1,016	1,032	1,035
0,500	1,244	1,000	1,002	1,008	1,020	1,040	1,054
0,600	1,220	1,000	1,003	1,009	1,019	1,043	1,057
0,800	1,189	1,000	1,001	1,008	1,019	1,043	1,062
1,000	1,173	1,000	1,002	1,005	1,016	1,038	1,060

TABLEAU V-3. SPÉCIFICATIONS RELATIVES AUX RAYONNEMENTS PHOTONIQUES DE RÉFÉRENCE ISO, BANDE SPECTRALE ÉTROITE (RAYONS X ET RAYONNEMENT GAMMA) [V-1]

(a) Rayonnements fluorescents

Énergie moyenne (keV)	Haute tension du tube (kVp)	Filtration primaire totale (g/cm ²)	Radiateur	Filtration secondaire (g/cm ²)
9,9	60	Al 0,135	Germanium	GdO 0,020
17,5	80	Al 0,27	Molybdène	Zr 0,035
23,2	100	Al 0,27	Cadmium	Ag 0,053
25,3	100	Al 0,27	Étain	Ag 0,071
31,0	100	Al 0,27	Césium	TeO ₂ 0,132

(b) Rayons X filtrés

Énergie moyenne ^a (keV)	Résolution R_e (%)	Tension constante ^b (kV)	Filtration supplémentaire ^c (mm)			Épaisseur de demi-absorption (mm Cu)		Homo- généité
			Pb	Sn	Cu	Première	Seconde	
33	30	40	–	–	0,21	0,084	0,091	0,92
48	36	60	–	–	0,6	0,24	0,26	0,92
65	32	80	–	–	2,0	0,58	0,62	0,94
83	28	100	–	–	5,0	1,11	1,17	0,95
100	27	120	–	1,0	5,0	1,71	1,77	0,97
118	37	150	–	2,5	–	2,36	2,47	0,96
164	30	200	1,0	3,0	2,0	3,99	4,05	0,99
208	28	250	3,0	2,0	–	5,19	5,23	0,99
250	27	300	5,0	3,0	–	6,12	6,15	1,00

(c) Rayonnements gamma

Énergie (moyenne) (keV)	Source gamma	Première épaisseur de demi-absorption (mm Cu)
662	Césium-137	10,3
1250	Cobalt-60	14,6

^a La valeur de l'énergie moyenne adoptée avec une tolérance de $\pm 3\%$.

^b La tension constante est mesurée sous charge.

^c La filtration totale inclut, dans chaque cas, la filtration fixe ajustée à 4 mm d'aluminium.

TABLEAU V-4. COEFFICIENTS DE CONVERSION DU KERMA DE L'AIR EN $H_p(10)$ ET $H_p(0,07)$ DANS UNE PLAQUE CIUMR POUR LES RAYONNEMENTS PHOTONIQUES DE RÉFÉRENCE ISO [V-2]

Rayonnement de référence ^a	Énergie moyenne (keV)	$H_p(10, \alpha)/K_a$ pour des angles α (Sv/Gy)				$H_p(0,07, \alpha)/K_a$ pour des angles α (Sv/Gy)			
		0°	20°	40°	60°	0°	20°	40°	60°
		F-Ge	9,9	–	–	–	–	0,95	0,94
F-Mo	17,5	(0,44) ^b	(0,42) ^b	(0,34) ^b	(0,19) ^b	1,01	1,01	1,00	1,00
F-Cd	23,2	0,79	0,77	0,68	0,48	1,09	1,10	1,09	1,07
F-Sn	25,3	0,89	0,87	0,78	0,58	1,14	1,14	1,12	1,09
F-Cs	31,0	1,15	1,13	1,04	0,84	1,25	1,24	1,22	1,18
N-40	33	1,17	1,15	1,06	0,85	1,27	1,26	1,24	1,19
N-60	48	1,65	1,62	1,52	1,27	1,55	1,54	1,50	1,42
N-80	65	1,88	1,86	1,76	1,50	1,72	1,70	1,66	1,58
N-100	83	1,88	1,86	1,76	1,53	1,72	1,70	1,68	1,60
N-120	100	1,81	1,79	1,71	1,51	1,67	1,66	1,63	1,58
N-150	118	1,73	1,71	1,64	1,46	1,61	1,60	1,58	1,54
N-200	164	1,57	1,56	1,51	1,38	1,49	1,49	1,49	1,46
N-250	208	1,48	1,48	1,44	1,33	1,42	1,42	1,43	1,43
N-300	250	1,42	1,42	1,40	1,30	1,38	1,38	1,40	1,40
S-Cs	662	1,21	1,22	1,22	1,19	–	–	–	–
S-Co	1250	1,15	1,15	1,16	1,14	–	–	–	–

