



**Institut de  
radiophysique**  
Rue du Grand-Pré 1  
CH-1007 Lausanne

# Formation d'experts en radioprotection dans l'utilisation de matières radioactives non scellées dans un secteur de travail B/C

Editeur : CHUV  
Institut de radiophysique  
Rue du Grand-Pré 1  
CH – 1007 Lausanne  
<http://www.chuv.ch/ira>

## Table des matières

<b>1</b>	<b>Information sur la formation</b>	<b>8</b>
<b>2</b>	<b>Rôle de l'expert en radioprotection</b>	<b>9</b>
<b>3</b>	<b>Législation</b>	<b>12</b>
3.1	Cadre et contexte international	12
3.2	Situation suisse	13
3.3	Résumé	16
<b>4</b>	<b>Radioactivité</b>	<b>17</b>
4.1	Terminologie	17
4.1.1	Radionucléides	17
4.1.2	Carte des nucléides	17
4.2	Radioactivité	19
4.2.1	Constante de désintégration d'une source radioactive	19
4.2.2	Période radioactive	20
4.2.3	Activité d'une source radioactive	21
4.3	Modalités de désintégration	21
4.3.1	Désintégrations radioactives	21
4.3.2	Désintégration alpha	22
4.3.3	Désintégration bêta moins	23
4.3.4	Désintégration bêta plus et capture électronique	25
4.3.5	Fission spontanée	27
4.3.6	Déexcitation du noyau	27
4.4	Résumé	31
<b>5</b>	<b>Sources de radiation</b>	<b>33</b>
5.1	Radioactivité naturelle	33
5.1.1	Radionucléides terrestres	33
5.1.2	Rayonnement cosmique et radioactivité induite naturellement	33
5.2	Radioactivité artificielle	34
5.2.1	Activation	34
5.2.2	Fission	34
5.2.3	Filiation et générateur	35
5.2.4	Accélérateurs de particules	35
5.3	Résumé	37
<b>6</b>	<b>Interactions des particules chargées avec la matière</b>	<b>39</b>
6.1	Rayonnement ionisant	39
6.2	Particules chargées légères (électron ou positron)	40
6.2.1	Electron	40
6.2.2	Positron	43
6.2.3	Blindage d'une source émettrice $\beta$	44
6.2.4	Parcours des électrons dans la matière	44

6.3	Particules chargées lourdes (protons ou alpha).....	46
6.3.1	Parcours des particules chargées lourde dans la matière .....	48
6.3.2	Pic de Bragg.....	50
6.3.3	Protection .....	50
6.4	Résumé.....	51
<b>7</b>	<b>Interactions des photons avec la matière.....</b>	<b>53</b>
7.1	Interaction des photons avec la matière.....	53
7.1.1	Effet photoélectrique.....	53
7.1.2	Effet Compton.....	54
7.1.3	Création de paire .....	55
7.1.4	Effet photonucléaire .....	56
7.2	Prédominance des interactions et atténuation des photons dans la matière.....	57
7.2.1	Prédominance des effets .....	57
7.2.2	Atténuation exponentielle des photons dans la matière .....	57
7.3	Résumé.....	60
<b>8</b>	<b>Dosimétrie .....</b>	<b>61</b>
8.1	Grandeurs physiques.....	61
8.1.1	Dose absorbée .....	61
8.2	Grandeurs de protection .....	61
8.2.1	Équivalent de dose.....	61
8.2.2	Dose efficace.....	64
8.3	Grandeurs opérationnelles.....	65
8.3.1	Dosimétrie d'ambiance .....	65
8.3.2	Dosimétrie individuelle .....	65
8.3.3	Équivalent de dose à proximité d'une source radioactive .....	66
8.4	Lien entre les grandeurs de protection et opérationnelles.....	67
8.5	Résumé.....	68
<b>9</b>	<b>Instruments de mesure .....</b>	<b>69</b>
9.1	Introduction.....	69
9.2	Détecteurs basés sur l'ionisation.....	69
9.2.1	Principes de fonctionnement.....	69
9.2.2	Chambre d'ionisation.....	71
9.2.3	Compteur proportionnel.....	72
9.2.4	Compteur Geiger-Müller.....	74
9.3	Détecteur à semi-conducteur.....	75
9.4	Détecteurs basés sur la luminescence .....	76
9.4.1	Luminescence : fluorescence et phosphorescence.....	76
9.4.2	Luminescence et mesure des radiations.....	77
9.4.3	Scintillateurs solides.....	77
9.4.4	Scintillateurs liquides .....	79
9.4.5	Dosimètres thermoluminescents (TLD) .....	79
9.5	Principales mesures requises en radioprotection .....	79

9.5.1	Surveillance de l'exposition individuelle externe.....	80
9.5.2	Mesure de la radiation ambiante.....	80
9.5.3	Mesure de la contamination de surface .....	81
9.5.4	Mesure de la contamination de l'air .....	81
9.5.5	Mesure de l'activité d'échantillons solides ou liquides.....	82
9.6	Propriétés importantes d'un appareil de mesure .....	82
9.6.1	Sensibilité.....	82
9.6.2	Bruit de fond .....	83
9.6.3	Limite de détection .....	83
9.6.4	Réponse en fonction de l'énergie .....	83
9.6.5	Réponse directionnelle .....	84
9.7	Exigences légales sur les instruments de mesure .....	84
9.8	Résumé.....	85
<b>10</b>	<b>Bases de la radiobiologie .....</b>	<b>86</b>
10.1	Effets sur un organisme.....	86
10.2	Effets cellulaires.....	87
10.2.1	Courbe de survie.....	87
10.2.2	Radiosensibilité cellulaire intrinsèque.....	88
10.2.3	Paramètres influençant les effets des radiations ionisantes sur la cellule.....	88
10.3	Effets sur l'ADN.....	91
10.3.1	Effets directs.....	91
10.3.2	Effets indirects.....	92
10.3.3	Types de modification .....	92
10.3.4	Système de réparation .....	93
10.4	Effets sur l'organisme.....	94
10.4.1	Réactions tissulaires (effets déterministes).....	94
10.4.2	Effets stochastiques.....	96
10.4.3	Autres effets somatiques.....	99
10.5	Risque radiologique.....	100
10.5.1	Notion de détriment.....	100
10.5.2	Notion de dose efficace.....	102
10.6	Résumé.....	104
<b>11</b>	<b>Bases de la radioprotection.....</b>	<b>106</b>
11.1	Principes de bases .....	106
11.1.1	Définition de la radioprotection .....	106
11.1.2	Principe de justification .....	108
11.1.3	Principe d'optimisation .....	108
11.1.4	Principe de limitation des doses individuelles.....	108
11.2	Système de limitation des doses de la CIPR .....	109
11.2.1	Notion de limite de dose .....	109
11.2.2	Irradiation professionnelle .....	110
11.2.3	Irradiation de la population en général.....	113
11.2.4	Limitation pour le risque déterministe.....	114
11.2.5	Irradiation médicale .....	114

11.3	Concept de contrainte de dose .....	115
11.4	Résumé .....	116
<b>12</b>	<b>Irradiation de la population .....</b>	<b>118</b>
12.1	Les sources d'irradiation de la population .....	118
12.1.1	Irradiations naturelles .....	118
12.1.2	Irradiations artificielles .....	120
12.2	Doses reçues par la population en Suisse .....	121
12.3	Résumé .....	123
<b>13</b>	<b>Radioprotection opérationnelle .....</b>	<b>125</b>
13.1	Limites secondaires et valeurs directrices.....	125
13.1.1	Limite de Libération – LL.....	126
13.1.2	Limite d'autorisation – LA.....	126
13.1.3	Limite d'immission dans les eaux usées $L_{eau}$ .....	126
13.1.4	Limite d'immission dans l'air $L_{air}$ .....	127
13.1.5	Valeur directrice de la contamination de l'air – CA.....	127
13.1.6	Valeur directrice de la contamination des surfaces – CS.....	127
13.1.7	Limites et valeurs directrices – ORaP .....	128
13.2	Modes d'expositions .....	128
13.2.1	Exposition externe.....	128
13.2.2	Exposition interne.....	129
13.2.3	Contamination.....	129
13.3	Secteurs surveillés et contrôlés.....	129
13.3.1	Définition .....	129
13.3.2	Marquage des secteurs .....	130
13.4	Méthodes de protection contre l'exposition externe .....	131
13.4.1	Choix de la source.....	132
13.4.2	Réduction du temps de travail .....	132
13.4.3	Maintien d'une distance maximale .....	133
13.4.4	Utilisation d'écrans protecteurs .....	133
13.4.5	Contrôle de la radiation ambiante.....	135
13.5	Méthodes de protection contre l'exposition interne.....	139
13.5.1	Risques de contamination .....	139
13.5.2	Choix de la source.....	139
13.5.3	Protection par les structures .....	140
13.5.4	Moyens de protection personnels.....	144
13.5.5	Protection par les méthodes de travail .....	144
13.6	Décontamination.....	145
13.6.1	Valeurs directrices .....	145
13.6.2	Mesure de la contamination des surfaces.....	145
13.6.3	Décontamination des objets et surfaces de travail .....	145
13.6.4	Décontamination des personnes.....	146
13.7	Gestion des sources radioactives .....	147
13.7.1	Enregistrement et étiquetage .....	147
13.7.2	Entreposage des substances radioactives .....	147

13.7.3	Contrôles de contamination .....	147
13.7.4	Elimination des sources en fin d'usage.....	148
13.7.5	Source radioactive de haute activité .....	148
<b>13.8</b>	<b>Transport des substances radioactives .....</b>	<b>148</b>
13.8.1	Transport dans l'enceinte de l'entreprise.....	148
13.8.2	Législation en vigueur pour le transport sur le domaine public.....	149
13.8.3	L'emballage du colis.....	149
13.8.4	Le marquage et l'étiquetage des colis .....	150
13.8.5	Le document de transport.....	153
13.8.6	La consigne de sécurité .....	153
13.8.7	Les exigences concernant le véhicule.....	153
13.8.8	La formation du chauffeur.....	154
13.8.9	Exigences concernant l'entreprise transportant des matières radioactives .....	154
<b>13.9</b>	<b>Gestion des déchets radioactifs .....</b>	<b>154</b>
13.9.1	Récolte des déchets.....	155
13.9.2	Rejets dans l'environnement.....	155
<b>13.10</b>	<b>Résumé.....</b>	<b>159</b>
<b>14</b>	<b>Surveillance dosimétrique.....</b>	<b>163</b>
14.1	Buts de la surveillance individuelle en radioprotection .....	163
14.2	Contrôle individuel de l'exposition externe .....	163
14.2.1	Grandeurs contrôlées .....	163
14.2.2	Technique de mesure .....	164
14.3	Contrôle individuel de contamination externe .....	165
14.4	Contrôle individuel de la contamination interne .....	165
14.4.1	Techniques de mesure de la contamination interne.....	166
14.4.2	Méthode de surveillance d'incorporation de substances radioactives - exposition interne.....	166
14.5	Registre dosimétrique central .....	167
14.6	Résumé.....	168

# 1 Information sur la formation

Ce cours s'adresse aux personnes appelées à assumer la tâche d'expert en radioprotection pour la gestion de laboratoires destinés à l'utilisation de sources radioactives non scellées. Il permet aux participants d'acquérir les connaissances et compétences nécessaires à la gestion de laboratoires et d'exercer la fonction d'expert en radioprotection. Aucun prérequis de formation initiale n'est nécessaire pour suivre cette formation.

Le cours requiert cependant la maîtrise de l'écriture scientifique :

- Puissance de 10  $2 \cdot 10^{-3} = 0.002$
- Puissance de 2  $2^{10} = 1024$
- Fonction exponentielle  $\exp(x) = e^x$
- Symboles arithmétiques  $A_1 + A_2 + A_3 + A_4 + A_5 = \sum_{i=1}^5 A_i = \sum_i A_i$

Le système international (SI) repose sur sept unités de base : le mètre pour la longueur, le kilogramme pour la masse, la seconde pour le temps, l'ampère pour l'intensité de courant, le kelvin pour la température, la candela pour l'intensité lumineuse, la mole pour la quantité de matière.

**Tableau 1.1 : Ordres de grandeur**

<i>MULTIPLES</i>			<i>SOUS-MULTIPLES</i>		
<b>Facteur</b>	<b>Préfixe</b>	<b>Symbole</b>	<b>Facteur</b>	<b>Préfixe</b>	<b>Symbole</b>
1000 = $10^3$	kilo	k	0.001 = $10^{-3}$	milli	m
$10^6$	méga	M	$10^{-6}$	micro	$\mu$
$10^9$	giga	G	$10^{-9}$	nano	n
$10^{12}$	téra	T	$10^{-12}$	pico	p

Les unités sont souvent exprimées en multiples ou sous-multiples de la grandeur de base (Tableau 1.1). Dans ce cas, on ajoute un préfixe à l'unité. L'expression d'unités composées peut varier, par exemple les notations suivantes sont équivalentes :  $\text{km/h} = \text{km h}^{-1} = 10^3 \text{ m/h}$  ou  $\text{mSv/h} = \text{mSv h}^{-1} = 10^{-3} \text{ Sv/h}$ .

## 2 Rôle de l'expert en radioprotection

### Objectifs du chapitre

- *Connaître les compétences, connaissances et aptitudes qu'une personne doit acquérir pour assurer le rôle d'expert en radioprotection*
- *Connaître les activités autorisées avec cette formation*

La fonction d'expert en radioprotection requiert l'acquisition de connaissances et compétences pluridisciplinaires impliquant la compréhension des bases techniques, scientifiques et juridiques. L'exercice de la fonction d'expert fait appel aux connaissances de physique pour comprendre le phénomène de radioactivité et l'interaction des rayonnements ionisants avec la matière. Ceci permet également de comprendre les effets des radiations ionisantes sur l'organisme. La compréhension de la physique permet d'adapter les moyens de protection, la compréhension des principes de base de la radiobiologie permet d'expliquer les risques aux personnes travaillant sous votre responsabilité dans un laboratoire. Ce cours a été conçu pour vous aider à acquérir et développer les compétences requises pour assurer le rôle d'expert en radioprotection pour des secteurs de travail pour la manipulation de sources radioactives non scellées.

Une série de cours complémentaires, plus spécifiques, est également proposée pour compléter cette formation. Certains de ces cours sont reconnus par l'autorité de surveillance et vous permettent de valider votre programme obligatoire de formation continue. L'ordonnance fédérale sur les formations, les formations continues et les activités autorisées en matière de radioprotection [1] décrit la formation nécessaire et les activités autorisées pour chaque acteur impliqué directement dans la gestion de la radioprotection dans les domaines industriels, nucléaires et médicaux.

Les compétences pour les experts en radioprotection dans l'utilisation de matières radioactives non scellées dans un secteur de travail B/C couvrent quatre thèmes :

- La radioprotection opérationnelle
- Mesure des radiations
- Bases juridiques
- Coordination et administration

La formation d'expert en radioprotection pour les secteurs de travail B et C permet d'exercer les activités suivantes :

- Commercialiser, stocker, éliminer, importer, exporter, faire transiter, transmettre et expédier des matières radioactives non scellées
- Fabriquer, utiliser et stocker des matières radioactives non scellées dans les secteurs de travail de type B et C

- Commercialiser, installer, utiliser, stocker, éliminer, importer, exporter, faire transiter, transmettre et expédier des matières radioactives scellées
- Exercice de la fonction d'expert en radioprotection pour les activités citées

Le chapitre présente les tâches et devoirs de l'expert en matière d'utilisation des rayonnements ionisants.

Le troisième chapitre propose un rappel des bases sur la radioactivité et les interactions des radiations ionisantes avec la matière ainsi que les effets des radiations sur l'organisme

Les chapitres suivants abordent les points permettant de développer les compétences suivantes :

#### **Radioprotection opérationnelle :**

- Garantir le respect des valeurs limites en radioprotection
- Définir des méthodes de travail conformes aux règles de radioprotection pour les matières radioactives en tenant compte du principe d'optimisation et les surveiller
- Définir des méthodes de travail conformes aux règles de radioprotection pour les sources radioactives scellées en tenant compte du principe d'optimisation et les surveiller
- Appliquer des méthodes de travail conformes aux règles de radioprotection pour les matières radioactives
- Appliquer des méthodes de travail conformes aux règles de radioprotection pour les sources radioactives scellées
- Définir des secteurs contrôlés ou surveillés et édicter des mesures correspondantes
- Stocker des matières radioactives conformément aux dispositions légales
- Éliminer les déchets radioactifs et gérer les rejets dans les eaux usées et dans l'atmosphère conformément aux dispositions légales
- Gérer les défaillances et évaluer s'il est nécessaire de faire appel à des spécialistes
- Evaluer les défaillances et les quasi-défaillances, et prendre des mesures pour les éviter à l'avenir

#### **Mesure des radiations**

- Garantir le fonctionnement des instruments de mesure nécessaires
- Effectuer la mesure des rayonnements et interpréter les résultats
- Effectuer les mesures des matières ou des secteurs de libérations
- Expliquer la problématique du radon (pas pour expert RP B/C)

#### **Bases juridiques**

- Organiser la procédure d'autorisation et assurer la correspondance avec les autorités compétentes
- Organiser l'administration et assurer la dosimétrie individuelle des personnes professionnellement exposées aux radiations, en analyser les résultats et prendre le cas échéant les mesures utiles
- Etablir des directives internes pour l'entreprise et contrôler leur application
- Conseiller le titulaire de l'autorisation en cas de questions sur la radioprotection

#### **Coordination et administration**

- Instruire ou assurer la formation et la formation continue d'autres personnes à un comportement qui respecte les règles de radioprotection
- Connaître les limites de ses propres compétences, connaissances et aptitudes en radioprotection et, si nécessaire, faire appel à des spécialistes
- Définir et mettre en œuvre des mesures visant à prévenir les défaillances

- Organiser préventivement les processus de communication et leur contenu en cas de défaillance

Le dernier chapitre de ce cours présente l'organisation des aspects légaux de la radioprotection en Suisse et la structure des lois et ordonnances fédérales sur la radioprotection, ainsi que les aspects de gestion administratives.

L'expert en radioprotection est chargé de la mise en œuvre des prescriptions légales et de l'élaboration de directives opérationnelles de radioprotection ainsi que de leur contrôle au sein de l'entreprise

La fabrication, la commercialisation, et l'utilisation d'installations contenant des sources radioactives ou pouvant émettre des rayonnements ionisants requiert une autorisation des autorités fédérales de surveillance. Le titulaire de l'autorisation répond de l'observation des prescriptions en matière de radioprotection. Il engage à cet effet un nombre approprié d'experts et leur donnent les attributions et les moyens requis. L'expert en radioprotection soutient et conseille le détenteur de l'autorisation dans toutes les questions relatives à la radioprotection. Pour la mise en pratique de la radioprotection, il doit disposer des compétences et des moyens nécessaires. L'expert en radioprotection a la possibilité de déléguer ses tâches, tout en en gardant la responsabilité.

#### Références

- [1] Ordonnance du DFI sur les formations, les formations continues et les activités autorisées en matière de radioprotection (Ordonnance sur la formation en radioprotection) – RS 814.501.261

## 3 Législation

### Objectifs du chapitre

- *Expliquer la structure de la radioprotection au niveau international et national*
- *Organiser la procédure d'autorisation et assurer la correspondance avec les autorités compétentes*

### 3.1 Cadre et contexte international

L'élaboration des textes légaux régissant les aspects de radioprotection se base sur les études scientifiques permettant d'établir les connaissances et la compréhension des effets des radiations ionisantes sur l'homme et l'environnement.

L'objectif premier de la radioprotection est d'assurer un niveau approprié de protection des populations et de l'environnement contre les effets néfastes de l'exposition aux rayonnements sans inutilement limiter les activités souhaitables qui peuvent être associées à cette exposition. Pour aider à la réalisation de cet objectif, trois principes ont été élaborés, à savoir la justification des activités, l'optimisation de la protection et la limitation des expositions [1].

Plusieurs organisations internationales contribuent notablement à l'établissement d'un cadre scientifique et juridique dans le domaine de la protection radiologique. Bien qu'il n'existe aucun processus formellement défini, ces organisations travaillent de la manière suivante :

Le Comité scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants (UNSCEAR) recueille et analyse les publications scientifiques sur l'exposition aux rayonnements ionisants, prenant ainsi la mesure de l'évolution des expositions dans le monde.

La Commission internationale de protection radiologique (CIPR) utilise les données scientifiques de l'UNSCEAR pour élaborer des recommandations concrètes concernant les politiques et l'application pouvant servir de base à l'élaboration de normes et de règlements.

L'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) élabore des normes internationales généralement non contraignantes qui peuvent être adoptées par ses États membres et doivent être adoptées par tout État acceptant l'aide de l'Agence. Ces normes sont fondées sur les recommandations de la CIPR.