^a F — série fluorescente; N — bande spectrale étroite; S — sources de radioéléments. Le nombre indique la tension du tube.

^b Nombres entre parenthèses: Il faut faire attention car des variations de la distribution énergétique peuvent fortement influencer sur les valeurs numériques des coefficients de conversion.

TABLEAU V-5. ÉQUIVALENT DE DOSE AMBIANT ET INDIVIDUEL PAR UNITÉ DE FLUENCE DES NEUTRONS, $H^*(10)/\Phi$ ET $H_{p,PLAQUE}(10,\alpha)/\Phi$ POUR LES NEUTRONS MONOÉNERGÉTIQUES INCIDENTS POUR DIFFÉRENTES GÉOMÉTRIES SUR LA SPHÈRE CIUMR ET LA PLAQUE (V-4)

Énergie des neutrons (MeV)	$H^*(10)/\Phi$ (pSv cm ²)	$H_p(10,\alpha)/\Phi$ (pSv cm ²) pour des angles α					
		0°	15°	30°	45°	60°	75°
$1,00 \times 10^{-9}$	6,60	8,19	7,64	6,57	4,23	2,61	1,13
$1,00 \times 10^{-8}$	9,00	9,97	9,35	7,90	5,38	3,37	1,50
$2,53 \times 10^{-8}$	10,6	11,4	10,6	9,11	6,61	4,04	1,73
$1,00 \times 10^{-7}$	12,9	12,6	11,7	10,3	7,84	4,70	1,94
$2,00 \times 10^{-7}$	13,5	13,5	12,6	11,1	8,73	5,21	2,12
$5,00 \times 10^{-7}$	13,6	14,2	13,5	11,8	9,40	5,65	2,31
$1,00 \times 10^{-6}$	13,3	14,4	13,9	12,0	9,56	5,82	2,40
$2,00 \times 10^{-6}$	12,9	14,3	14,0	11,9	9,49	5,85	2,46
$5,00 \times 10^{-6}$	12,0	13,8	13,9	11,5	9,11	5,71	2,48
$1,00 \times 10^{-5}$	11,3	13,2	13,4	11,0	8,65	5,47	2,44
$2,00 \times 10^{-5}$	10,6	12,4	12,6	10,4	8,10	5,14	2,35
$5,00 \times 10^{-5}$	9,90	11,2	11,2	9,42	7,32	4,57	2,16
$1,00 \times 10^{-4}$	9,40	10,3	9,85	8,64	6,74	4,10	1,99
$2,00 \times 10^{-4}$	8,90	9,84	9,41	8,22	6,21	3,91	1,83
$5,00 \times 10^{-4}$	8,30	9,34	8,66	7,66	5,67	3,58	1,68
$1,00 \times 10^{-3}$	7,90	8,78	8,20	7,29	5,43	3,46	1,66
$2,00 \times 10^{-3}$	7,70	8,72	8,22	7,27	5,43	3,46	1,67
$5,00 \times 10^{-3}$	8,00	9,36	8,79	7,46	5,71	3,59	1,69
$1,00 \times 10^{-2}$	10,5	11,2	10,8	9,18	7,09	4,32	1,77
$2,00 \times 10^{-2}$	16,6	17,1	17,0	14,6	11,6	6,64	2,11
$3,00 \times 10^{-2}$	23,7	24,9	24,1	21,3	16,7	9,81	2,85
$5,00 \times 10^{-2}$	41,1	39,0	36,0	34,4	27,5	16,7	4,78
$7,00 \times 10^{-2}$	60,0	59,0	55,8	52,6	42,9	27,3	8,10
$1,00 \times 10^{-1}$	88,0	90,6	87,8	81,3	67,1	44,6	13,7
$1,50 \times 10^{-1}$	132	139	137	126	106	73,3	24,2
$2,00 \times 10^{-1}$	170	180	179	166	141	100	35,5
$3,00 \times 10^{-1}$	233	246	244	232	201	149	58,5
$5,00 \times 10^{-1}$	322	335	330	326	291	226	102