L'Union européenne élabore des directives contraignantes (directives Euratom) qui doivent être transposées par ses États membres dans leur législation nationale. Ces directives sont fondées sur les recommandations de la CIPR.

La CIPR travaille en collaboration étroite avec la Commission internationale des unités et des mesures de radiation (ICRU), qui a pour vocation d'élaborer des recommandations concernant la définition des grandeurs appropriées et des unités de mesure en lien avec les rayonnements ionisants.

La CIPR entretient des relations étroites avec l'Organisation internationale de normalisation (ISO) et la Commission électrotechnique internationale (CEI). Elle travaille également avec l'Association internationale

de radioprotection (IRPA) dont l'objectif est de proposer une plateforme internationale de discussion et promouvoir l'implémentation de la radioprotection dans tous les domaines.

La Suisse est représentée à l'IRPA par la Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz. Au niveau régional, l'Association Romande de Radioprotection (ARRAD) a pour but de rassembler les personnes concernées par la radioprotection en Suisse romande et de favoriser les échanges entre les spécialistes et non-spécialistes, de promouvoir la formation et la culture en matière de radioprotection et de renforcer la collaboration internationale.

Le diagramme ci-dessous résume le processus qui conduit à l'élaboration des législations nationales :

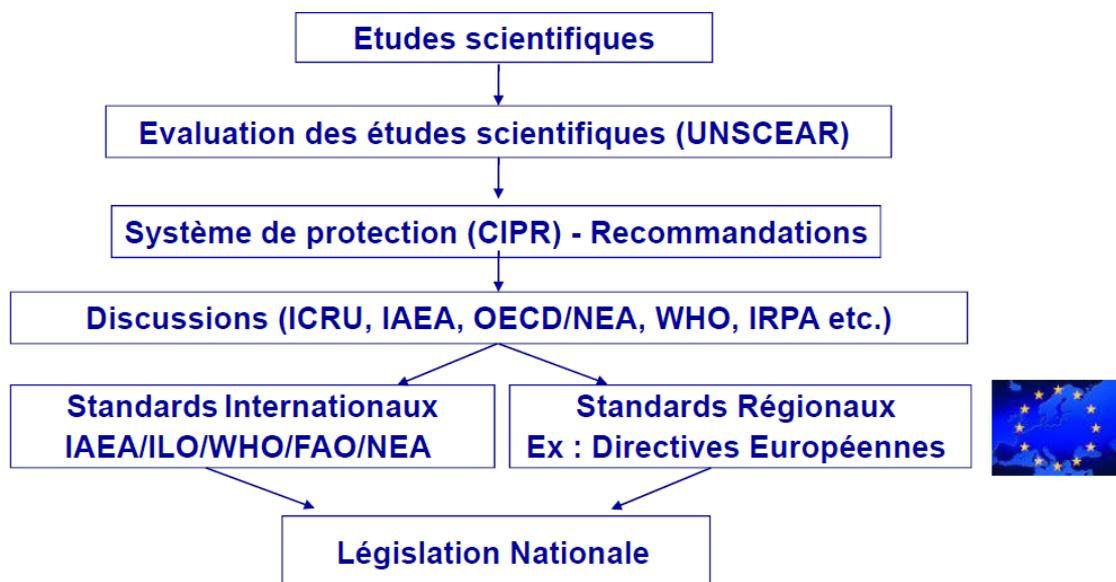


Figure 3.1 : L'élaboration des législations nationales

## 3.2 Situation suisse

Les bases juridiques en matière de radioprotection en vigueur dans la Confédération Helvétique sont:

- La loi sur la radioprotection (LRaP) – Strahlenschutzgesetz (StSG) [2]
- L'ordonnance sur la radioprotection (ORaP) – Strahlenschutzverordnung (StSV) [3]

L'article 118 de la constitution, traitant de la protection de la santé, stipule que, dans les limites de ses compétences, la Confédération prend des mesures afin de protéger la santé et légifère sur la protection contre les rayonnements ionisants (alinéa c).

La loi sur la radioprotection (LRaP) a pour but de protéger l'homme et l'environnement contre les dangers dus aux rayonnements ionisants. Elle s'applique à toutes les activités, à toutes les installations, à tous les événements et à toutes les situations qui peuvent présenter un danger lié à des rayonnements ionisants. La

législation en radioprotection régleme la manipulation de substances radioactives ainsi que d'appareils, installations et objets contenant des substances radioactives ou pouvant émettre des rayonnements ionisants. La législation s'applique également aux événements qui peuvent provoquer une augmentation de la radioactivité de l'environnement.

L'ordonnance sur la radioprotection décrit les règles d'application et d'exécution des concepts et règles définis dans la loi.

D'autres ordonnances sur la radioprotection régleme principalement les aspects techniques (formation, dosimétrie, etc...) et relève des compétences du Département Fédéral de l'Intérieur (DFI).

L'Office fédéral de la santé publique (OFSP) est compétent en matière de santé publique en Suisse. L'OFSP protège la santé publique, élabore la politique de la santé et veille à ce que le système de santé suisse soit performant et financièrement viable. L'OFSP est structuré en différentes unités de direction et divisions. La division Radioprotection de l'OFSP veille à protéger les travailleurs, les patients, le public et l'environnement contre les dangers dus aux rayonnements ionisants. La division octroie les autorisations pour les installations émettant des rayonnements ionisants utilisées en médecine, dans l'industrie, dans la recherche et dans l'enseignement et inspecte régulièrement ces installations.

La structure de la législation est résumée dans le schéma ci-dessous :



Figure 3.2 : Structure de législation suisse

L'OFSP, la Caisse nationale suisse d'assurance en cas d'accidents (Suva) et l'Inspection fédérale de la sécurité nucléaire (IFSN) sont responsables de la surveillance de la radioprotection en Suisse. Ces trois services se partagent des domaines différents de la radioprotection.

- La division Radioprotection de l'OFSP délivre les autorisations de manipulation de sources de rayonnements ionisants dans la médecine, l'industrie et la recherche, par exemple les installations de radiographie X et les produits radiopharmaceutiques
- La Suva assure la surveillance des entreprises industrielles.
- L'IFSN est l'autorité de surveillance pour la construction et l'exploitation ainsi que pour toutes les activités dans les installations nucléaires.

Selon l'art. 28 de la loi du 22 mars 1991 sur la radioprotection (LRaP), quiconque fabrique, commercialise, monte ou utilise des installations et appareils pouvant émettre des rayonnements ionisants doit être titulaire d'une autorisation. De même, quiconque manipule des substances radioactives ou utilise des appareils et objets contenant de telles substances et quiconque applique des rayonnements ionisants ou des substances radioactives à l'homme doit être titulaire d'une autorisation.

L'autorisation d'utiliser des rayonnements ionisants est dûment réglementée. Les demandes d'autorisation peuvent se faire en ligne depuis le site de la division Radioprotection de l'OFSP : <http://www.bag.admin.ch>

L'ensemble des textes légaux est également disponible sur le site.

Les inspecteurs de l'OFSP mènent des contrôles et des audits sur des points spécifiques et conseillent les titulaires d'autorisation ainsi que les exploitations dans la mise en œuvre des mesures de radioprotection.

#### Références :

- [1] Nuclear Law Bulletin; ISSN 0304-341X; CODEN NULBA3; v. 2(no.80); p. 49-63
- [2] Loi sur la radioprotection (LRaP, RS 814.50)
- [3] Ordonnance sur la radioprotection (ORaP, RS 814.501)

### 3.3 Résumé

- La radioprotection est basée sur des recommandations ou des réglementations internationales issues en particulier provenant des organismes suivants:
  - Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR);
  - Commission Internationale sur les mesures et les Unités dans le domaine des Radiations (CIUR);
  - Agence Internationale de l'Energie Atomique (AIEA).
- La radioprotection est régie en Suisse par :
  - Loi sur la radioprotection;
  - Ordonnance sur la radioprotection;
- Diverses ordonnances et directives issues des offices fédéraux compétents : OFSP et METAS.
- L'utilisation des installations produisant des radiations ionisantes et des sources radioactives est soumise à un régime d'autorisation et de surveillance
- Les textes légaux, directives et informations utiles sont disponible sur le site de l'OFSP : <http://www.bag.admin.ch>

## 4 Radioactivité

### Objectifs du chapitre

- Décrire les différentes possibilités de désintégration d'un noyau radioactif ainsi que les notions d'activité et de décroissance.
- Employer la carte des radionucléides pour déterminer les caractéristiques d'une filiation radioactive.
- Interpréter un schéma de désintégration radioactive.

### 4.1 Terminologie

#### 4.1.1 Radionucléides

Le terme de *nucléide* est utilisé pour décrire le noyau atomique en tant qu'entité individuelle par opposition à un simple constituant de l'atome. Un nucléide est composé de *nucléons* : les neutrons et les protons. Le nombre de protons dans le noyau est généralement représenté par le symbole Z et le nombre de neutrons par le symbole N. Le nombre total de nucléons, appelé nombre de masse est quant à lui généralement représenté par le symbole A. On a donc la relation suivante :

$$A = Z + N \quad .$$

Un élément E ayant Z protons et N neutrons peut être représenté sous la forme  ${}^A_Z E_N$ . Par exemple, un atome de carbone contenant 8 neutrons peut s'écrire sous la forme  ${}^{14}_6 C_8$ . On remarque que cette façon d'écrire est redondante puisque le symbole de l'élément indique de manière univoque le nombre de protons. C'est la raison pour laquelle un nucléide est la plupart du temps indiqué uniquement par son symbole et son nombre de masse. Pour reprendre l'exemple précédent, un noyau de carbone contenant 8 neutrons peut s'indiquer indifféremment comme :



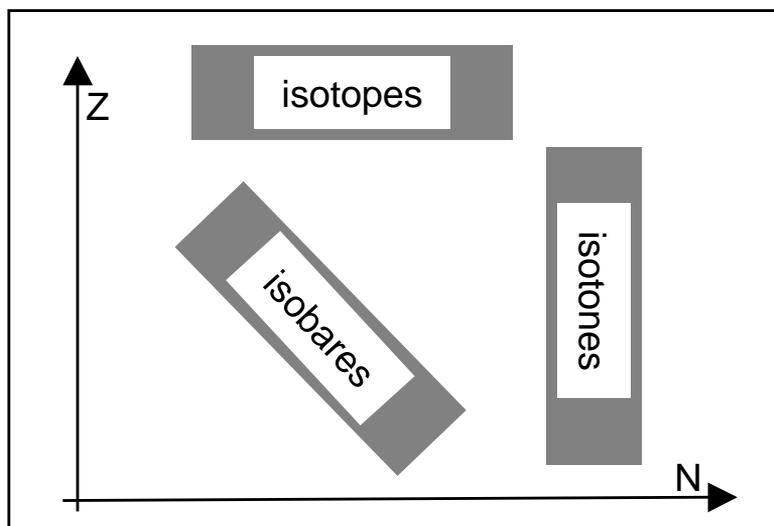
Un nucléide *instable* ayant la propriété de pouvoir se transformer spontanément en un nucléide lui-même stable ou instable est appelé *radionucléide*. Par définition, une transformation spontanée ne peut avoir lieu que si le niveau énergétique final est plus bas que le niveau énergétique initial. Cette transformation peut aboutir sur un élément différent ou le même élément dans un niveau énergétique plus bas. Un radionucléide est également appelé nucléide *radioactif*.

#### 4.1.2 Carte des nucléides

Les nucléides ayant un nombre de protons Z donné mais un nombre de neutrons N variable sont les *isotopes* d'un élément (Figure 4.1). Inversement, des nucléides ayant le même nombre de neutrons mais un nombre de protons variable sont des *isotones*. Des nucléides ayant le même nombre de masse sont appelés *isobares*.

A titre d'exemple, considérons l'or dont il existe 32 isotopes allant de Au-173 à Au-204. Sur ces 32 isotopes, un seul d'entre eux (Au-197) est stable. Tous les autres sont des radionucléides.

L'ensemble des atomes neutres de tous les isotopes d'un même élément ont le même nombre d'électrons et les mêmes propriétés chimiques et sont ainsi représentés dans la même position du tableau périodique. Mais, comme nous le verrons plus bas, les propriétés nucléaires de ces isotopes peuvent grandement varier et par voie de conséquence le tableau périodique n'a qu'un usage fort limité pour toute étude nucléaire de la matière.



**Figure 4.1 : Carte des nucléides dans laquelle chaque nucléide est représenté en fonction du nombre de neutrons (N) et de protons (Z).**

L'importance de N et de Z pour qualifier les propriétés d'un nucléide a donné naissance à la *carte des nucléides* dans laquelle chaque nucléide est représenté dans une case définie en horizontal par le nombre de neutrons et en vertical par le nombre de protons. La Figure 4.2 présente la carte des nucléides pouvant exister dans la nature avec en noir, les nucléides stables et en gris, les radionucléides. On remarque que les nucléides de faibles masses ont environ le même nombre de protons que de neutrons. En revanche, les nucléides plus lourds tendent clairement à avoir plus de neutrons que de protons. Par exemple, Au-197 contient 118 neutrons; ce qui correspond à un excès de neutrons de 39. On notera encore qu'à l'exception du technétium ( $Z=43$ ) et du prométhium ( $Z=61$ ) tous les nucléides ayant une valeur de Z inférieure ou égale à 82 (plomb) ont au moins un isotope stable connu. Pour des valeurs de Z supérieures ou égale à 83 (bismuth), il n'existe aucun isotope stable connu. Finalement, il est intéressant de constater que les radionucléides se trouvent de chaque côté de la bande relativement bien définie des nucléides stables ainsi que dans la partie supérieure droite de la carte. Jusqu'à présent, il n'a pas été possible de mettre en évidence des nucléides ayant un nombre de protons supérieur à  $Z=118$ .

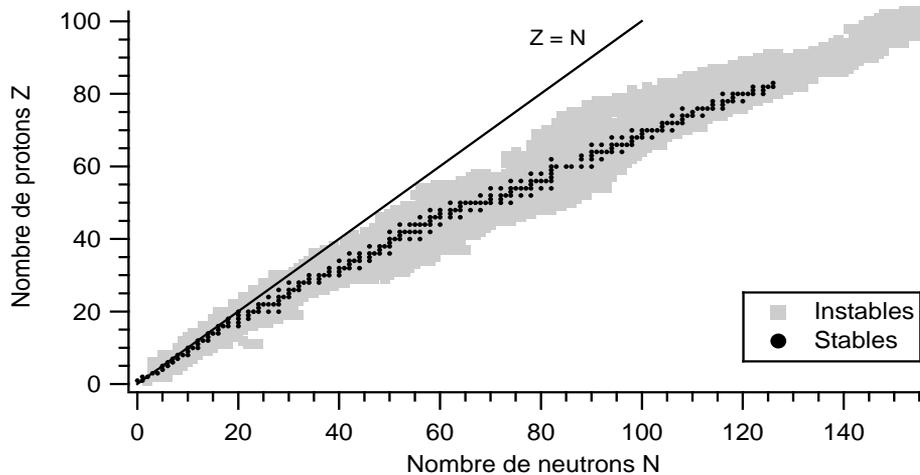


Figure 4.2 : Carte des nucléides existants. En noir, sont représentés les nucléides stables, alors qu'en gris sont représentés les radionucléides. Sur les quelques 2659 nucléides connus, seuls 264 sont stables

## 4.2 Radioactivité

Une quantité de matière contenant un ensemble de noyaux instables est appelé *source radioactive*. Dans cette section, nous allons maintenant nous intéresser à la description d'une source radioactive du point de vue du nombre de noyaux instables qu'elle contient ou du nombre de particules qu'elle émet au cours du temps.

### 4.2.1 Constante de désintégration d'une source radioactive

La désintégration radioactive d'un radionucléide est un processus aléatoire dont la réalisation se décrit d'un point de vue probabiliste. On définit la *constante de désintégration*  $\lambda$  d'un radionucléide donné comme étant la probabilité qu'il subisse une transformation nucléaire spontanée par unité de temps.

Si la source radioactive contient  $N$  noyaux instables, le nombre moyen de noyaux subissant une désintégration pendant l'élément de temps  $dt$  est donné par :

$$-dN = \lambda N dt \quad .$$

Le signe négatif devant  $dN$  s'explique par le fait que le nombre de noyaux instables  $N$  diminue et que par conséquent  $dN$  est négatif. Cette équation différentielle se résout aisément en considérant que l'on a  $N_0$  noyaux instables au temps  $t = 0$ . Le nombre de noyaux instables pour un temps  $t$  quelconque vaut :

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t} \quad .$$

Le nombre de noyaux instables en fonction du temps est donc décrit par une loi de décroissance *exponentielle* (Figure 4.3). On constate qu'en représentation semi-logarithmique,  $N(t)$  est une droite.

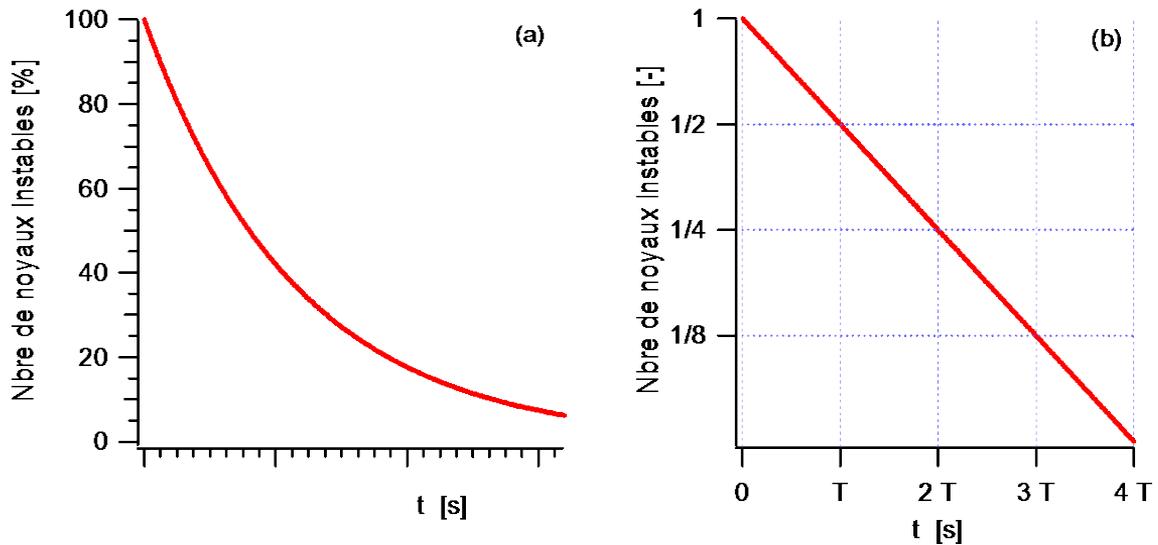


Figure 4.3 Nombre de nucléides instables au cours du temps. On considère qu'au temps  $t=0$ , on a  $N_0$  nucléides et que la période vaut  $T$ . (a) Échelle linéaire; (b) échelle semi-logarithmique.

#### 4.2.2 Période radioactive

La décroissance exponentielle du nombre de noyaux instables est souvent exprimée en fonction du temps  $T$  nécessaire à réduire leur nombre d'un facteur deux. Ce temps est appelé *période radioactive* (ou demi-vie) et s'exprime en fonction de la constante de désintégration  $\lambda$  en notant qu'au temps  $t = T$ , le nombre de noyaux instables est par définition égal à  $N_0/2$  :

$$N(T) = \frac{1}{2} N_0 \Leftrightarrow N_0 e^{-\lambda T} = \frac{1}{2} N_0 \Leftrightarrow -\lambda T = -\ln 2$$

$$\Leftrightarrow T = \frac{\ln 2}{\lambda} \quad [\text{s}] \quad .$$

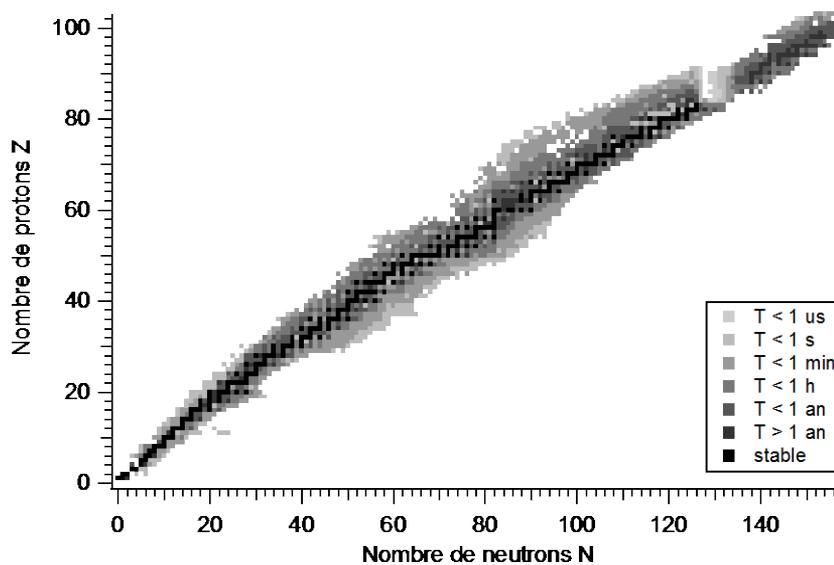


Figure 4.4 : Répartition des périodes des radionucléides. On constate que les périodes les plus longues ont tendance à être proches des noyaux stables.