TABLEAU V-5. (suite)

Énergie des neutrons (MeV)	$H^*(10)/\Phi$ (pSv cm ²)	$H_p(10,\alpha)/\Phi$ (pSv cm ²) pour des angles α					
		0°	15°	30°	45°	60°	75°
$7,00 \times 10^{-1}$	375	386	379	382	348	279	139
$9,00 \times 10^{-1}$	400	414	407	415	383	317	171
$1,00 \times 10^0$	416	422	416	426	395	332	180
$1,20 \times 10^0$	425	433	427	440	412	355	210
$2,00 \times 10^0$	420	442	438	457	439	402	274
$3,00 \times 10^0$	412	431	429	449	440	412	306
$4,00 \times 10^0$	408	422	421	440	435	409	320
$5,00 \times 10^0$	405	420	418	437	435	409	331
$6,00 \times 10^0$	400	423	422	440	439	414	345
$7,00 \times 10^0$	405	432	432	449	448	425	361
$8,00 \times 10^0$	409	445	445	462	460	440	379
$9,00 \times 10^0$	420	461	462	478	476	458	399
$1,00 \times 10^1$	440	480	481	497	493	480	421
$1,20 \times 10^1$	480	517	519	536	529	523	464
$1,40 \times 10^1$	520	550	552	570	561	562	503
$1,50 \times 10^1$	540	564	565	584	575	579	520
$1,60 \times 10^1$	555	576	577	597	588	593	535
$1,80 \times 10^1$	570	595	593	617	609	615	561
$2,00 \times 10^1$	600	600	595	619	615	619	570
$3,00 \times 10^1$	515						
$5,00 \times 10^1$	400						
$7,50 \times 10^1$	330						
$1,00 \times 10^2$	285						
$1,25 \times 10^2$	260						
$1,50 \times 10^2$	245						
$1,75 \times 10^2$	250						
$2,01 \times 10^2$	260						

TABLEAU V-6. COEFFICIENTS DE CONVERSION DE RÉFÉRENCE POUR LES ÉLECTRONS, INCIDENCE NORMALE [V-4]

Énergie des électrons (MeV)	$H'(0,07,0^\circ)/\Phi$ (nSv cm ²)	$H'(3,0^\circ)/\Phi$ (nSv cm ²)	$H'(10,0^\circ)/\Phi$ (nSv cm ²)
0,07	0,221		
0,08	1,056		
0,09	1,527		
0,10	1,661		
0,1125	1,627		
0,125	1,513		
0,15	1,229		
0,20	0,834		
0,30	0,542		
0,40	0,455		
0,50	0,403		
0,60	0,366		
0,70	0,344	0,000	
0,80	0,329	0,045	
1,00	0,312	0,301	
1,25	0,296	0,486	
1,50	0,287	0,524	
1,75	0,282	0,512	0,000
2,00	0,279	0,481	0,005
2,50	0,278	0,417	0,156
3,00	0,276	0,373	0,336
3,50	0,274	0,351	0,421
4,00	0,272	0,334	0,447
5,00	0,271	0,317	0,430
6,00	0,271	0,309	0,389
7,00	0,271	0,306	0,360
8,00	0,271	0,305	0,341
10,00	0,275	0,303	0,330