La Figure 4.4 montre que, dans la carte des nucléides, les périodes les plus longues se trouvent à proximité des noyaux stables. Inversement, les périodes les plus courtes correspondent aux noyaux les plus éloignés.

### 4.2.3 Activité d'une source radioactive

On peut définir l'*activité* d'une source radioactive comme le nombre de désintégrations qui ont lieu par unité de temps :

$$A = \frac{-dN}{dt} \quad [s^{-1}] = [Bq] \quad .$$

L'unité de l'activité est donc l'inverse d'un temps. Etant donné l'importance de cette grandeur, on a attribué un nom particulier à son unité, le *becquerel*, abrégé [Bq]. Par définition, la relation entre l'activité et le nombre de noyaux instables est la suivante :

$$A(t) = \lambda N(t) \quad .$$

Pour une source ayant une activité  $A_0$  au temps  $t=0$ , l'activité en fonction du temps s'exprime donc par :

$$A(t) = A_0 e^{-\lambda t} = A_0 e^{-\frac{\ln 2}{T} t} \quad .$$

Dans la pratique, l'intensité d'une source radioactive se décrit généralement par l'activité, et non pas par le nombre de nucléides instables. Il est en effet souvent plus simple de mesurer les particules émises par une désintégration que de mesurer des nucléides instables qui peuvent potentiellement se désintégrer.

## 4.3 Modalités de désintégration

Dans la section précédente, on s'est attaché à décrire l'évolution du nombre de nucléides au cours du temps par le biais de l'activité et des quantités dérivées. Dans la présente section, nous allons décrire les types de transformations les plus courantes.

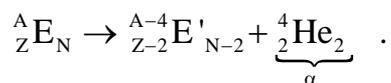
### 4.3.1 Désintégrations radioactives

Les désintégrations les plus courantes sont celles pour lesquelles le nucléide émet un noyau d'hélium (particule alpha) ou un électron (particule bêta). Dans le cas des noyaux lourds, le nucléide peut également se scinder en plusieurs noyaux et neutrons (fission nucléaire). Ces transformations aboutissent à une modification de la composition des noyaux. Bien souvent, après une transformation, le nucléide résultant se trouve dans un état énergétique excité. Il se stabilise en libérant son énergie sous la forme d'un ou plusieurs photons (particules gamma) ou en transférant son énergie au nuage électronique. Cette désexcitation ne modifie pas la composition du noyau.

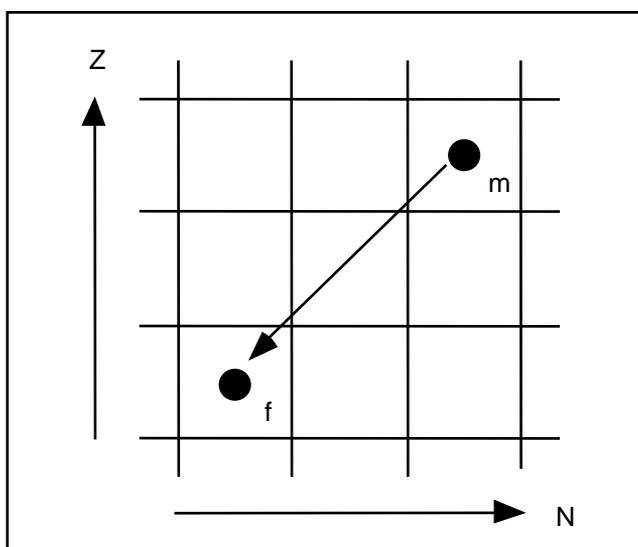
La condition fondamentale pour qu'un nucléide subisse une désintégration spontanée est que les composantes finales soient dans un état énergétique inférieur à la composante initiale. Une désintégration spontanée ne se produit donc que si elle conduit à une dissipation d'énergie.

### 4.3.2 Désintégration alpha

Lors d'une désintégration *alpha* ( $\alpha$ ), un nucléide E composé de Z protons et de N neutrons (et d'un nombre de masse  $A = Z+N$ ) se transforme en un nucléide E' par émission d'un noyau d'hélium, appelé particule alpha et composé de 2 neutrons et 2 protons. Cette désintégration aboutit à un nucléide contenant Z-2 protons et N-2 neutrons. Le noyau de départ, appelé le *noyau-mère*, donne naissance à un nouveau noyau, le "noyau-fille". Formellement, cela s'écrit :



La position relative du noyau-mère et du noyau-fille dans la carte des nucléides est indiquée à la Figure 4.5



**Figure 4.5 : Désintégration alpha dans la carte des nucléides. Le noyau-mère (m) se désintègre en un noyau-fille (f) en perdant deux neutrons et deux protons.**

La désintégration  $\alpha$  concerne principalement les noyaux lourds. L'analyse des énergies des particules  $\alpha$  émises par un nucléide donné montre qu'elles forment un ensemble fini et discret. Le spectre du rayonnement  $\alpha$  est ainsi formé de lignes, où chacune d'entre elles correspond à un état énergétique du noyau-fille.

Les informations relatives à une désintégration sont souvent données dans un schéma de désintégration. La Figure 4.6 montre le schéma de désintégration du radium-226 (Ra-226). Conventionnellement, l'axe vertical représente l'énergie et l'axe horizontal correspond au nombre de protons. Dans le cas de la désintégration  $\alpha$ , le noyau-fille est présenté à gauche du noyau-mère, car il a deux protons de moins. Il est représenté plus bas que le noyau-mère, car son état énergétique est inférieur.

Dans l'exemple du Ra-226, deux voies de désintégration  $\alpha$  sont possibles. La première voie concerne 98.8% des désintégrations : une particule  $\alpha$  de 4.79 MeV est émise; le noyau-fille est le radon-222 (Rn-222) directement dans son état énergétique fondamental. Dans la deuxième voie (qui concerne 1.2% des désintégrations), une particule  $\alpha$  de 4.61 MeV est émise. Le noyau-fille est le même que pour la première voie (Rn-222) dans un état énergétique de 0.18 MeV supérieur (4.79 - 4.61). Cette énergie est libérée sous la forme d'un photon de 0.18 MeV. Ceci conduit finalement à un noyau-fille dans l'état énergétique fondamental

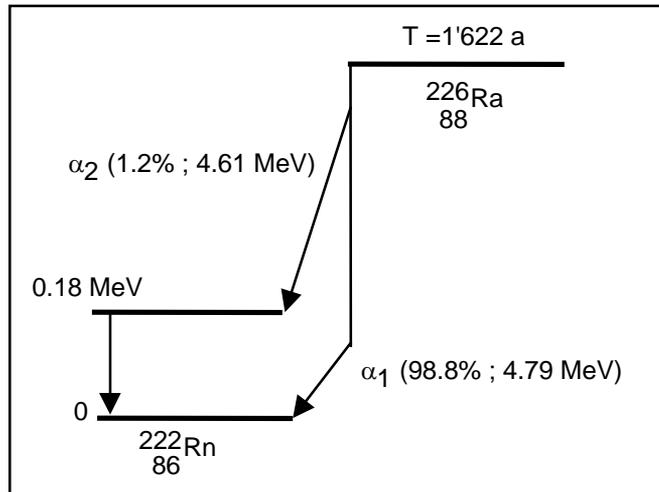


Figure 4.6 : Schéma de désintégration du radium-226 (Ra-226) dont la période est de 1'622 années.

### 4.3.3 Désintégration bêta moins

Au cours de la désintégration *bêta moins* ( $\beta^-$ ), le noyau instable émet un électron (particule  $\beta^-$ ) et un antineutrino ( $\bar{\nu}$ ). Le noyau-fille possède le même nombre de nucléons que le noyau-mère; un neutron s'est transformé en proton à l'intérieur du noyau. On peut schématiser le processus comme suit :



La position relative du noyau-mère et du noyau-fille dans la carte des nucléides est indiquée à la Figure 4.7. La désintégration  $\beta^-$  concerne les noyaux dont le nombre de neutrons est relativement élevé par rapport à la zone de stabilité des noyaux.

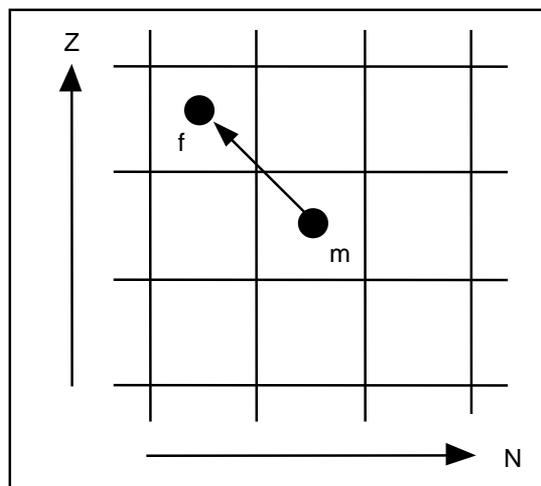
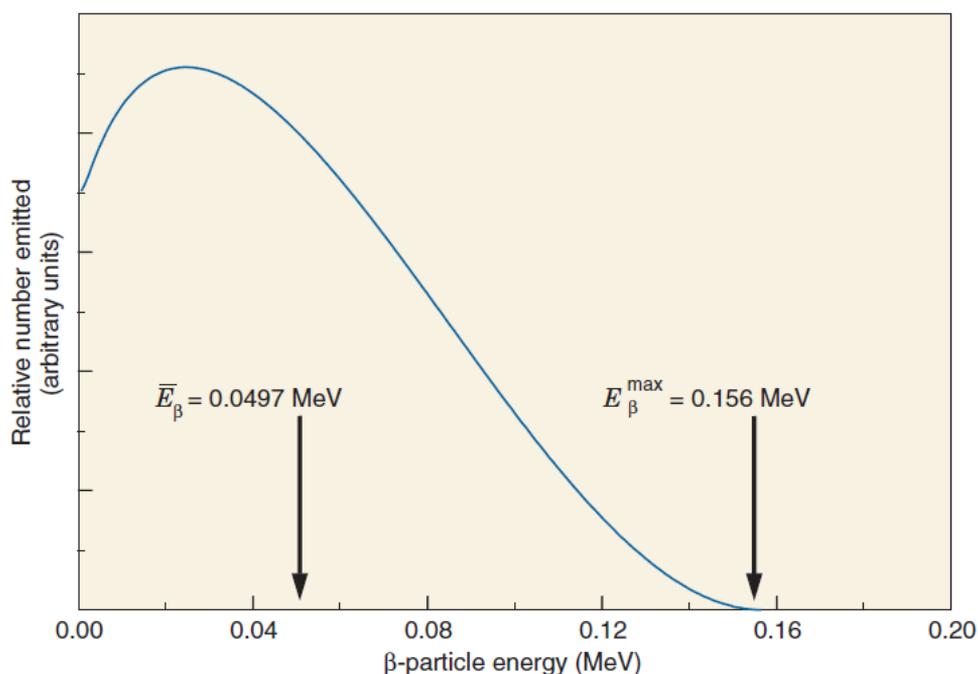


Figure 4.7 : Représentation d'une désintégration bêta moins ( $\beta^-$ ) dans la carte des nucléides. La flèche représente le déplacement dû à la désintégration. Le noyau-mère (m) se désintègre en un noyau-fille (f) en remplaçant un neutron par un proton.

L'antineutrino est l'antiparticule du neutrino. Le neutrino est une particule neutre de masse proche de zéro (voire nulle). Le taux d'interaction entre le neutrino et la matière est extrêmement faible puisqu'on a calculé que son libre parcours moyen dans l'eau est de l'ordre de plusieurs milliers d'années lumières. Le neutrino est la particule de matière la plus abondante dans l'Univers. Chaque seconde, notre corps est traversé par plusieurs milliards de neutrinos.

L'énergie mise à disposition par la désintégration est répartie suivant une règle statistique entre la particule  $\beta^-$  et le neutrino. Ainsi les particules  $\beta^-$  n'ont pas toujours la même énergie : le spectre du rayonnement  $\beta^-$  est continu, de l'énergie nulle (toute l'énergie à disposition est transférée au neutrino) à l'énergie maximale disponible (énergie nulle du neutrino); un exemple de spectre  $\beta^-$  est donné à la Figure 4.8. L'énergie maximale du rayonnement  $\beta^-$  est située entre quelques keV et quelques MeV. En général, un spectre  $\beta^-$  est caractérisé par deux valeurs : l'énergie maximale et l'énergie moyenne.



**Figure 4.8 : Spectre énergétique des bêtas émis par le carbone-14 (C-14). On notera que ce spectre est continu avec des énergies comprises entre 0 et 156 keV.**

Un exemple de désintégration  $\beta^-$  est donné à la Figure 4.9. La période du P-32 est de 14.3 jours. Il n'existe qu'une seule voie de désintégration qui conduit directement au S-32 dans son état énergétique fondamental. L'énergie indiquée dans le schéma (1.71 MeV) correspond à l'énergie maximale possible; l'énergie effectivement reçue par la particule  $\beta^-$  se situe entre 0 et 1.71 MeV.

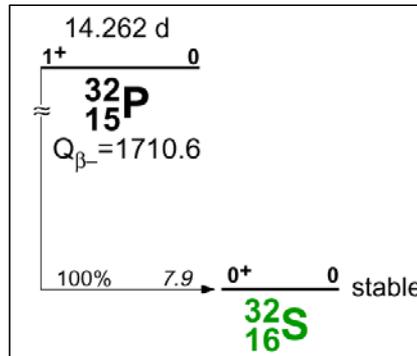


Figure 4.9 : Schéma de désintégration du P-32

### 4.3.4 Désintégration bêta plus et capture électronique

#### Désintégration bêta plus

Au cours de la désintégration *bêta plus* ( $\beta^+$ ), le noyau instable émet un positron (particule  $\beta^+$ , électron positif) et un neutrino ( $\nu$ ). Le noyau-fille possède le même nombre de nucléons que le noyau-mère; un proton s'est transformé en neutron à l'intérieur du noyau. On peut schématiser le processus comme suit :



La position relative du noyau-mère et du noyau-fille dans la carte des nucléides est indiquée à la Figure 4.10. La désintégration  $\beta^+$  concerne les noyaux dont le nombre de protons est relativement élevé par rapport à la zone de stabilité des noyaux. Le noyau-mère (m) se désintègre en un noyau-fille (f) en remplaçant un proton par un neutron. Dans le cas de la désintégration  $\beta^+$ , un positron et un neutrino sont émis. Dans le cas de la capture électronique, un électron de l'atome est absorbé et un neutrino est émis.

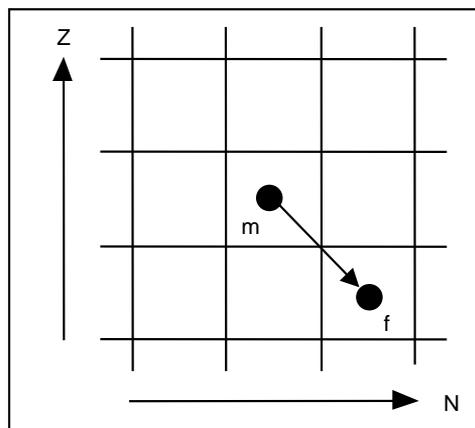


Figure 4.10 : Représentation d'une désintégration bêta plus ( $\beta^+$ ) ou d'une capture électronique dans la carte des nucléides. La flèche représente le déplacement dû à la désintégration.

La particule  $\beta^+$  n'existe pas dans la matière stable. Après son freinage dans la matière (mécanisme décrit dans un chapitre ultérieur), le positron de faible énergie rencontre un électron et s'annihile avec celui-ci, c'est-à-dire que les deux particules disparaissent, donnant lieu à l'émission dans des directions opposées ( $180^\circ$ ) de

deux photons d'énergie égale à l'énergie de masse de l'électron, c'est-à-dire 0.511 MeV chacun. Ainsi la signature d'une désintégration  $\beta^+$  est l'émission de rayonnement gamma de 0.511 MeV.

La période du F-18, donné en exemple dans le diagramme ci-dessous (Figure 4.11), est de 109 minutes. Il existe deux voies de désintégration pour ce nucléide qui conduisent toutes deux à l'état fondamental de l'oxygène-18 (O-18). La première voie est empruntée dans 97% des cas : il s'agit d'une désintégration  $\beta^+$  dont l'énergie maximale est 0.63 MeV. La seconde voie n'est empruntée que dans 3% des cas : il s'agit d'une capture électronique.

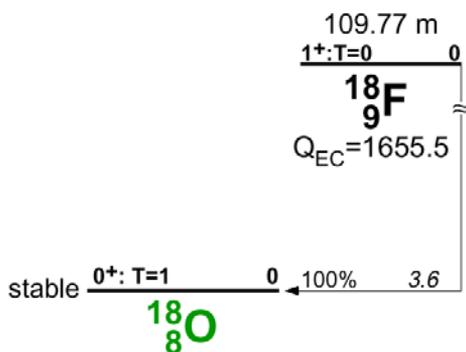
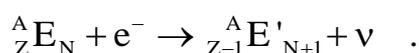


Figure 4.11 : Schéma de désintégration du fluor-18 (F-18).

Comme dans le cas de la désintégration  $\beta^-$  le spectre du rayonnement  $\beta^+$  est continu. L'énergie maximale est située aussi entre quelques keV et quelques MeV.

### Capture électronique

La *capture électronique* (en anglais EC : electron capture) est un processus concurrentiel à la désintégration  $\beta^+$ . Dans ce cas, un électron d'une couche profonde de l'atome ( $e^-$ ), en général de la couche K, est absorbé dans le noyau et un neutrino ( $\nu$ ) est émis. On peut schématiser le processus comme suit :



La position relative du noyau-mère et du noyau-fille dans la carte des nucléides est la même que pour la désintégration  $\beta^+$ .

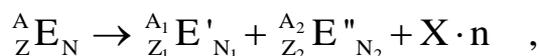
La capture électronique est plus économique au point de vue énergétique que l'émission d'un positron, si bien que lorsqu'il y a peu d'énergie disponible pour la désintégration, elle seule peut se produire. Ce mode de désintégration est difficile à mettre en évidence, car le neutrino emporte l'essentiel de l'énergie libérée. L'événement passerait inaperçu, si le noyau et son cortège électronique ne se réarrangeaient pas. Comme indiqué plus haut, l'électron capturé appartient généralement à la couche K. L'atome qui se retrouve avec un "trou" sur cette couche est perturbé. Il se réarrange en émettant des rayons X de fluorescence ou des électrons Auger (voir plus bas).

Ce mode de radioactivité est par conséquent difficile à détecter et n'a été découverte qu'en 1937, 40 ans après la désintégration  $\beta^-$  et quelques années après la désintégration  $\beta^+$ .

Les deux mécanismes de désintégration ( $\beta^+$  et capture électronique) peuvent coexister pour un même nucléide.

### 4.3.5 Fission spontanée

Au cours d'une fission nucléaire, un nucléide instable de numéro atomique élevé, se fractionne en deux noyaux moyens (produits de fission). Au cours de ce processus, plusieurs neutrons sont émis. Le schéma général d'une fission s'écrit :



où  $Z=Z_1+Z_2$  et  $N=N_1+N_2+X$ . Le nombre de neutrons ( $X$  dans la formule) émis par fission est de l'ordre de 2 à 3.

Le même noyau-mère peut donner lieu à toute une série de couples de produits de fission, qui sont en général radioactifs à leur tour. Il y a lieu de distinguer entre la fission spontanée et la fission induite (en général par des neutrons) qui est utilisée sous forme de réaction en chaîne dans les réacteurs nucléaires.

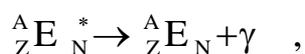
### 4.3.6 Désexcitation du noyau

Après une désintégration, le noyau-fille se trouve généralement dans un état énergétique excité. La désexcitation du noyau peut se faire de différentes manières :

- Emission de rayonnement gamma.
- Transition isomérique.
- Conversion interne.

#### Émission de rayonnement gamma

L'émission de *rayonnement gamma* ( $\gamma$ ) consiste à libérer l'énergie excédentaire du noyau-fille par émission d'un photon. On peut schématiser le processus comme suit :



où l'astérisque indique un état excité.

La plupart des désintégrations  $\alpha$  et  $\beta$  sont suivies d'émission de rayonnement  $\gamma$ . L'émission de rayonnement  $\gamma$  suit immédiatement celle des particules  $\alpha$  ou  $\beta$  (durée de vie de l'état excité inférieure à  $10^{-10}$  s). L'énergie du rayonnement  $\gamma$  correspond à la différence d'énergie entre les niveaux du noyau-fille.

Dans l'exemple donné ci-dessous (Figure 4.12), des deux voies possibles de désintégration  $\beta^-$  du Co-60, deux photons ont une certaine probabilité d'être émis lors de chaque désintégration. Dans 99.8% des cas, un photon de 1.18 MeV (2.51-1.33) est émis. Dans 100% des cas, un photon de 1.33 MeV est émis.

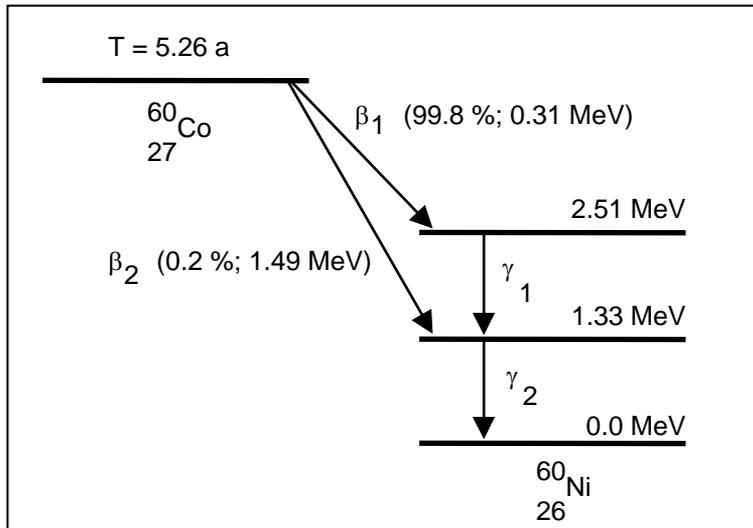


Figure 4.12 : Exemple d'émission de rayonnement gamma suivant la désintégration  $\beta^-$  du cobalt-60 (Co-60).

Le spectre du rayonnement  $\gamma$  est un spectre de lignes, chacune d'entre elles correspond au passage d'un état excité à un autre état du noyau-fille.

### Transition isomérique

La *transition isomérique* diffère de la simple émission de rayonnement  $\gamma$  par le fait que le noyau-fille reste un temps non négligeable dans l'état excité.

Comme pour les autres processus de désintégration, la transition isomérique est un phénomène statistique dont l'évolution au cours du temps est décrite par une loi exponentielle décroissante caractérisée par sa période. L'exemple le plus important en radiologie médicale est celui du technétium-99m (Tc-99m). Son schéma de désintégration est présenté dans la Figure 4.13. La lettre "m" dans le symbole Tc-99m signifie qu'il s'agit de Tc-99 dans un état *métastable*; c'est-à-dire un peu stable, mais pas suffisamment pour rester éternellement dans cet état.

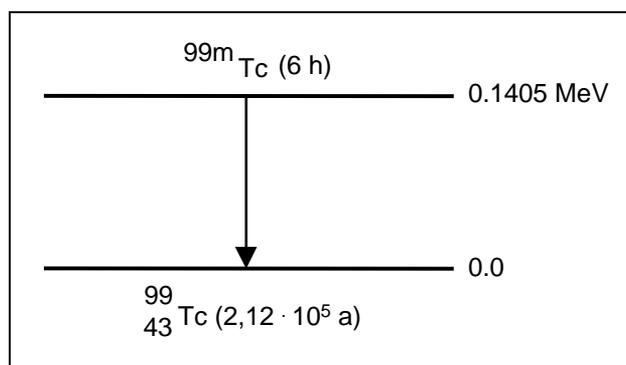


Figure 4.13 : Exemple de la transition isomérique du technétium-99m (Tc-99m) dont la période est de 6 heures.

### Conversion interne

Au cours de la conversion interne, processus concurrentiel à l'émission de rayonnement  $\gamma$ , le noyau-fille se désexcite en transmettant son énergie à un électron du cortège électronique qui est émis hors de l'atome. On peut schématiser le processus comme suit :



La conversion interne a lieu préférentiellement pour les noyaux lourds (Z élevé). Le schéma de désintégration du césium-137 (Cs-137), qui comporte des conversions internes et une transition isomérique, est donné dans la Figure 4.14.

Dans l'exemple donné ci-dessous du schéma de désintégration du Cs-137, dans 5.4% des cas, le noyau-fille est directement dans son état fondamental. Dans 94.6% des cas, le Ba-137 reste dans un état excité à 0.66 MeV (Ba-137m). Cet état excité métastable du Ba-137 descend à l'état énergétique fondamental avec une période de 2.55 minutes. Dans 95.6% des cas, cette descente à l'état fondamental se fait par l'émission d'un rayonnement  $\gamma$  de 0.66 MeV. Dans les 4.4% des cas restant, la descente à l'état fondamental se fait par conversion interne. Les électrons recevant les 0.66 MeV à disposition sont ceux de la couche K (2.8%), de la couche L (1.3%), ou de la couche M (0.3%).

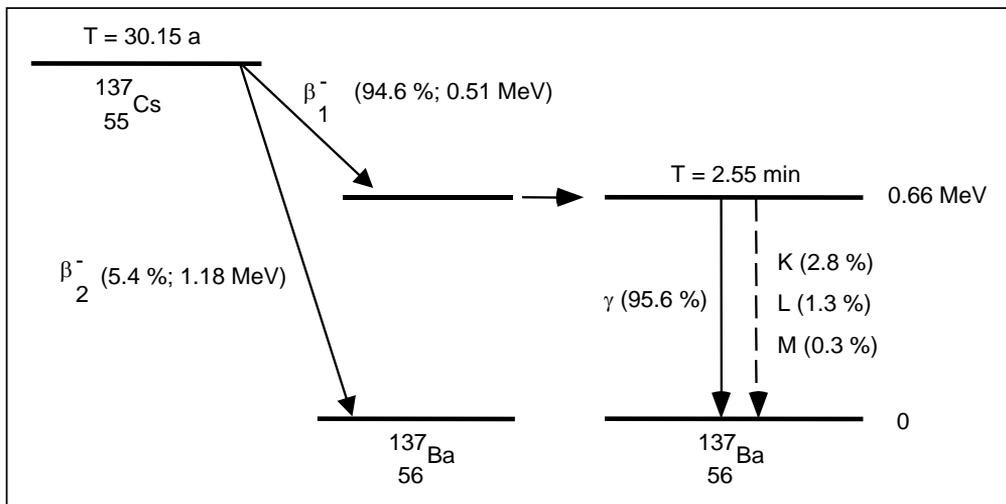


Figure 4.14 : Schéma de désintégration du césium-137 (Cs-137), émetteur  $\beta^-$  de 30.15 ans de période dont le noyau-fille est le barium-137 (Ba-137).

### Stabilisation du cortège électronique

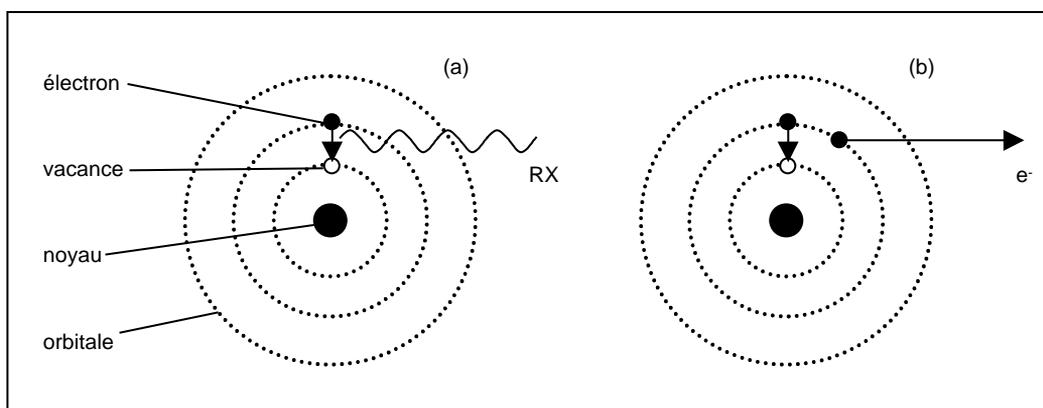
Après une capture électronique ou une conversion interne, l'atome-fille possède une vacance électronique dans une couche profonde. Cette vacance est remplie par descente d'un électron d'une couche externe. La nouvelle vacance créée est à son tour remplacée par un électron plus extérieur. Cette cascade électronique conduit à la stabilisation du cortège électronique.

L'énergie mise à disposition lors du passage d'un électron dans une couche plus profonde peut être émise de 2 manières :

- Par l'émission d'un photon, appelé rayon X de fluorescence.
- Par transfert de l'énergie à disposition à un électron du cortège électronique qui est éjecté hors de l'atome; cet électron est appelé électron Auger.

Les processus d'émission ont lieu tout au long de la cascade, donnant lieu à un spectre complexe (de lignes) de rayonnement de fluorescence et d'électrons Auger.

Ces deux mécanismes sont schématisés à la Figure 4.15.



**Figure 4.15 : Stabilisation du cortège électronique. Après une capture électronique ou une conversion interne, la vacance créée est réoccupée par un électron plus extérieur. L'énergie excédentaire de l'électron peut être libérée par émission de rayonnement X de fluor fluorescence (a), ou par émission d'un électron Auger (b)**

## 4.4 Résumé

- Les noyaux radioactifs ou radionucléides se désintègrent de manière spontanée. Au cours du temps, leur nombre  $N$  décroît exponentiellement avec la constante de désintégration  $\lambda$  :  $N=N_0\exp(-\lambda t)$ .
- La période d'un radionucléide  $T$  est la durée nécessaire à réduire le nombre de noyaux radioactifs d'un facteur deux.
- L'activité  $A$  d'une source radioactive est le nombre de désintégrations par unité de temps. L'unité est le becquerel (Bq). Au cours du temps, l'activité décroît de manière exponentielle :  $A=A_0\exp(-\lambda t)$ .
- Au cours d'une désintégration radioactive, un noyau - appelé noyau-mère - libère de l'énergie par émission d'une ou plusieurs particules. La composition du noyau résultant - appelé noyau-fille - diffère de celle du noyau-mère. Souvent, le noyau-fille se stabilise par émission de rayonnement gamma dont le spectre énergétique est un spectre de ligne.
- La désintégration alpha consiste en l'émission d'une particule alpha (noyau d'hélium : 2 protons + 2 neutrons). Le spectre énergétique est un spectre de ligne. Les nucléides concernés sont plutôt ceux ayant un grand nombre de nucléons.
- La désintégration bêta moins consiste en la transformation, à l'intérieur du noyau, d'un neutron en proton provoquant l'émission d'un électron (particule bêta moins) et d'un antineutrino. Le spectre énergétique est continu. Les nucléides concernés sont plutôt ceux dont le nombre de neutrons est relativement élevé (en dessous de la zone de stabilité).
- La désintégration bêta plus consiste en la transformation, à l'intérieur du noyau, d'un proton en neutron provoquant l'émission d'un positron (particule bêta plus) et d'un neutrino. Le spectre énergétique est continu. Les nucléides concernés sont plutôt ceux dont le nombre de protons est relativement élevé (en dessus de la zone de stabilité).
- La capture électronique est un processus concurrentiel et très semblable à la désintégration bêta plus. La différence réside essentiellement dans le fait que le noyau absorbe un électron atomique au lieu d'émettre un positron.
- La fission spontanée consiste en un fractionnement d'un noyau lourd en deux noyaux moyens et émission simultanée de plusieurs neutrons. Les noyaux-filles sont des produits de fission en général radioactifs.
- Suite à une désintégration, le noyau-fille est souvent dans un état énergétique excité. La stabilisation peut se faire par l'émission de rayonnement gamma (appelée transition isomérique si elle est retardée) ou par transmission de l'énergie excédentaire aux électrons du noyau (conversion interne).

## Exercices

1. Calculer le nombre de périodes nécessaires à faire diminuer l'activité d'un facteur 2.
2. Calculer le nombre de périodes nécessaires à faire diminuer l'activité d'un facteur 16.
3. Calculer l'activité d'une source de Co-60 ( $T=5.26$  années) après 2 ans d'utilisation, sachant que son activité initiale est de 300 TBq.
4. Une solution à injecter de Tc-99m ( $T=6$  heures) doit être préparée pour 11:30 et doit contenir à cette heure 100 MBq. On effectue la préparation en prélevant à 10:00 à partir d'une solution d'activité spécifique de 70 MBq/ml à 8:00. Calculer le volume à prélever.

## 5 Sources de radiation

### Objectifs du chapitre

- Citer les origines des radionucléides et les principaux moyens artificiels de production de radiations ionisantes.
- Calculer les activités en jeu dans le cas d'une filiation radioactive.

### 5.1 Radioactivité naturelle

#### 5.1.1 Radionucléides terrestres

Les nucléides composant notre planète ont en grande partie été formés à l'occasion d'un ou plusieurs cycles stellaires, et se sont condensés il y a environ 4 à 5 milliards d'années. Dès ce moment-là, la terre était constituée d'une multitude de nucléides dont une proportion plus importante que maintenant était radioactive. Les désintégrations de ces radionucléides originels ont abouti à la composition terrestre actuelle. On estime que la radioactivité totale de la terre produit la moitié des quelques  $42 \cdot 10^{12}$  watts d'origine interne de notre planète.

Il existe quatre familles radioactives naturelles de nombre de masse élevé dont les principales caractéristiques sont données au Tableau 5.1.

**Tableau 5.1 : Les quatre familles radioactives naturelles se distinguent par le nombre de masse (modulo 4) du premier élément. On constate que seule la famille  $4n+1$  ne comprend pas d'isotope du radon et ne se termine pas par un isotope du plomb. Le dernier élément**

Nom de la famille	Premier élément	Période [ans]	Radon	Dernier élément
<b>4 n (n=58)</b>	Th-232	$1,39 \times 10^{10}$	Rn-220	Pb-208
<b>4 n + 1 (n=60)</b>	Pu-241	14,4	-	Bi-209
<b>4 n + 2 (n=59)</b>	U-238	$4,51 \times 10^9$	Rn-222	Pb-206
<b>4 n + 3 (n=58)</b>	U-235	$7,13 \times 10^8$	Rn-219	Pb-207

#### 5.1.2 Rayonnement cosmique et radioactivité induite naturellement

En pénétrant dans l'atmosphère, le rayonnement cosmique interagit avec les constituants de l'atmosphère en donnant un ensemble complexe de particules secondaires (protons, neutrons, ...) et de photons. Ceci aboutit à la formation dans l'atmosphère du tritium (H-3) et du carbone-14 (C-14) dont les caractéristiques sont données au Tableau 5.2.

Tableau 5.2 : Caractéristiques des trois isotopes naturels du potassium (K) ainsi que du tritium (H-3) et du carbone-14 (C-14) (référence : <http://www.dne.bnl.gov>).

Isotope	Abondance [%]	Période [ans]	Désintégration	Occurrence [%]	Nucléide fille
<b>K-39</b>	93,2581	Stable	-	-	-
<b>K-41</b>	6,7302	Stable	-	-	-
<b>K-40</b>	0,0117	1,277 x 10 <sup>9</sup>	β <sup>-</sup>	89,28	Ca-40
			EC	10,72	Ar-40
<b>H-3</b>		12,33	β <sup>-</sup>	100	He-3
<b>C-14</b>	1,3 x 10 <sup>-10*</sup>	5730	β <sup>-</sup>	100	N-14

\*Dans l'atmosphère

## 5.2 Radioactivité artificielle

Les radionucléides peuvent également être produits artificiellement à partir d'autres nucléides. Trois mécanismes sont à la base de leur production et de leur mise à disposition des utilisateurs : l'activation, la fission et la filiation.

### 5.2.1 Activation

L'*activation* consiste à bombarder une substance à l'aide de particules de haute énergie et à induire ainsi des réactions nucléaires dont les noyaux sortants sont radioactifs. On distingue l'activation aux neutrons et celle aux particules chargées.

L'activation aux neutrons a lieu dans un réacteur nucléaire où les flux neutroniques sont très élevés. Les noyaux obtenus par cette méthode sont riches en neutrons et se désintègrent généralement par émission β<sup>-</sup>.

L'activation d'un nucléide peut également se réaliser à l'aide de particules chargées positivement. Contrairement aux neutrons, une particule chargée positivement ne peut interagir avec un noyau que si elle arrive à vaincre la barrière de potentiel coulombien produite par les protons du noyau. Cela peut se réaliser en accélérant les particules chargées jusqu'à une énergie cinétique supérieure à environ 10 MeV. Les noyaux ainsi produits ont une grande probabilité d'être des émetteurs β<sup>+</sup>.

### 5.2.2 Fission

Lors des mécanismes de *fission* induits par des neutrons dans les réacteurs nucléaires, les produits de fission (noyaux de masse moyenne issus du fractionnement des noyaux lourds) sont en général radioactifs et peuvent être utilisés comme radioéléments. Notons que dans un réacteur, une gamme très large de produits de fission est formée, ce qui implique que le radioélément désiré doit être séparé et purifié par des processus chimiques.

### 5.2.3 Filiation et générateur

Le noyau formé au cours d'une désintégration est souvent lui-même radioactif. Alors que l'activité du noyau-mère suit simplement la loi de décroissance radioactive, l'activité du noyau-fille est déterminée par l'accumulation des désintégrations du noyau-mère et par sa propre décroissance. Si on suppose qu'au temps  $t=0$  l'activité des noyaux-filles de période  $T_f$  est nulle, alors on peut montrer que leur activité au temps  $t$  vaut pour une mère de période  $T_m$  d'activité  $A_{m0}$  au temps  $t=0$  :

$$A_f(t) = A_{m0} \frac{T_m}{T_m - T_f} \left( e^{-\frac{\ln 2}{T_m} t} - e^{-\frac{\ln 2}{T_f} t} \right) .$$

Le phénomène de filiation est utilisé dans le cas des générateurs. On extrait (en général par élution) les atomes-filles de courte période issus d'une source de période longue. A la croissance de l'activité du noyau-fille et le résultat de l'élution journalière sont représentés pour le cas du générateur  $^{99}\text{Mo}$ - $^{99m}\text{Tc}$  (Figure 5.1)

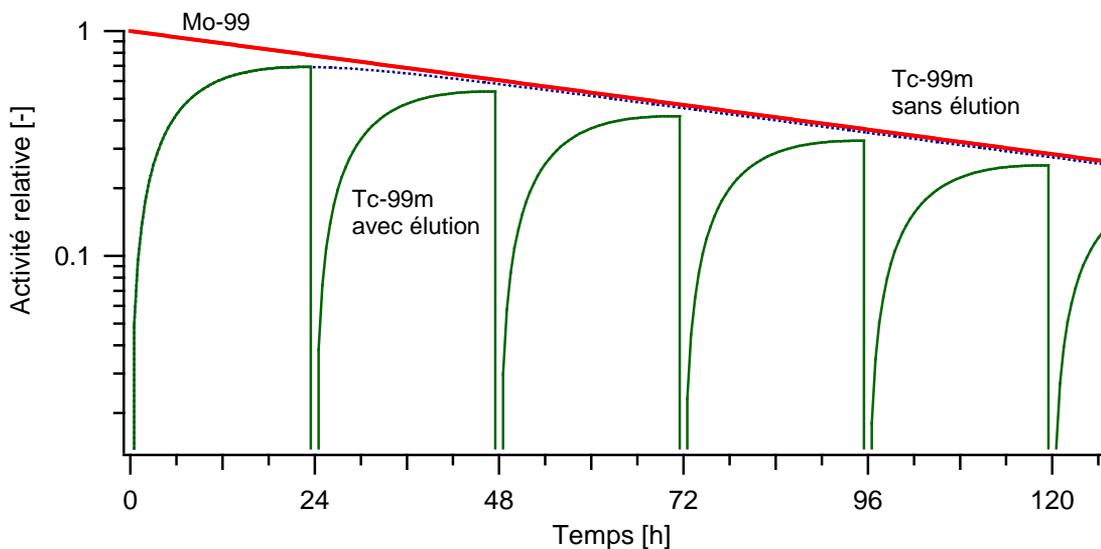


Figure 5.1 : Fonctionnement d'un générateur isotopique de Tc-99m. La période du Mo-99 étant plus grande que celle du Tc-99m, l'activité en Tc-99m augmente, puis décroît avec celle des noyaux-mères

### 5.2.4 Accélérateurs de particules

#### Tube à rayons X

Dans un tube à rayons X, on produit dans un espace sous vide un faisceau d'électrons, en appliquant une différence de potentiel entre la cathode (filament chauffé : électrode -) et l'anode (électrode +). Les électrons sont accélérés par la différence de potentiel puis freinés dans l'anode. La plupart de l'énergie cinétique des électrons est convertie en chaleur, mais une partie (typiquement 1%) est convertie en photons de haute énergie (bremsstrahlung) ou en rayonnement X de fluorescence.