TABLEAU V-7. COEFFICIENTS DE CONVERSION POUR L'ÉQUIVALENT DE DOSE AMBIANT $H^*(10)$ ET L'ÉQUIVALENT DE DOSE DIRECTIONNEL $H'(0,07,0^\circ)$ DU KERMA DE L'AIR K_a (PHOTONS) [V-4]

Énergie des photons (MeV)	$H^*(10)/K_a$ (Sv/Gy)	$H'(0,07,0^\circ)/K_a$ (Sv/Gy)
0,01	0,008	0,95
0,015	0,26	0,99
0,020	0,61	1,05
0,030	1,10	1,22
0,040	1,47	1,41
0,050	1,67	1,53
0,060	1,74	1,59
0,080	1,72	1,61
0,100	1,65	1,55
0,150	1,49	1,42
0,200	1,40	1,34
0,300	1,31	1,31
0,400	1,26	1,26
0,500	1,23	1,23
0,600	1,21	1,21
1,800	1,19	1,19
1	1,17	1,17
1,5	1,15	1,15
2	1,14	1,14
3	1,13	1,13
4	1,12	1,12
5	1,11	1,11
6	1,11	1,11
8	1,11	1,11
10	1,10	1,10

TABLEAU V-8. COEFFICIENTS DE CONVERSION DU KERMA DE L'AIR EN $H'(0,07,0^\circ)$ ET FACTEURS DE DÉPENDANCE ANGULAIRE JUSQU'À 180° (PHOTONS) [V-4]

Énergie des photons (MeV)	$H'(0,07,0^\circ)/K_a$ (Sv/Gy)	Rapport $H'(0,07,\alpha)/H'(0,07,0^\circ)$ pour des angles α							
		0°	15°	30°	45°	60°	75°	90°	180°
0,005	0,76	1,00	0,96	0,87	0,79	0,41	0,00	0,00	0,00
0,010	0,95	1,00	0,99	0,98	0,98	0,96	0,89	0,19	0,00
0,020	1,05	1,00	1,00	0,99	1,00	1,00	0,98	0,54	0,00
0,030	1,22	1,00	0,99	0,99	0,99	0,98	0,94	0,62	0,00
0,050	1,53	1,00	0,99	0,98	0,98	0,97	0,92	0,69	0,02
0,100	1,55	1,00	0,99	0,99	0,99	0,98	0,94	0,77	0,05
0,150	1,42	1,00	0,99	0,99	0,99	0,99	0,97	0,87	0,07
0,300	1,31	1,00	1,00	1,00	1,00	1,02	1,00	0,89	0,10
0,662	1,20	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,98	0,89	0,18
1,25	1,16	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,98	0,90	0,30
2	1,14	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,98	0,90	0,39
3	1,13	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,98	0,90	0,46
5	1,11	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,98	0,91	0,54
10	1,10	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,98	0,94	0,63

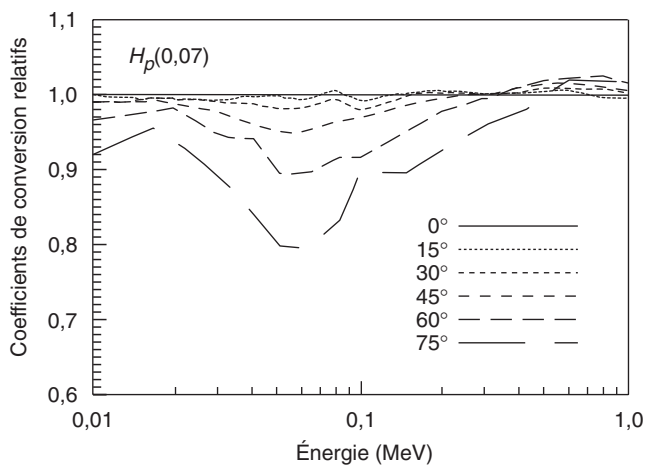
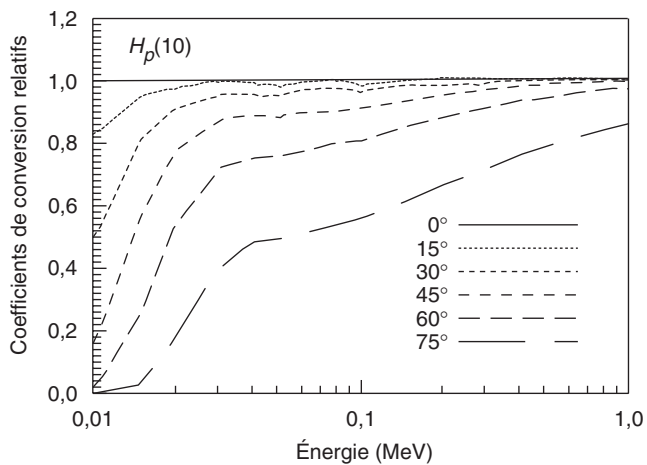