### Accélérateur linéaire d'électrons

Les accélérateurs linéaires d'électrons sont les installations les plus largement répandues dans les services de radio-oncologie. Un accélérateur linéaire est basé sur le principe de l'accélération d'électrons par des ondes électromagnétiques de haute fréquence à travers un tube linéaire. Le faisceau d'électrons de haute énergie peut être utilisé directement, ou être converti en faisceau de photons X par production de rayonnement de freinage en bombardant une cible de matériau à Z élevé.

### Cyclotron

Dans un cyclotron, la particule à accélérer (proton, deuton (p+n),  $\alpha$ ,...) est d'abord ionisée, puis accélérée à l'aide d'un champ électrique. Pour pouvoir accélérer la particule plusieurs fois avec le même champ électrique, on la maintient, par un champ magnétique perpendiculaire à sa trajectoire, sur un cercle. L'espace dans lequel se déplacent les particules est formé de deux cavités en forme de D entre lesquelles on applique une tension alternative; ainsi à chaque passage la particule sera accélérée. Comme la vitesse augmente, le rayon du cercle s'agrandit et la trajectoire a finalement la forme d'une spirale. Quand les particules arrivent à l'extérieur du système, le faisceau est extrait et envoyé sur la cible (Figure 5.2). La cible contient un matériau dont on désire modifier la nature par activation aux particules chargées.

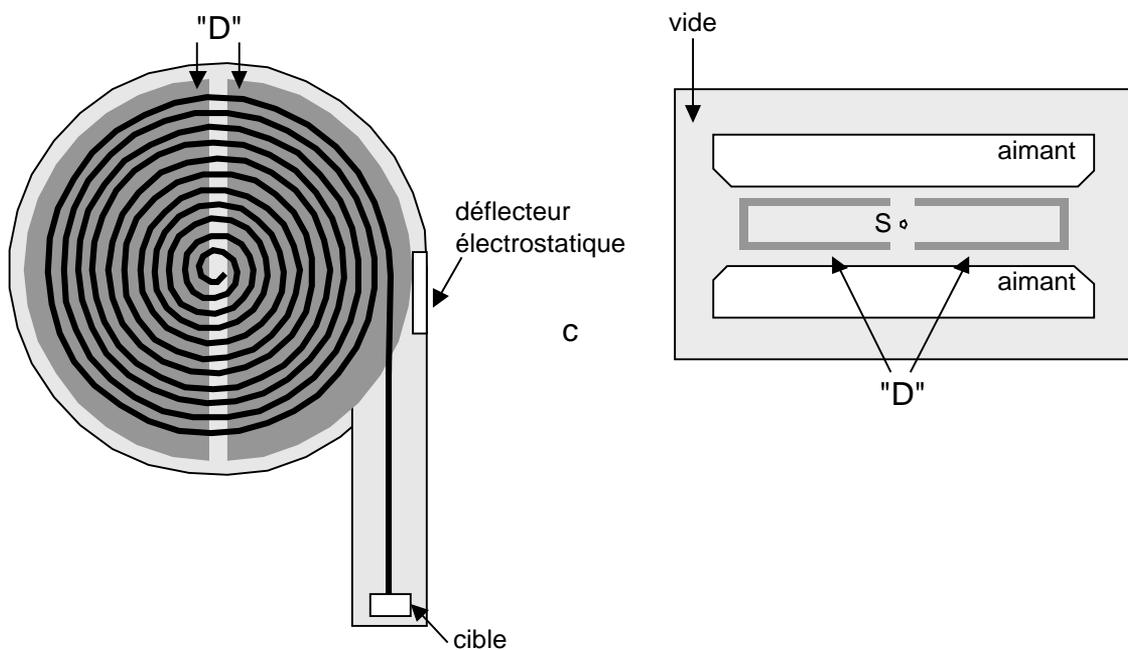


Figure 5.2 : Schéma de principe du cyclotron. La cible contient le matériau dont on désire modifier la nature par activation aux particules chargées

### 5.3 Résumé

- Les radionucléides naturels proviennent de désintégrations successives (filiations) des radionucléides présents lors de la formation de la terre (familles radioactives et K-40), mais également du rayonnement cosmique qui continue entre autre à créer du tritium et C-14.
- Les radionucléides artificiels sont produits par activation, fission et filiation.
- Les produits de filiation radioactive sont souvent radioactifs et ont des propriétés chimiques différentes des noyaux-mères. Ils peuvent de ce fait être séparés en vue de leur utilisation.

## Exercices

1. Dans la famille radioactive naturelle  $4n+2$ , quel est le descendant direct le plus probable du Po-218 et quelle voie de désintégration permet d'y accéder ?



# 6 Interactions des particules chargées avec la matière

## Objectifs du chapitre

- Décrire le parcours des particules chargées dans la matière

### 6.1 Rayonnement ionisant

Un rayonnement est dit *ionisant* s'il est capable d'extraire un électron d'un atome (c'est-à-dire de produire des ionisations). L'énergie nécessaire pour y parvenir dépend de la composition de la matière, mais pour les photons et les électrons, il est généralement admis qu'un rayonnement est ionisant si son énergie est supérieure à environ 10 eV.

A l'échelle de la cellule, les particules chargées interagissent de manière continue avec la matière par le biais de la force de Coulomb. Ceci conduit à une perte d'énergie par des ionisations et excitations le long de la trajectoire du rayonnement. Pour cette raison, les particules chargées sont dites *directement ionisantes*. Dans la traînée de ces ionisations et excitations, la matière retourne généralement dans son état initial par recombinaison ou désexcitation. L'énergie se transforme alors en énergie thermique (chaleur), ce qui conduit à une très légère augmentation de la température. L'énergie qui n'est pas transformée en chaleur peut alors conduire à des effets permanents caractérisés par des modifications chimiques ou biologiques.

Contrairement aux particules chargées, les photons peuvent parcourir des distances aléatoires et très variables dans la matière avant de subir une interaction. Lorsqu'une interaction a lieu, cela a souvent pour conséquence de transférer une quantité significative d'énergie à un électron de la matière. Celui-ci libère alors son énergie cinétique en effectuant des ionisations et excitations comme décrit dans le paragraphe ci-dessus. Du fait que l'énergie du photon est libérée dans la matière par l'intermédiaire des électrons mis en mouvement suite à une interaction, un rayonnement de photons est qualifié *d'indirectement ionisant* (Figure 6.1).

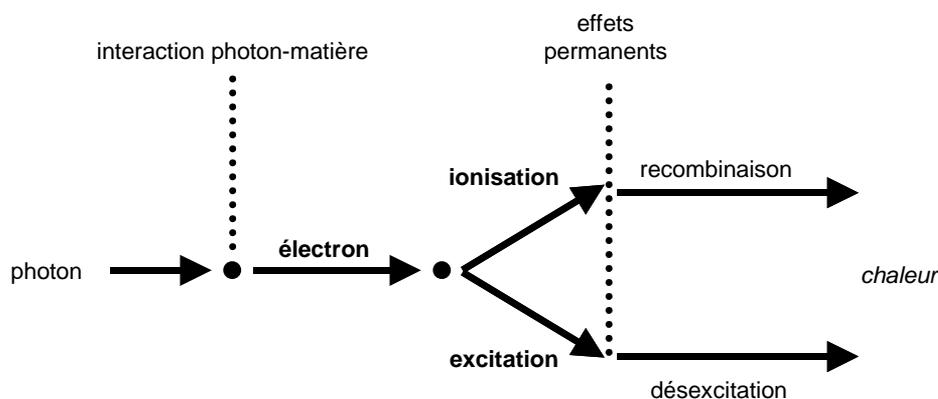


Figure 6.1 : Transport de l'énergie de la radiation à la matière. Les photons subissent d'abord une interaction libérant une particule chargée (généralement un électron) qui va ensuite ioniser et/ou exciter la matière

La différence de perte d'énergie entre les particules chargées et les photons a une incidence directe sur leur parcours dans la matière. Les particules chargées ont un parcours fini et il est possible de dimensionner un blindage suffisant pour arrêter totalement un rayonnement. Inversement, du fait de la caractéristique aléatoire de l'interaction photon-matière, les photons sont atténués exponentiellement. Un rayonnement photonique a donc toujours une probabilité non nulle de traverser une certaine épaisseur de matière.

Ces différentes caractéristiques propres aux particules chargées et aux photons sont synthétisées dans le Tableau 6.1. Le but de ce présent chapitre est de décrire les interactions des particules chargées avec la matière. Le chapitre suivant fera de même avec les photons.

	<b>Particules chargée</b>	<b>Particules non chargées</b>
<b>Exemple typique</b>	Electrons, protons, $\alpha$	Neutrons, RX, $\gamma$
<b>Freinage</b>	Continu	Mécanisme aléatoire
<b>Fréquence des interactions</b>	Beaucoup de petites interactions	Long parcours sans interaction
<b>Quantité d'énergie perdue</b>	Faible à chaque interaction	Modification majeure (production de particules chargées)
<b>Parcours</b>	Fini	Atténuation exponentielle

**Tableau 6.1 : Synthèse des différences principales entre les interactions des particules chargées et non chargées dans la matière**

## 6.2 Particules chargées légères (électron ou positron)

Aux énergies qui nous intéressent classiquement en radioprotection (jusqu'à quelques dizaines de MeV), un rayonnement de particules chargées interagit principalement avec les électrons de la matière. Sachant que les protons, les particules  $\alpha$  ou les ions sont nettement plus massiques que les électrons (la masse d'un nucléon est environ égale à 1800 fois celle d'un électron), il est naturel de distinguer le comportement des électrons de celui des particules chargées lourdes dans la matière. Cette section se rapporte donc aux interactions des électrons alors que la section 6.3 traitera des particules chargées lourdes.

### 6.2.1 Electron

Les interactions électrons-matière consistent essentiellement en collisions entre particules de mêmes masses. Les électrons interagissant avec la matière ont des trajectoires en zigzag et une grande dispersion des traces est possible.

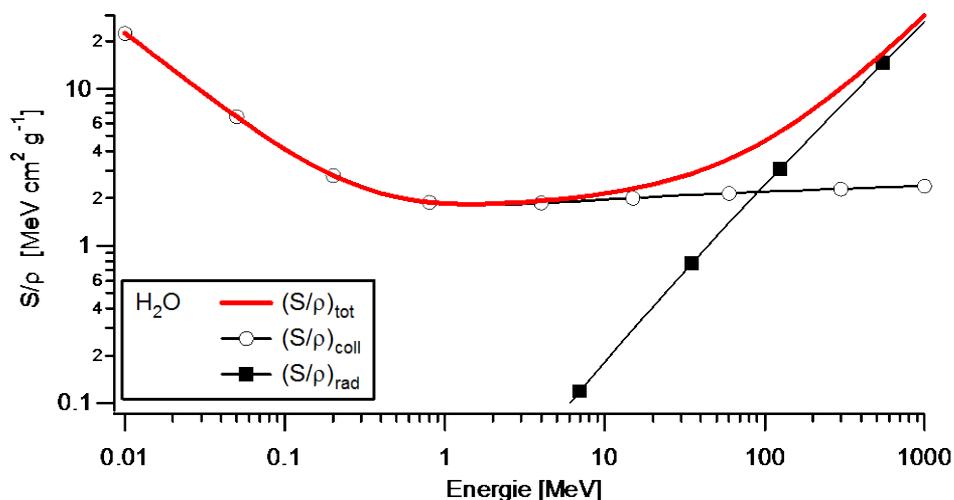
À l'échelle de la fraction du millimètre, on peut considérer que les particules chargées sont freinées continûment dans la matière en raison des interactions entre leur charge électrique et celles du milieu. Ces interactions aboutissent à un transfert d'énergie de la particule aux électrons atomiques et (dans une moindre mesure) aux atomes de la matière. Comme on pourrait s'y attendre, plus la matière est dense, plus les électrons sont freinés efficacement.

La relation avec l'énergie de l'électron est moins intuitive, car on n'observe pas systématiquement un freinage plus efficace à faible énergie qu'à haute énergie. Pour décrire ce qui se passe, il faut d'abord comprendre qu'un électron peut principalement être freiné de deux manières distinctes : soit par interaction coulombienne avec les électrons de la matière, soit par interaction radiative avec le champ électromagnétique des noyaux de la matière. Dans le premier cas (interaction coulombienne), on parle – un peu abusivement – de *collision*. Dans le second cas, on parle de *freinage radiatif* ou de *bremstrahlung*.

La Figure 6.2 présente les composantes du freinage des électrons dans l'eau en utilisant une grandeur qu'on appelle le pouvoir d'arrêt massique. Inutile de retenir les détails, mais le pouvoir d'arrêt massique est la force de freinage qu'exerce la matière sur un électron, normalisée par la densité de la matière.

On observe que le freinage par collision est relativement important à basse énergie. Cela vient du fait que les électrons se déplacent plutôt lentement et qu'ils ont du temps pour interagir. Lorsque leur énergie augmente, les électrons ont moins de temps pour interagir. En dessus d'une énergie cinétique d'environ 1 MeV, ils ont une vitesse très proche de celle de la lumière et le freinage par collision tend à se stabiliser.

Le freinage radiatif est quasiment inexistant à faible énergie. Cela vient essentiellement du fait qu'à faible vitesse, un électron a très peu de chances de se trouver à proximité d'un noyau pour interagir avec son champ électromagnétique. En effet, il a bien plus d'occasions de faire une collision avec un électron de la matière. Lorsque la vitesse de l'électron augmente, il aura plus de chances de "forcer la barrière" des électrons atomiques et de se trouver à proximité du noyau. La Figure 6.2 montre que dans l'eau, le freinage radiatif surpasse celui par collision en dessus de 100 MeV environ.



**Figure 6.2 : Freinage des électrons dans l'eau en fonction de l'énergie (en termes de pouvoir d'arrêt massique). A basse énergie, le freinage par collision domine, alors qu'à haute énergie, c'est le freinage radiatif (bremstrahlung)**

Le freinage par collision dépend peu de la composition de la matière. Il est essentiellement proportionnel à la quantité globale d'électrons présents dans la matière par unité de volume – en pratique, ce correspond souvent simplement à la densité de la matière.

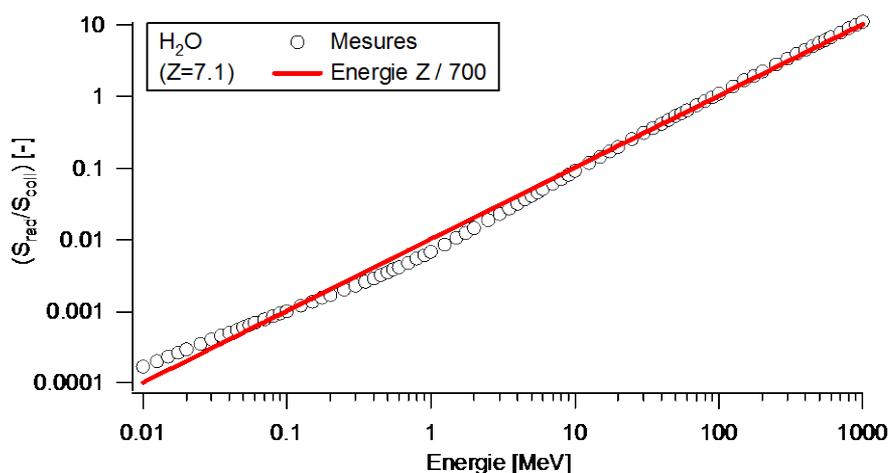
Les choses sont légèrement plus complexes pour le freinage radiatif, car cela ne dépend pas simplement du nombre global d'électrons par unité de volume, mais du nombre de protons dans chaque noyau.

Concrètement, plus il y a de protons (i.e. plus le numéro atomique Z est élevé), plus le freinage radiatif est important. L'explication intuitive est simple. Si Z est élevé, cela signifie qu'un électron réussissant à s'approcher du noyau sera en présence d'un champ électromagnétique élevée : la perte d'énergie par freinage radiatif sera donc plus élevée.

La formule ci-dessous est une bonne approximation du rapport existant entre le freinage radiatif et par collision :

$$\frac{S_{\text{rad}}}{S_{\text{coll}}} \cong \frac{E[\text{MeV}]}{700} Z \quad ,$$

où E est l'énergie de l'électron incident en MeV et Z est le numéro atomique du matériau pénétré. Comme le montre la Figure 6.3 cette approximation est relativement bonne sur une large gamme d'énergie.



**Figure 6.3 : Rapport des freinages radiatif et par collision (rapport des pouvoirs d'arrêt collisionnel et radiatif). Comparaison entre la mesure et la formule simplifiée (2.2) dans le cas de l'eau. Le numéro atomique pris en considération pour la molécule d'eau (Z= 7.1) est la valeur moyenne pondérée de chaque atome par la masse)**

En appliquant la formule au-dessus, on observe que dans l'eau environ 1% de l'énergie est perdue sous forme radiative par un électron de 1 MeV. Comme indiqué plus haut, ce n'est qu'à une énergie de 100 MeV que le freinage radiatif l'emporte sur le freinage par collision.

Dans un matériau à haut numéro atomique, la situation est bien différente. Par exemple dans le tungstène (Figure 6.4), le freinage radiatif l'emporte sur le freinage par collision à partir d'environ 10 MeV déjà. Ceci explique pourquoi on utilise un matériau de Z élevé pour confectionner l'anode d'un tube à rayons X. En effet, ce qu'on appelle perte par rayonnement de freinage ou bremsstrahlung lorsqu'on s'intéresse au freinage des électrons, s'appelle rayons X lorsqu'on réalise une radiographie médicale.

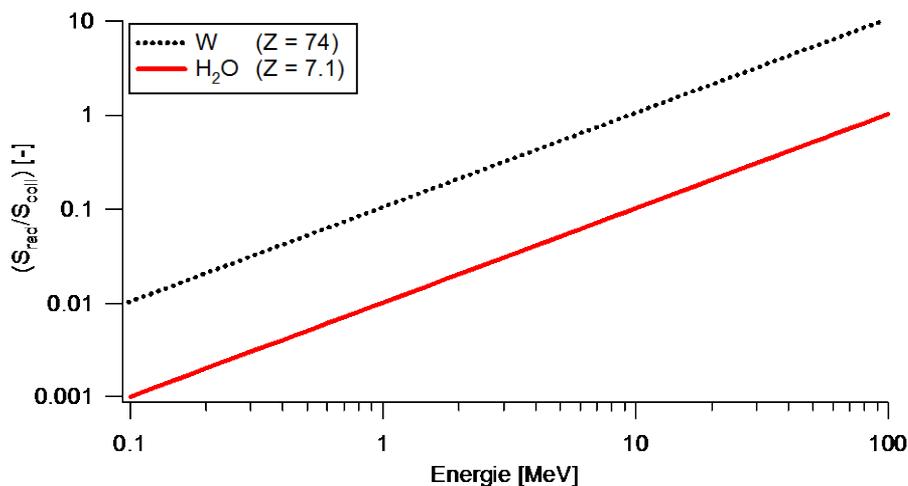


Figure 6.4 : Proportion d'énergie perdue ( $S_{rad}/S_{el}$ ) sous forme radiative par un électron dans le tissu ( $Z=7.1$ ) et le tungstène ( $Z=74$ ).

## 6.2.2 Positron

La force de coulomb, à la base du freinage des électrons dans la matière agit de manière similaire, que la charge soit positive ou négative. Les positrons ayant une charge  $+e$  et une masse identique à celle des électrons, leur comportement, et en particulier leur trajectoire chaotique dans la matière, a donc les mêmes caractéristiques que celles des électrons.

Pour le freinage radiatif, tout se passe également comme pour les électrons. Le fait que le positron ait une charge positive va entraîner une force répulsive avec le noyau alors que la force sera attractive dans le cas de l'électron. Cela ne signifie pas pour autant que l'électron va pénétrer dans le noyau et le positron en sera repoussé. Dans les deux cas, l'électron ou le positron verront leur trajectoire déviée et seront ralentis en transférant toute ou partie de leur énergie cinétique à un photon. On notera en passant que pour qu'un électron ou un positron puisse modifier l'état du noyau, il faut que son énergie soit au moins de l'ordre de grandeur de l'énergie de liaison des nucléons, c'est-à-dire environ 10 MeV.

A la fin de leurs trajectoires, les électrons et les positrons ont quasiment perdu toute leur énergie cinétique par collision ou par freinage radiatif. Leur vitesse est alors de l'ordre de grandeur de celle des atomes présents dans la matière et on dit qu'ils sont thermalisés car cette vitesse correspond à celle de l'agitation thermique. Dans cette situation, les électrons ainsi freinés peuvent poursuivre leurs carrières en s'associant par exemple avec des atomes qui veulent bien d'eux.

Pour les positrons, l'avenir est moins rose puisqu'une faible énergie cinétique signifie pour eux qu'ils vont devoir se lier à un électron. Ceci conduit donc à l'annihilation du positron avec un électron de la matière. L'énergie étant conservée, on observe deux photons d'énergies égales à 511 keV émis dans des directions opposées.

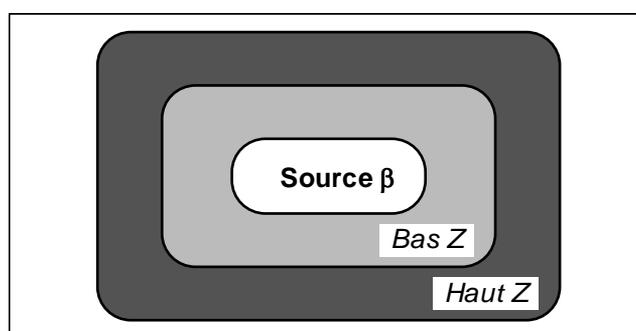
### 6.2.3 Blindage d'une source émettrice $\beta$

Comme le freinage radiatif est d'autant plus faible que le numéro atomique de la matière est petit, on utilise généralement des blindages de faibles numéros atomiques pour se protéger de sources émettrices bêta. Cela permet de ralentir les électrons (ou les positrons) en minimisant l'émission de rayonnement de freinage. En pratique, on utilise par exemple des plaques de Plexiglas transparentes dont l'épaisseur est de l'ordre du centimètre.

S'il s'agit d'une source bêta moins de haute énergie, il est possible que le passage des électrons dans le Plexiglas produise tout de même une quantité significative de rayonnement de freinage. Comme on le verra dans le prochain chapitre, on utilise généralement un matériau de Z élevé pour atténuer un faisceau de photons : la plupart du temps du plomb.

De même, s'il s'agit d'une source bêta plus, la fin de la trajectoire dans le Plexiglas aboutit à l'émission de deux photons de 511 keV. Ici aussi, la présence d'un matériau de Z élevé comme le plomb permet une atténuation efficace.

La Figure 6.5 présente le schéma de principe d'un blindage typique d'une source bêta.

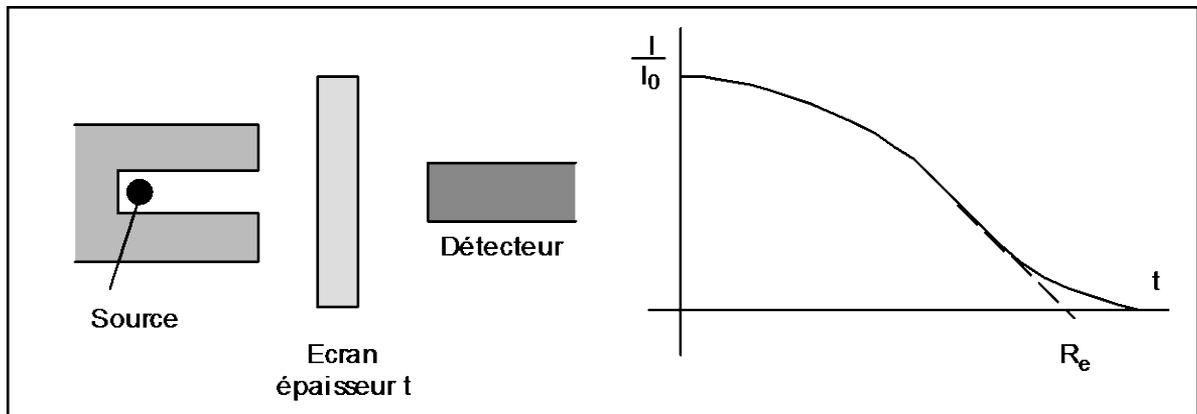


**Figure 6.5 : Exemple d'atténuation efficace de la radiation bêta. Le blindage de bas Z freine les particules bêta par collision. Le blindage de haut Z permet alors d'atténuer les éventuels photons qui pourraient avoir été produits**

### 6.2.4 Parcours des électrons dans la matière

Considérons une source d'électrons monoénergétiques placée face à un détecteur, et réalisons une expérience d'atténuation telle que présentée à la Figure 6.6. Du fait que les électrons peuvent être déviés de leur trajectoire dès leur première interaction, le taux de comptage décroît dès qu'une petite épaisseur de filtration est placée devant la source. Les électrons pénétrant le plus profondément sont ceux pour lesquels la direction initiale a été la moins changée lors des diverses interactions.

Le concept de *parcours* (ou *range* en anglais) caractérise la profondeur à laquelle une portion significative des électrons sont atténués. Il se définit à partir d'une courbe de transmission, telle que celle présentée à la Figure 6.6, comme l'épaisseur correspondant à l'extrapolation de la partie linéaire de la courbe.



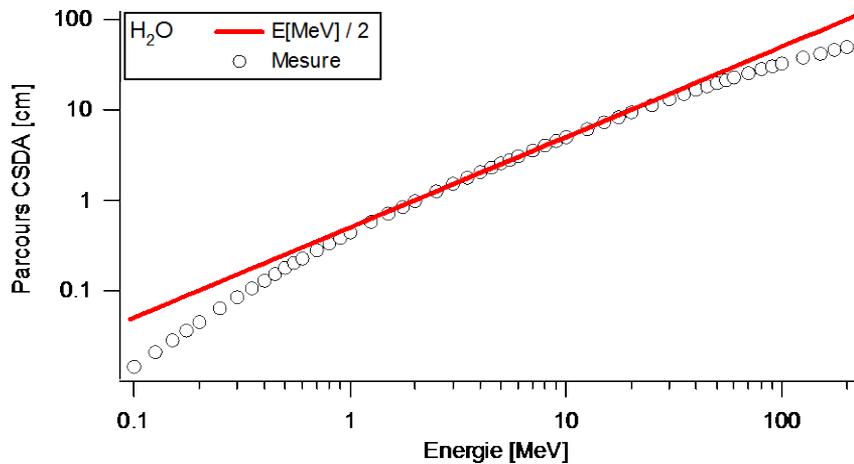
**Figure 6.6 : Détermination du parcours d'électrons monoénergétiques dans la matière. Un écran d'épaisseur  $t$  variable est placé entre une source de radiation et un détecteur. Le parcours est défini comme l'épaisseur correspondant à l'extrapolation de la partie linéaire de la courbe de transmission**

Le parcours des électrons dans la matière dépend directement de l'énergie de la particule (plus l'énergie est élevée, plus le parcours est grand) et de la densité en électrons orbitaux de la matière traversée (plus la densité est élevée, plus le parcours est petit). Dans le cas où la matière est de l'eau, il existe une relation empirique entre le parcours (en cm) et l'énergie du faisceau monoénergétique d'électrons (en MeV) :

$$R_e [\text{cm}] \cong \frac{E [\text{MeV}]}{2} .$$

Si la matière traversée a environ le même nombre de protons que d'électrons, cette formule peut être modifiée en pondérant par la densité. Par exemple, pour un faisceau d'électrons ayant tous une énergie cinétique  $E = 10$  MeV, le parcours dans l'eau est environ  $R = 5$  cm. Si on remplace l'eau (densité  $1000 \text{ kg/m}^3$ ) par de l'aluminium (densité  $2700 \text{ kg/m}^3$ ), le parcours des électrons est 2,7 fois plus petit que dans l'eau (rapport des densités de l'aluminium et de l'eau) et vaut donc environ  $R = 1,9 \text{ cm} (= 5/2.7)$ .

La Figure 6.7 montre que la relation au-dessus est raisonnablement correcte entre 1 MeV et 30 MeV. La CSDA (Continuous slowing down approximation range) qui est présentée sur le graphique est une approximation du parcours moyen dans un milieu donné. En dehors de cet intervalle, la formule empirique surestime le parcours. Ceci n'est pas gênant du point de vue de la radioprotection car les électrons seront arrêtés sur une distance plus courte que ce que l'on estime.



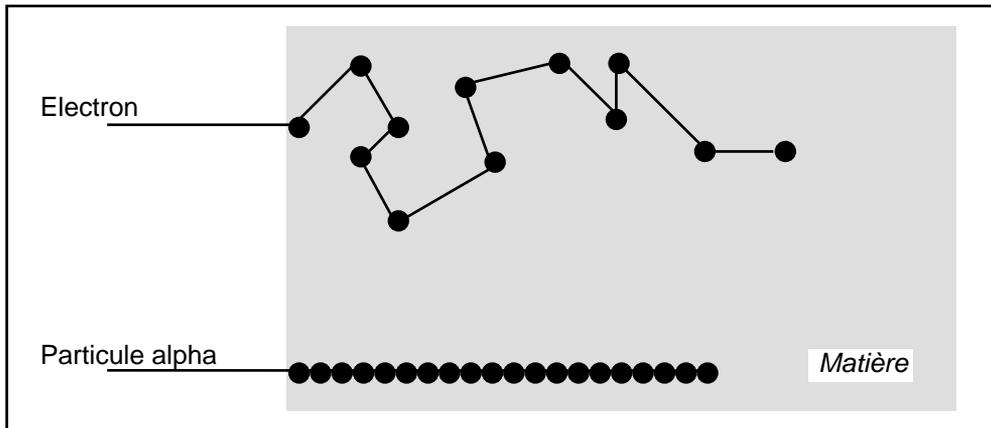
**Figure 6.7 : Parcours des électrons dans l'eau selon la formule simple (2.5) et selon la valeur correcte mesurée par le laboratoire primaire américain (NIST)**

Lorsque la source contient plusieurs énergies, les relations présentées ci-dessus ne peuvent plus être appliquées directement. C'est le cas par exemple des électrons émis par une source bêta moins. L'estimation du parcours se fait alors en considérant simultanément plusieurs gammes d'énergie.

### 6.3 Particules chargées lourdes (protons ou alpha)

Les particules chargées lourdes (par exemple des protons ou des particules  $\alpha$ ) interagissent avec la matière essentiellement par la force de coulomb et sont freinées par collisions et pas par perte radiative comme pour les électrons.

Dès leur entrée dans la matière, les particules chargées lourdes interagissent simultanément avec plusieurs électrons qui sont alors soumis à une force d'autant plus importante que la distance avec la particule chargée est petite. Lors d'une interaction coulombienne entre une particule chargée lourde et un électron du milieu, uniquement une *petite* partie de l'énergie de la particule incidente peut être transmise à un électron lors de chaque interaction. De plus, étant donnée la grande différence de masse et le fait que les interactions ont lieu en même temps dans toutes les directions, on peut considérer que la particule n'est pas déviée de sa trajectoire. Elle progresse donc dans la matière selon une trajectoire rectiligne (Figure 6.8). Ce n'est que lorsque la particule est proche de "l'arrêt" que sa trajectoire n'est plus rectiligne.



**Figure 6.8 : Trajectoires typiques d'un électron et d'une particule alpha dans la matière. Les points noirs représentent le lieu d'une interaction avec la matière.**

La Figure 6.9 présente le freinage de différentes particules chargées dans l'eau (en termes de pouvoir d'arrêt massique). Le pouvoir d'arrêt d'un matériau pour une particule est la quantité d'énergie que celle-ci perd par unité de longueur le long de sa trajectoire. Le pouvoir d'arrêt massique est lié à la densité volumique  $\rho$  du matériau). On constate que plus la particule est massive et chargée, plus grand est son pouvoir d'arrêt. On observe aussi que la partie décroissante du pouvoir d'arrêt à haute énergie provenant des collisions avec les électrons de la matière est décalée vers les hautes énergies par rapport aux électrons. Cela s'explique par le fait que la vitesse des particules lourdes, à une énergie cinétique donnée, est nettement plus basse<sup>1</sup>. À faible énergie toutefois les particules chargées positives comme les particules  $\alpha$  ou les protons tendent à perdre moins d'énergie par unité de distance, car elles sont progressivement neutralisées en captant des électrons et finissent par former des atomes neutres comme l'hélium ou l'hydrogène (phénomène de *pick-up*). Ces particules étant progressivement neutralisées, elles interagissent moins efficacement avec la matière et sont ainsi moins freinées.

<sup>1</sup> Rappelons qu'à faible vitesse, l'énergie cinétique est proportionnelle à la masse de la particule et qu'un nucléon est environ 1800 fois plus massique qu'un noyélectron.

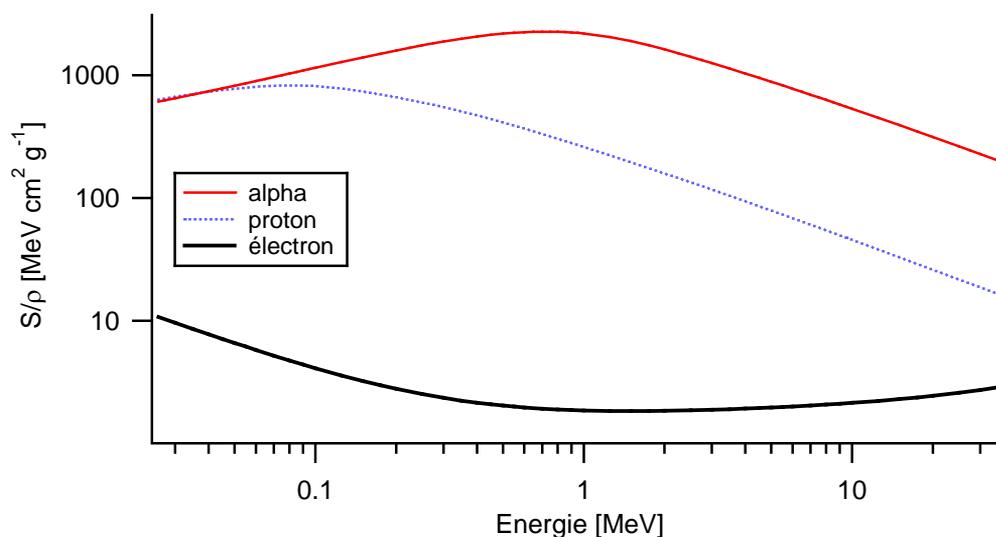


Figure 6.9 : Pouvoir d'arrêt massique de la particule alpha, du proton et de l'électron dans l'eau en fonction de l'énergie

### 6.3.1 Parcours des particules chargées lourde dans la matière

Les particules chargées lourdes ayant une trajectoire quasiment rectiligne, elles tendent à être freinées simultanément en conservant la caractéristique monoénergétique du spectre au fur et à mesure qu'elles pénètrent dans la matière. Dans une expérience d'atténuation, telle que présentée dans la Figure 6.10, cela se traduit par le fait que le nombre de particules détectée reste constant pour les premières couches de filtration. A partir d'une certaine épaisseur, la plupart des particules sont freinées simultanément et le taux de comptage décroît très rapidement. Cette zone de transition permet de définir le parcours moyen ( $R_m$ ) comme l'épaisseur à laquelle le nombre de particules est réduit de moitié. On peut également définir un parcours extrapolé comme étant l'épaisseur interceptée par la droite prolongeant la partie linéaire de la zone de transition. On notera que pour les particules chargées lourdes positive, la zone de transition située aux environs du parcours moyen est celle où ont lieu les phénomènes de pick-up.

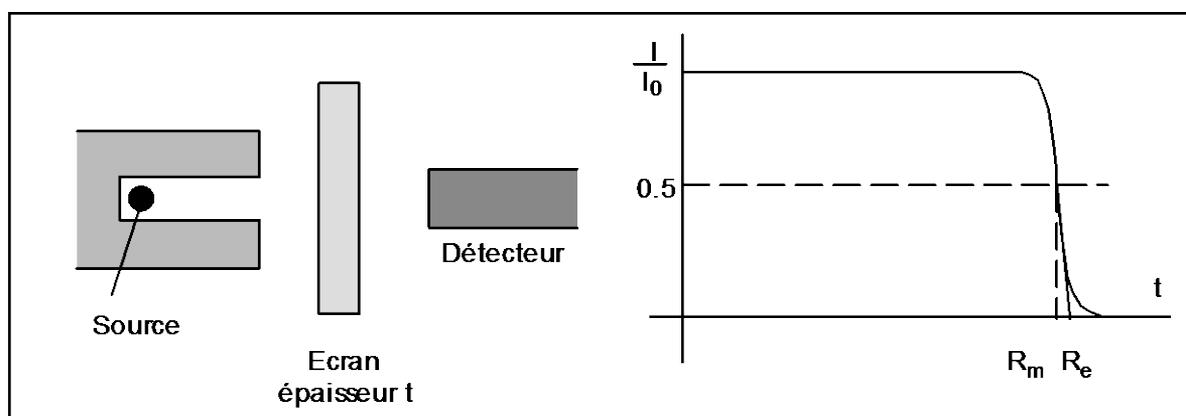


Figure 6.10 : Détermination du parcours des particules chargées lourdes dans la matière. Un écran d'épaisseur variable est placé entre une source de radiation et un détecteur. Le parcours moyen ( $R_m$ ) correspond à une

transmission de 50%. Le parcours extrapolé ( $R_e$ ) est l'épaisseur correspondant à l'extrapolation de la partie linéaire de la courbe de transmission

Pour une énergie et un matériau donnés, le parcours dépend beaucoup du type de particule. La Figure 6.11 présente le parcours du proton et de la particule  $\alpha$  dans l'eau en comparaison avec celui de l'électron. On observe que les particules chargées lourdes ont un parcours dix à mille fois plus petit que celui des électrons de même énergie. Lorsqu'on compare le proton et la particule  $\alpha$ , on constate qu'en dessus de 1 MeV, il faut typiquement une épaisseur dix fois plus faible pour arrêter des particules  $\alpha$  que pour arrêter des protons.

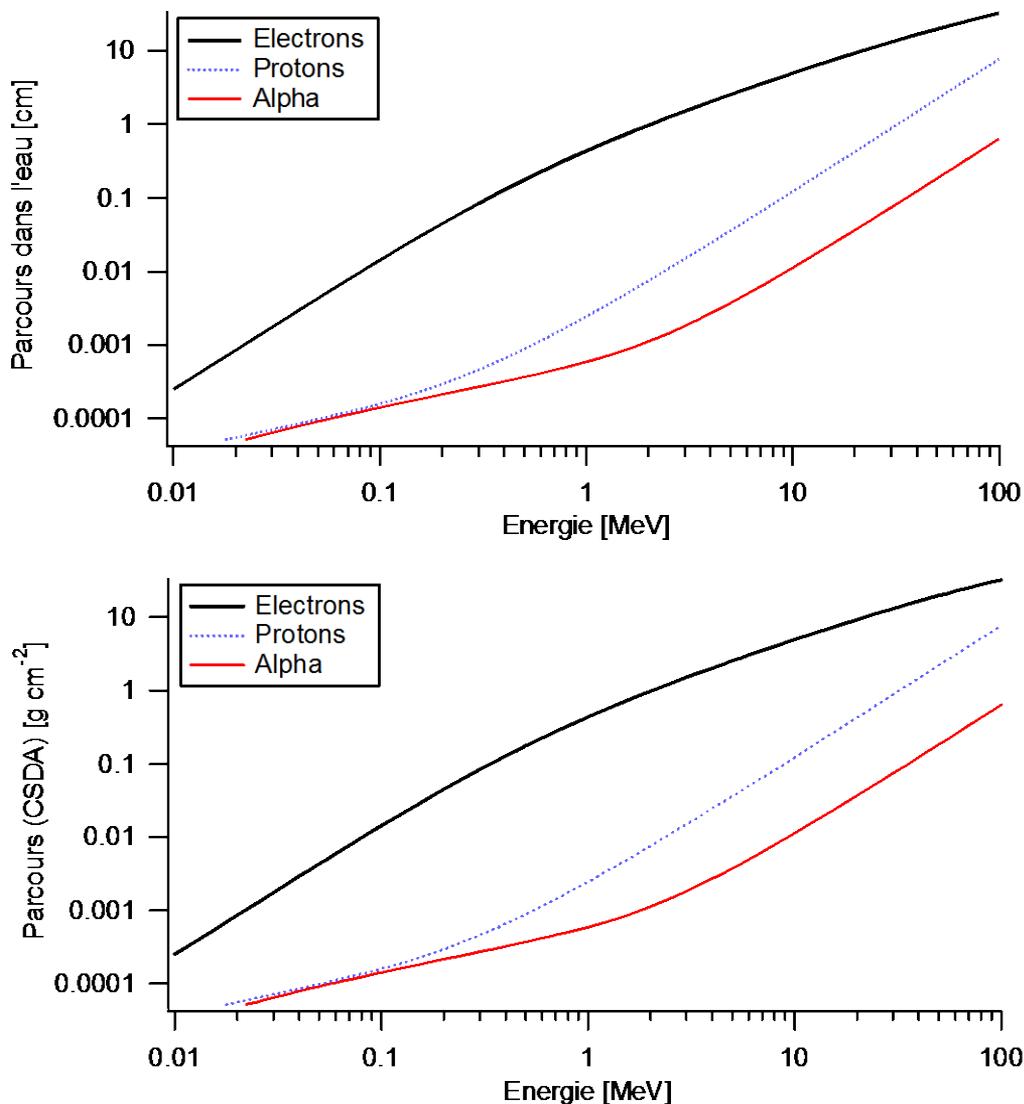


Figure 6.11 : Parcours de quelques particules chargées dans l'eau (source : <http://physics.nist.gov/cgi-bin/Star>).