FIG. V-1. Dépendance angulaire des coefficients de conversion pour les photons pour $H_p(10)$ et $H_p(0,07)$ dans une plaque CIUMR (d'après la réf. [11]).

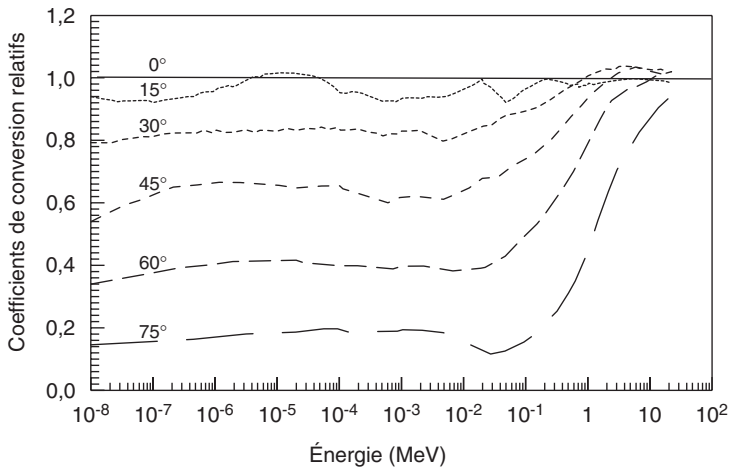


FIG. V-2. Dépendance angulaire des coefficients de conversion pour les neutrons pour $H_p(10)$ dans une plaque CIUMR (d'après la réf. [11]).

RÉFÉRENCES DE L'ANNEXE V

- [V-1] 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 des rayonnements et méthodes de production, ISO 4037-1, ISO, Genève (1996).
- [V-2] 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 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, ISO, Genève (1998).
- [V-3] 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 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, ISO, Genève (1998).
- [V-4] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation, Report of the Joint Task Group, ICRP Publication No. 74, ICRU Rep. No. 57, Pergamon Press, Oxford and New York (1997).

Annexe VI

EXEMPLES DE NORMES CEI CONCERNANT L'ÉQUIPEMENT DE CONTRÔLE RADIOLOGIQUE

Numéro de publication	Équipement
Équipement de contrôle radiologique pour les photons et le rayonnement bêta	
1018	Instruments portatifs à plage étendue pour le débit de dose et les doses photoniques et bêta à des fins de radioprotection en cas d'urgence
532	Instruments de mesure du débit de dose fixes, systèmes d'alarme et détecteurs pour les rayons X ou gamma d'énergies comprises entre 50 keV et 7 MeV
846	Détecteurs de débit d'équivalent de dose du rayonnement bêta, X et gamma destinés à la radioprotection
1017-1	Détecteurs de débit de dose portatifs, transportables ou fixes pour les rayons X ou gamma pour le contrôle radiologique environnemental Partie 1: Détecteurs de débit de dose
1017-2	Partie 2: Systèmes intégrateurs
Dosimétrie individuelle	
1066	Systèmes de dosimétrie à thermoluminescence pour le contrôle radiologique individuel et environnemental
Équipements de contrôle radiologique pour les neutrons	
1005	Détecteurs portables de débit d'équivalent de dose ambiant pour les neutrons destinés à la radioprotection
—	Détecteurs à lecture directe pour l'équivalent de dose individuel et/ou le débit de dose équivalent pour les neutrons