### 6.3.2 Pic de Bragg

Une particule chargée lourde pénétrant dans la matière perd une quantité croissante d'énergie par unité de distance parcourue. Par exemple, pour un proton de 62 MeV, au début de sa pénétration dans la matière, sa vitesse est très proche de celle de la lumière et l'énergie perdue par unité de distance parcourue augmente exponentiellement jusqu'à l'arrêt de la particule (Figure 6.12). Ceci a pour effet de déposer l'énergie principalement en fin de parcours; créant ce que l'on appelle un *pic de Bragg*. Typiquement, le rapport entre la quantité d'énergie libérée à l'entrée et celle aux environs du pic est d'environ un sur quatre.

Ce phénomène est mis à profit dans les traitements de radiothérapie où l'on désire déposer de l'énergie à une certaine profondeur en épargnant les tissus situés immédiatement après le volume à traiter.

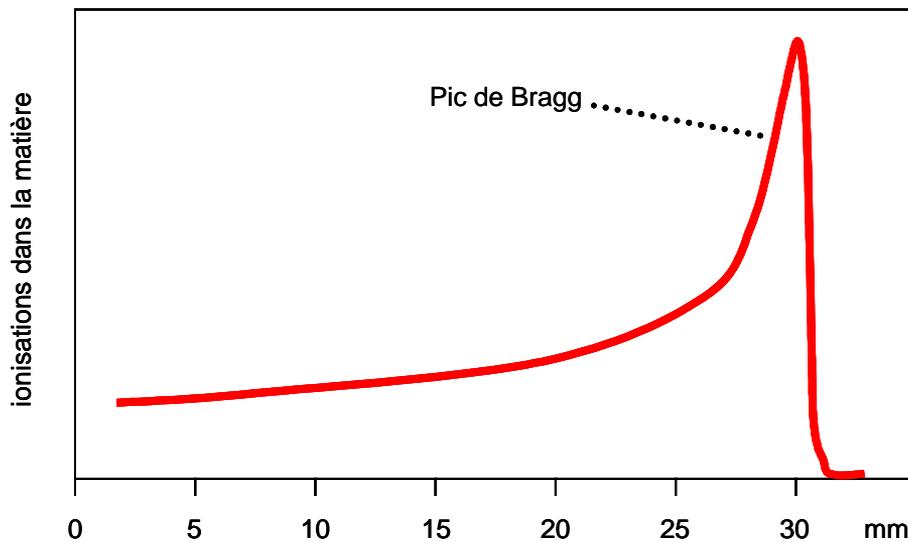


Figure 6.12 : Pic de Bragg : exemple d'un faisceau de photons de 62 MeV dans l'eau.

### 6.3.3 Protection

On notera finalement que le parcours des particules  $\alpha$  émises par une source radioactive (énergie typique d'environ 5 MeV) dans du tissu mou est d'environ 0.03 mm. Cette distance est très faible et correspond à une douzaine de cellules. Il est donc relativement aisé de se protéger d'une telle source externe en utilisant par exemple une simple feuille de papier ou un gant. En revanche lorsqu'une source de rayonnement  $\alpha$  est directement en contact avec du tissu (par exemple par ingestion ou inhalation), toute l'énergie des particules est libérée dans un petit nombre de cellules. Dans ce cas, les effets des radiations sur le tissu peuvent être importants.

## 6.4 Résumé

- Les particules chargées sont freinées continûment dans la matière. Elles produisent des excitations et des ionisations le long de leur trace.
- Les particules chargées ont une profondeur limite de pénétration dans la matière : le parcours. Plus la particule est lourde et chargée, plus son parcours est petit.
- Dans le cas des électrons :
  - La trajectoire est chaotique (zigzags).
  - La force de freinage par collision augmente à faible énergie
- Le positron (ou particule bêta plus) a le même comportement que l'électron. La différence réside en fin de trajectoire, lorsqu'il s'annihile avec un électron du milieu pour créer deux photons de 511 keV.
- Dans le cas des particules chargées lourdes (masse supérieure ou égale à celle du proton) :
  - La trajectoire est rectiligne.
  - Le freinage est dû essentiellement aux collisions avec les électrons du milieu.
  - La force de freinage augmente à faible énergie (pic de Bragg).
- Les différences principales entre les photons et les particules chargées du point de vue de l'interaction sont :
  - Les photons sont indirectement ionisants alors que les particules chargées sont directement ionisantes.
  - Les photons réalisent un petit nombre d'interactions libérant une grande quantité d'énergie alors que les particules réalisent un grand nombre d'interactions en libérant peu d'énergie à chaque fois.

## Exercices

1. Quel est approximativement le parcours d'un faisceau d'électrons d'énergie cinétique  $E = 5'000 \text{ keV}$  dans l'air ?

## 7 Interactions des photons avec la matière

### Objectifs du chapitre

- Décrire le comportement des photons dans la matière.
- Comparer les interactions des particules chargées et des particules non-chargées.
- Evaluer les capacités de blindage des matériaux en lien avec leurs interactions avec les radiations.

### 7.1 Interaction des photons avec la matière

Un photon pénétrant dans la matière peut interagir avec les électrons atomiques, le noyau ou les champs électromagnétiques présents autour des électrons ou du noyau. Lors d'une interaction, le photon peut "rebondir" sans perte d'énergie (diffusion élastique), "rebondir" avec perte d'énergie (diffusion inélastique), ou "disparaître" avec perte de toute son énergie (absorption).

#### 7.1.1 Effet photoélectrique

L'effet photoélectrique consiste en l'absorption d'un photon par un électron d'un atome. Le photon disparaît dans l'interaction et cède toute son énergie à l'électron. L'atome résultant de cette interaction est alors ionisé (Figure 7.1).

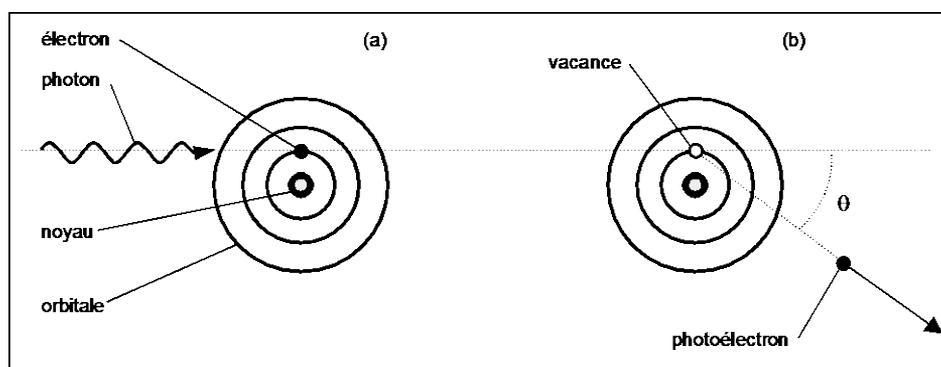
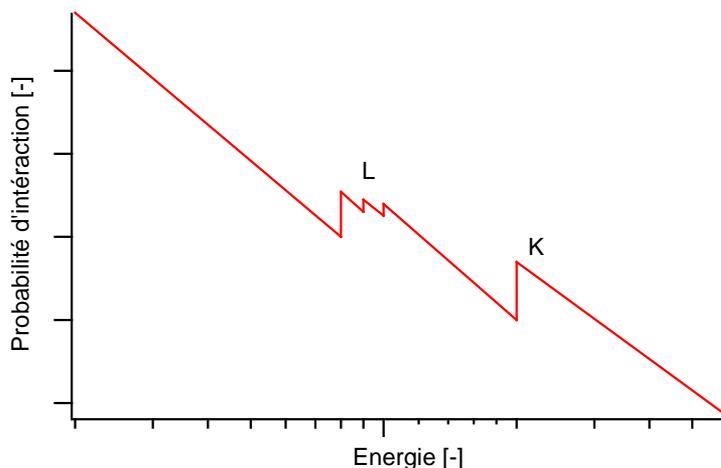


Figure 7.1 : Effet photoélectrique : Un photon est absorbé par un électron (a), qui est ensuite éjecté hors de l'atome (b).

Pour que l'effet photoélectrique ait lieu, le photon doit avoir une énergie au moins égale à l'énergie de liaison de l'électron atomique avec lequel il interagit. Comme toutes les interactions photon-matière, il s'agit d'un processus aléatoire. L'effet photoélectrique a une probabilité maximale lorsque l'énergie du photon est exactement égale à l'énergie de liaison de l'électron avec lequel il interagit (effet dit de "résonance") (Figure 7.2). Plus l'énergie augmente, plus cette probabilité diminue (cette décroissance se fait à raison de l'inverse du cube de l'énergie du photon).



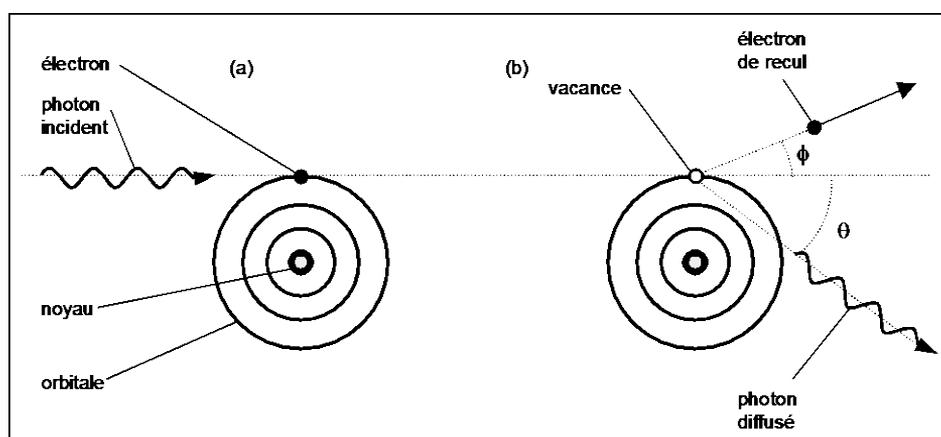
**Figure 7.2 : Probabilité typique de l'effet photoélectrique en fonction de l'énergie du photon incident. Les sauts de cette courbe correspondent aux énergies de liaison des électrons des couches considérées. Dès que l'énergie du photon est supérieure ou égale à l'énergie de liaison d'une couche électronique, il peut interagir avec elle.**

La probabilité de l'effet photoélectrique est d'autant plus grande que le numéro atomique ( $Z$ ) est élevé. Typiquement, cette probabilité varie selon  $Z^{4,5}$ . Ceci explique pourquoi les matériaux de haut  $Z$  (comme le plomb) sont utilisés pour absorber les photons (en particulier ceux de basse énergie).

### 7.1.2 Effet Compton

Au cours d'un *effet Compton* (également appelé *diffusion inélastique*, Figure 7.3), un photon entre en collision avec un électron. Une partie de l'énergie du photon est transmise à l'électron, qui recule. Le reste de l'énergie apparaît sous la forme d'un photon diffusé.

Un photon peut subir plusieurs diffusions Compton successives, en perdant progressivement de l'énergie. Il est néanmoins généralement absorbé lors d'une interaction photoélectrique avant d'atteindre une énergie inférieure à 10 keV, car l'effet photoélectrique a une grande probabilité à faible énergie.



**Figure 7.3 : Effet Compton : Un photon est diffusé par un électron qui est éjecté hors de l'atome.**

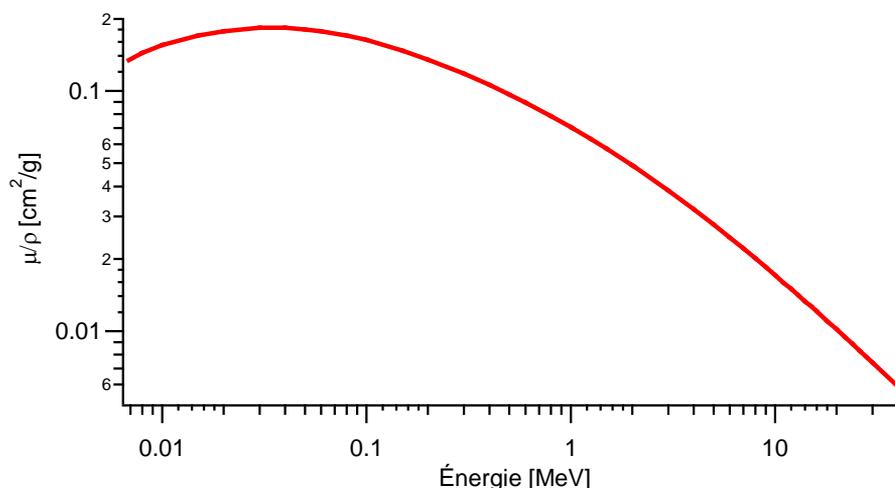


Figure 7.4 Probabilité qu'un photon effectue une interaction Compton dans l'eau

La probabilité d'observer un effet Compton varie peu à basse énergie (entre 10 et 100 keV) puis diminue avec l'énergie (Figure 7.4).

L'effet Compton ne dépend pas du numéro atomique  $Z$  du milieu, mais du nombre d'électrons par unité de matière.

### 7.1.3 Création de paire

La *création de paire* est une absorption du photon par le champ électromagnétique du noyau. Elle consiste en la matérialisation du photon en une paire électron-positron. La Figure 7.5 schématise ce phénomène.

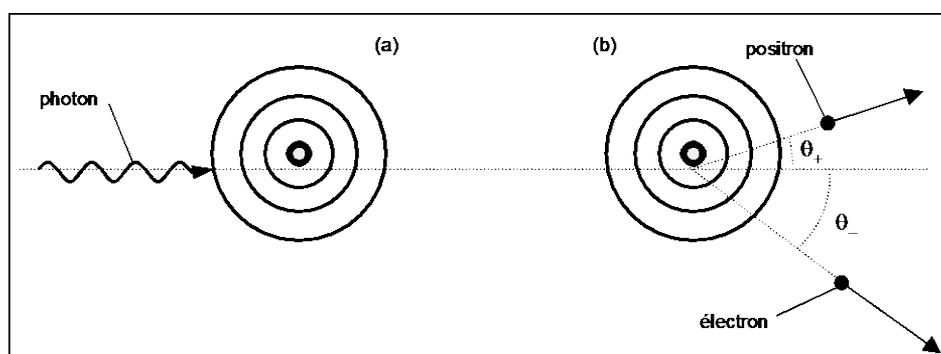
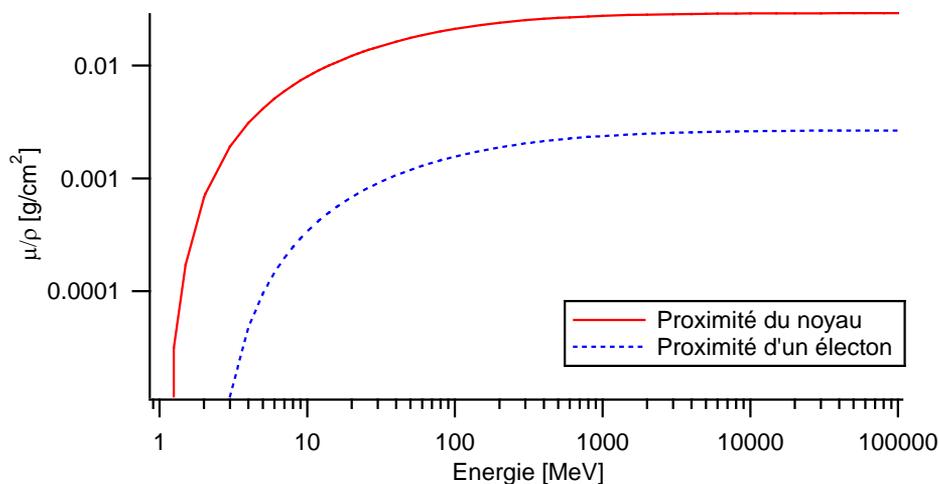


Figure 7.5 Création d'une paire électron-positron à proximité d'un noyau par un photon incident

L'énergie minimale nécessaire au photon incident pour qu'une création de paire soit possible est de 1022 keV (deux fois 511 keV). Une fois l'énergie de seuil dépassée, la probabilité d'interaction augmente avec l'énergie (Figure 7.6).

Le positron provenant d'une création de paire est rapidement freiné par collisions successives et perd ainsi de l'énergie jusqu'à *annihilation* avec un électron du milieu.

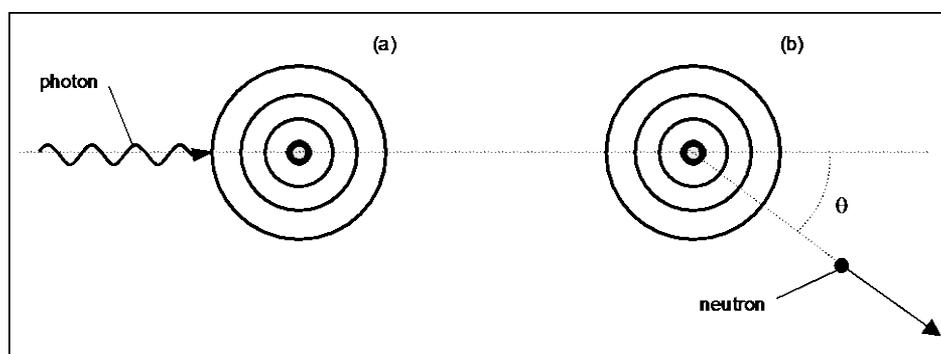
La probabilité par atome qu'une interaction par création de paire ait lieu est approximativement proportionnelle à  $Z^2$ .



**Figure 7.6** Probabilité d'avoir une création de paire électron-positron dans l'aluminium en fonction de l'énergie du photon incident. La création de paire décrite ici est celle qui a lieu à proximité du noyau. Un phénomène semblable (mais moins probable) a lieu à proximité du noyau. Un phénomène semblable (mais moins probable) a lieu à proximité des électrons atomiques de la matière.

#### 7.1.4 Effet photonucléaire

L'effet photonucléaire consiste en l'absorption d'un photon par un noyau. L'absorption du photon conduit à l'émission d'un ou plusieurs nucléons. Ces réactions peuvent être symbolisées par  $(\gamma, n)$ ,  $(\gamma, p)$ ,  $(\gamma, \alpha)$ , etc. La Figure 7.7 montre l'exemple d'une réaction  $(\gamma, n)$  où le contenu de la parenthèse signifie qu'un photon ( $\gamma$ ) est absorbé et qu'un neutron ( $n$ ) en ressort.



**Figure 7.7** Réaction photonucléaire dans laquelle un photon est absorbé par le noyau (a). L'énergie ainsi acquise permet l'éjection d'un neutron (b)

Après l'éjection d'une partie de ses constituants, le noyau se trouve souvent dans un état excité, qu'il quitte en émettant du rayonnement gamma. Les noyaux ainsi formés sont souvent radioactifs.

Dans de très rares cas, les effets photonucléaires sont possibles avec des photons d'énergie à peine supérieure à 2 MeV. On retiendra néanmoins la valeur de seuil de 10 MeV à partir de laquelle les effets photonucléaires sont significatifs.

## 7.2 Prédominance des interactions et atténuation des photons dans la matière

### 7.2.1 Prédominance des effets

A basse énergie, l'effet photoélectrique est celui qui a la plus grande probabilité d'être observé. A haute énergie, c'est la création de paire. Entre-deux, autour de 1 MeV, c'est l'effet Compton qui domine.

Comme on l'a vu plus haut, le type de matière (et plus particulièrement le numéro atomique  $Z$ ) a également une grande importance : plus  $Z$  est élevé plus la gamme d'énergie dans laquelle l'effet Compton domine devient étroite.

Tout ceci peut se présenter sur un graphique où l'axe horizontal est l'énergie  $E$  du photon et l'axe vertical celui du numéro atomique de la matière  $Z$ . La Figure 7.8 montre les zones ( $E, Z$ ) où les effets sont dominants. On constate par exemple qu'à  $E=400$  keV, l'effet photoélectrique est dominant lorsque l'interaction a lieu dans le plomb ( $Z=82$ ). En revanche, si l'interaction a lieu dans l'oxygène ( $Z=8$ ), l'effet Compton est dominant.