PERSONNES AYANT COLLABORÉ À LA RÉDACTION ET À L'EXAMEN

Desai, U.	Centre de recherche atomique Bhabha (Inde)
Dietze, G.	Physikalisch-Technische Bundesanstalt (Allemagne)
Griffith, R.V.	Agence internationale de l'énergie atomique
Heinmiller, B.	Énergie atomique du Canada limitée (Canada)
Julius, H.W.	Service radiologique, TNO (Pays-Bas)
Kraus, W.	Bundesamt für Strahlenschutz (Allemagne)
Lebedev, V.N.	Institut de physique des hautes énergies (Fédération de Russie)
Loesch, R.	Département de l'énergie (États-Unis d'Amérique)
Marshall, T.O.	Conseil national de radioprotection (Royaume-Uni)
Massera, G.	Ente Nacional Regulador Nuclear (Argentine)
Murakami, H.	Institut de recherche sur l'énergie atomique (Japon)
Portal, G.	Commissariat à l'énergie atomique, Institut de protection et de sûreté nucléaire (France)
Presley, J.	Commission de contrôle de l'énergie atomique (Canada)
Schmidt, R.	Organisation mondiale de la santé (Suisse)
Simister, D.	Service d'inspection des installations nucléaires (Royaume-Uni)
Stather, J.	Conseil national de radioprotection (Royaume-Uni)
Swinth, K.L.	Pacific Northwest Laboratory (États-Unis d'Amérique)
Temple, C.E.	Service d'inspection des installations nucléaires (Royaume-Uni)
Trousil, J.	National Personnel Dosimetry Ltd. (République tchèque)
Wrixon, A.D.	Conseil national de radioprotection (Royaume-Uni)

ORGANES CONSULTATIFS POUR L'APPROBATION DES NORMES DE SÛRETÉ

Comité consultatif pour les normes de sûreté radiologique

Afrique du Sud: Olivier, J.H.I.; *Allemagne*: Landfermann, H-H.; *Canada*: Measures, M.; *Chine*: Ziqiang, P.; *Espagne*: Butragueño, J.L.; *États-Unis d'Amérique*: Cool, D.A.; *Fédération de Russie*: Kutkov, V.A.; *France*: Pieckowski, J.; *Ghana*: Fletcher, J.J.; *Irlande*: Turvey, F.J.; *Japon*: Matsumoto, Y.; *Royaume-Uni*: Creswell, L. (Président); *Suisse*: Jeschki, W.; *Ukraine*: Rudy, C.G.; *Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire*: Lazo, E.; *AIEA*: Mason, C. (Coordonnateur); *Bureau international du Travail*: Niu, S.; *Commission européenne*: Fraser, G.; *Commission internationale de protection radiologique*: Valentin, J.; *Organisation mondiale de la santé*: Souchkevitch, G; *Organisation panaméricaine de la santé*: Borrás, C.

Commission consultative pour les normes de sûreté

Allemagne: Hennenhöfer, G., Wendling, R.D.; *Argentine*: Beninson, D.; *Australie*: Lokan, K., Burns, P.; *Canada*: Bishop, A. (Président), Duncan, R.M.; *Chine*: Huang, Q., Zhao, C.; *Espagne*: Alonso, A., Trueba, P.; *États-Unis d'Amérique*: Travers, W.D., Callan, L.J., Taylor, J.M.; *France*: Lacoste, A.-C., Asty, M.; *Japon*: Sumita, K., Sato, K.; *République de Corée*: Lim, Y.K.; *Royaume-Uni*: Williams, L.G., Harbison, S.A.; *Slovaquie*: Lipár, M., Misák, J.; *Suède*: Holm, L.-E.; *Suisse*: Prêtre, S.; *Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire*: Frescura, G.; *AIEA*: Karbassioun, A. (Coordonnateur); *Commission internationale de protection radiologique*: Valentin, J.