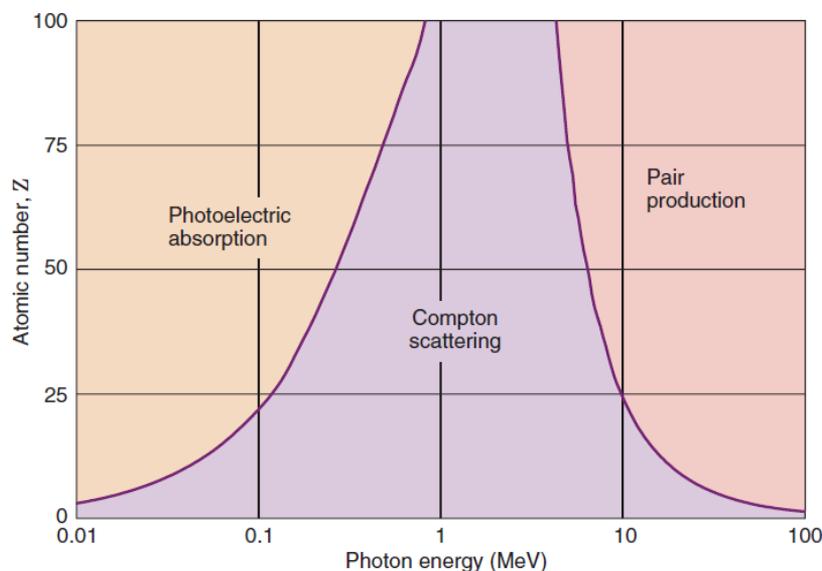
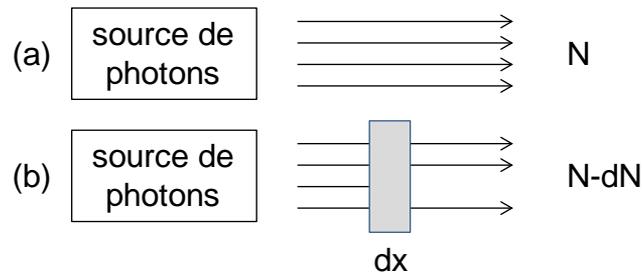


Figure 7.8 Prédominance des interactions photon – matière (effet photoélectrique, effet Compton, production de paire) en fonction de l'énergie du photon incident et du numéro atomique ( $Z$ ) de la matière

### 7.2.2 Atténuation exponentielle des photons dans la matière

Considérons le cas d'un faisceau de  $N$  photons se déplaçant dans le vide, tous dans la même direction et avec la même énergie. Après avoir traversé une petite épaisseur  $dx$  d'un matériau donné,  $N-dN$  photons n'ont pas subi d'interaction (Figure 7.9).



**Figure 7.9 (a) En l'absence de filtration, N photons sont présent dans le faisceau. (b) Lorsque le faisceau doit traverser une épaisseur de matière dx, N-dN photons n'ont pas subi d'interaction.**

La proportion de photons ayant subi une interaction est donc  $dN/N$ . Ceci nous permet de définir la probabilité de subir une interaction par unité d'épaisseur de matière à traverser  $dx$  par la relation suivante :

$$\mu = \frac{1}{dx} \frac{dN}{N} \quad [m^{-1}] \quad .$$

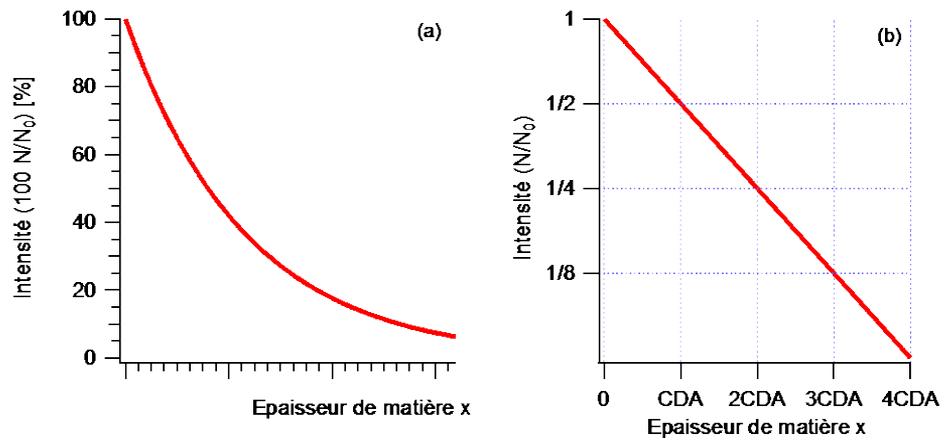
La grandeur  $\mu$  s'appelle le *coefficient d'atténuation linéique*. Il correspond à la probabilité qu'un photon interagisse par unité de matière traversée. Il dépend de la matière dans laquelle a lieu l'interaction et de l'énergie des photons. La résolution de l'équation ci-dessus montre que le nombre de photons n'ayant pas subi d'interaction évolue exponentiellement en fonction de l'épaisseur de matière  $x$  traversée :

$$N(x) = N_0 e^{-\mu x} \quad ,$$

où  $N(x)$  est le nombre de photons réussissant à traverser une épaisseur  $x$  de matière et  $N_0$  est le nombre de photons en l'absence de matière ( $x=0$ ). La Figure 7.10 présente graphiquement la relation ci-dessus. Rappelons que cette relation n'est valable que pour un faisceau de photons monoénergétique. Lorsque le faisceau contient un spectre d'énergies, l'atténuation n'est plus exponentielle car les photons de plus faible énergie sont davantage atténués que ceux de plus haute énergie. Dans ce cas, en représentation semi-logarithmique, la courbe d'atténuation n'est plus une droite, mais une courbe qui tend à descendre avec une pente de moins en moins raide.

Dans la pratique de tous les jours, on préfère exprimer l'atténuation en terme de *couche de demi atténuation* (CDA) plutôt qu'en terme de coefficient d'atténuation linéique  $\mu$ . Comme son nom le suggère, la CDA est l'épaisseur de matière nécessaire à atténuer la moitié du rayonnement. Elle peut s'exprimer en fonction de  $\mu$  de la manière suivante :

$$CDA = \frac{\ln 2}{\mu} \quad .$$



**Figure 7.10 Atténuation exponentielle des photons monoénergétiques (intensité =  $100 \cdot N(x)/N_0$ ). En représentation semi-logarithmique (b), ceci est une droite.**

### 7.3 Résumé

- L'effet photoélectrique est l'absorption d'un photon par un électron atomique. Sa probabilité est maximale lorsque l'énergie du photon est juste suffisante pour éjecter l'électron hors de la couche dans laquelle il se trouve. Le coefficient d'interaction décroît avec l'énergie  $(1/h\nu)^3$  et augmente rapidement avec le Z du milieu ( $Z^{4.5}$ ).
- L'effet Compton est la diffusion inélastique d'un photon sur un électron dans laquelle l'électron absorbe une partie de l'énergie du photon. La probabilité de l'effet Compton décroît avec l'énergie du photon. Elle ne dépend pas directement du numéro atomique du milieu mais est proportionnelle à la densité électronique.
- La création de paires consiste en la matérialisation d'une paire électron-positron lorsqu'un photon disparaît au voisinage d'un noyau. L'interaction a un seuil de 1022 keV. La probabilité de la création de paires croît avec l'énergie du photon incident ainsi qu'avec le numéro atomique de la matière.
- Le positron obtenu par création de paires finit par être ralenti et se désintègre avec un électron du milieu en produisant deux photons de 511 keV.
- L'effet photoélectrique est prédominant à basse énergie, l'effet Compton domine à énergie moyenne (typiquement de 100 keV à 10 MeV) et la création de paires devient dominante à haute énergie.

## 8 Dosimétrie

### Objectifs du chapitre

- Différencier les grandeurs dosimétriques : dose absorbée, équivalent de dose et dose efficace.
- Expliquer le concept de dose efficace.
- Appliquer les grandeurs d'appréciations pour estimer l'équivalent de dose ambiante à proximité d'une source radioactive et la dose efficace engagée.

### 8.1 Grandeurs physiques

Il existe plusieurs grandeurs physiques (fluence, kerma, dose absorbée) qui sont mesurables et utilisées en physique. Elles servent à quantifier un champ de rayonnement ionisant, à étalonner les instruments, etc. Ces grandeurs ne représentent aucun effet biologique du rayonnement.

#### 8.1.1 Dose absorbée

La dose absorbée caractérise la quantité d'énergie déposée *localement* à un endroit donné dans la matière. Elle est définie par le rapport de l'énergie déposée  $\Delta E$  par unité de masse de matière  $\Delta m$  :

$$D = \frac{\Delta E}{\Delta m} \quad [\text{J} \cdot \text{kg}^{-1}] = [\text{Gy}] \quad .$$

L'unité de la dose absorbée est le gray.

La dose absorbée peut se définir pour n'importe quel type de rayonnement, qu'il soit indirectement ou directement ionisant. Elle est une grandeur purement physique qui ne tient pas compte des aspects biologiques de la radiation, ni de la distribution microscopique du dépôt d'énergie le long de la trace de la radiation.

### 8.2 Grandeurs de protection

Les grandeurs de protection ne sont pas mesurables ; elles sont des grandeurs calculées. L'utilisation principale de ces grandeurs est la comparaison d'un effet de santé observé avec une exposition radiologique. Elles servent également à établir les limites légales d'exposition.

#### 8.2.1 Équivalent de dose

Lorsqu'on étudie les effets des radiations sur les organismes vivants, on constate que l'absorption d'une certaine quantité d'énergie par unité de masse (la dose absorbée) peut avoir des effets très différents suivant le type de radiation utilisée. En fait, l'étendue des effets biologiques peut varier d'un à deux ordres de grandeur suivant que l'énergie est déposée par des électrons ou des particules chargées lourdes. La cause de ce phénomène est la différence de répartition microscopique de l'énergie dans la matière. Alors que le rayonnement gamma produit une répartition microscopique peu dense des ionisations (par le biais des

électrons mis en mouvement), le rayonnement alpha conduit à une ionisation très concentrée le long de sa trace.

### Transfert d'énergie linéique

La répartition microscopique de l'énergie le long de la trace est caractérisée par le *transfert d'énergie linéique* (TEL). La dose absorbée par la matière lors d'une irradiation est produite par les électrons secondaires ayant une certaine gamme d'énergie donc de TEL.

### Efficacité biologique relative

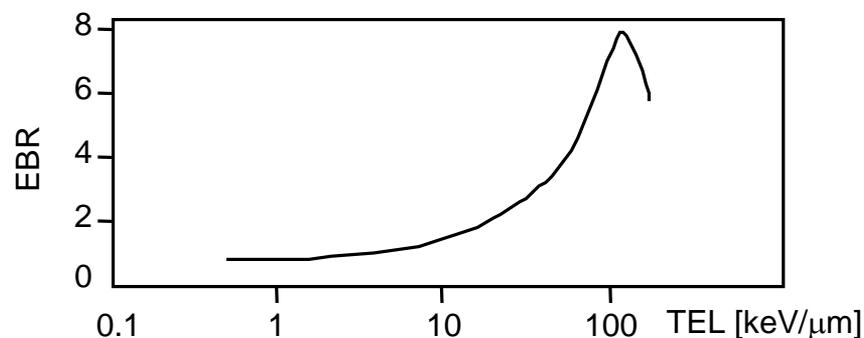
Pour tenir compte de la variation de l'effet biologique en fonction du type de rayonnement, on définit, en radiobiologie, la notion d'*efficacité biologique relative* (EBR). Il s'agit, pour un effet biologique donné, du rapport de la dose absorbée d'un rayonnement de référence ( $D_{\text{réf}}$ ) et de la dose absorbée nécessaire pour obtenir le même niveau d'effet du rayonnement en question (D) :

$$\text{EBR} = \frac{D_{\text{réf}}}{D} .$$

Le rayonnement de référence est typiquement choisi dans les rayonnements RX de 200 keV et les valeurs d'EBR vont typiquement de 2 à 50. En résumé, si l'EBR est grand, cela signifie qu'il faut peu de dose du rayonnement en question pour obtenir le même effet biologique qu'avec le rayonnement de référence. C'est donc un rayonnement agressif.

Dans la pratique de la radioprotection et dans un but de simplification, on distingue l'EBR selon deux types de rayonnement :

- Rayonnement de faible TEL : Il s'agit des rayonnements dont la contribution principale de leur spectre TEL est située en dessous de 10 keV/μm. Parmi ceux-ci, on compte les rayonnements photoniques, les électrons, et les protons de haute énergie.
- Rayonnement de haut TEL : Il s'agit des rayonnements dont la contribution principale de leur spectre TEL est située en dessus de 10 keV/μm. Parmi ceux-ci, on compte les protons de basse énergie, les neutrons, le rayonnement alpha et les particules plus lourdes.



**Figure 8.1** Allure typique de l'efficacité biologique relative (EBR) en fonction du TEL. On observe une nette augmentation de l'EBR en dessus de 10 keV/μm.

La Figure 8.1 montre l'allure typique de l'efficacité biologique relative (EBR) en fonction du TEL. On observe que la courbe est plus ou moins constante à bas TEL et ensuite une nette augmentation de l'EBR en dessus de 10 keV/μm.

### Détermination de l'équivalent de dose

Pour les calculs courant de radioprotection, on n'utilise pas directement l'EBR, qui dépend du type de tissu et d'une multitude d'effets spécifiques. Il y a donc de l'intérêt pour une grandeur reflétant les effets biologiques d'une dose absorbée moyennée sur un organe ou un tissu en prenant compte le type de radiation par un *facteur de pondération* ( $w_R$ ). Celle-ci est une grandeur dérivée de la dose absorbée appelée *équivalent de dose* qui est définie par la relation suivante :

$$H = w_R D_R \quad [J \cdot kg^{-1}] = [Sv] \quad .$$

Comme le facteur de pondération est une grandeur sans unité, D et H ont les mêmes unités dans le système international : J/kg. Alors que ces unités ont le nom spécial de gray, lorsqu'ils désignent une dose absorbée, ils ont le nom de *sievert*, Sv, lorsqu'ils se rapportent à un équivalent de dose. Ceci permet de rappeler le fait que des notions biologiques, et pas uniquement physiques, ont été prises en compte.

Si la radiation comprend différentes radiations R de facteurs de pondération  $w_R$  donnant lieu chacune à une dose absorbée  $D_R$ , l'équivalent de dose s'exprime par une somme pondérée sur les radiations R des doses absorbées :

$$H = \sum_R w_R D_R \quad .$$

Les valeurs de ces facteurs pour différentes radiations sont présentées dans le Tableau 8.1.

**Tableau 8.1 : Facteurs de pondération  $w_R$  de la radiation**

Type de rayonnement et domaine d'énergie		$w_R$
Photons de toute énergie		1
Électrons et muons de toute énergie		1
Neutrons	< 1 MeV	$2,5 + 18,2 e^{-[\ln E]^2 / 6}$
	>1MeV à 50 MeV	$5,0 + 17,0 e^{-[\ln 2E]^2 / 6}$
	> 50 MeV	$2,5 + 3,25 e^{-[\ln 0,04E]^2 / 6}$
Protons et pions chargés		2
Particules $\alpha$ , fragments de fission, noyaux lourds		20

On notera encore que l'équivalent de dose défini en radioprotection n'est utilisable que pour décrire des petites valeurs pour lesquelles uniquement des effets stochastiques peuvent apparaître. On verra dans un

chapitre ultérieur que cette limite est fixée à 0.5 Sv. Au-delà de 0.5 Sv, des effets déterministes apparaissent et la quantité de radiations reçue par l'organisme est caractérisée par la dose absorbée.

## 8.2.2 Dose efficace

### Détermination de la dose efficace

Afin de pouvoir comparer des situations d'irradiation hétérogène qui conduisent à différentes distributions de la dose équivalente dans l'organisme, la CIPR a introduit la notion de *dose efficace*  $E$  comme la somme pondérée des équivalents de dose  $H_T$  aux organes et tissus  $T$  irradiés.

$$E = \sum_T w_T \cdot H_T = \sum_T w_T \cdot \sum_R w_R D_{T,R},$$

où  $w_T$  est le facteur de pondération pour l'organe ou tissu  $T$  qui exprime la fraction du risque radiologique associée à cet organe ou tissu dans le cas où tous les organes et tissus reçoivent la même dose. Tout comme l'équivalent de dose, l'unité de la dose efficace est le sievert (Sv).

Étant donné la manière de définir les facteurs  $w_T$ , cette grandeur peut également être vue comme l'équivalent de dose que recevrait une personne uniformément irradiée pour un risque radiologique identique.

Le Tableau 8.2 présente les facteurs  $w_T$  par groupes d'organes. Les valeurs  $w_T$  sont des valeurs établies pour une population de référence de nombre égal des deux sexes et d'une large gamme d'âges. Ils sont donc applicables dans le cas des travailleurs, de la population entière et de chacun des deux sexes.

**Tableau 8.2 : Liste des facteurs  $w_T$  par groupes d'organes (CIPR 103 – Traduction française IRSN)**

Tissu	$w_T$	$\Sigma w_T$
Moelle osseuse (rouge), côlon, poumon, estomac, sein, tissus restants* ( $w_T$ nominal appliqué à la dose moyenne de 14 tissus)	<b>0,12</b>	0,72
Gonades	<b>0,08</b>	0,08
Vessie, œsophage, foie, thyroïde	<b>0,04</b>	0,16
Surface de l'os, cerveau, glandes salivaires, peau	<b>0,01</b>	0,04

\* Tissus restants (14 au total) : glande surrénale, région extrathoracique (ET), vésicule biliaire, cœur, reins, ganglions lymphatiques, muscle, muqueuse buccale, pancréas, prostate, intestin grêle, rate, thymus, utérus/col de l'utérus.

### Détermination de la dose en cas d'incorporation

Dans le cas d'une incorporation (par ingestion ou inhalation), la dose est déposée durant toute la durée où le radionucléide est présent dans l'organisme. La grandeur caractérisant l'irradiation par incorporation est la dose efficace engagée ( $E_{50}$ ) qui correspond à la somme des doses efficaces par unité de temps  $E(t)$  reçues sur les 50 ans qui suivent l'incorporation :

$$E_{50} = \int_{t_0}^{t_0+50 \text{ ans}} E(t) dt ,$$

où  $t_0$  est le moment de l'incorporation. Ainsi on comptabilise dans l'année de l'incorporation l'ensemble de dose provenant de celle-ci, même si elle sera déposée ultérieurement.

La valeur de  $E(t)$  dépend de la période physique du radionucléide et des mécanismes physiologiques. Une modélisation de cette dépendance temporelle et un calcul de la dose engagée correspondante ont été réalisés dans l'annexe 3 de l'ORaP (voir Tableau 8.3 pour un exemple). Ainsi, pour un nucléide donné,  $E_{50}$  peut être simplement estimée à partir de l'activité inhalée ( $A_{inh}$ ) ou ingérée ( $A_{ing}$ ) :

$$E_{50} = e_{inh} \cdot A_{inh}$$
$$E_{50} = e_{ing} \cdot A_{ing} \quad .$$

### 8.3 Grandeurs opérationnelles

Dans la pratique courante de la radioprotection, on désire pouvoir qualifier un champ de radiation du point de vue du danger qu'il représente pour l'être humain par une grandeur mesurable. Étant donnée la complexité d'une situation réelle, de grandes simplifications sont effectuées. Ainsi, un être humain est modélisé par une sphère (sphère ICRU) et l'équivalent de dose est déterminé pour deux profondeurs : à 0.07 mm de profondeur pour la peau et à 10 mm de profondeur pour les organes internes.

La *sphère ICRU* est par définition une sphère de 30 cm de diamètre de densité égale à 1 g/cm<sup>3</sup> dont la composition est la suivante : 76.2% d'oxygène, 11.1% de carbone, 10.1% d'hydrogène, et 2.6% d'azote. La composition de cette sphère est approximativement celle du tissu mou. La dimension retenue est du même ordre de grandeur que le corps humain.

#### 8.3.1 Dosimétrie d'ambiance

La dosimétrie d'ambiance consiste en mesure de l'équivalent de dose dans l'air par un instrument de radioprotection :

##### Équivalent de dose ambiant, $H^*(10)$ :

L'*équivalent de dose ambiant*  $H^*(10)$  en un point P dans un champ donné est définie comme étant l'équivalent de dose à 10 mm de profondeur de la sphère ICRU.  $H^*(10)$  est considéré comme étant une bonne approximation de l'équivalent de dose reçue par un organe en profondeur.  $H^*(10)$  est non nulle lorsque le rayonnement est relativement pénétrant.

##### Équivalent de dose directionnel, $H'(0.07)$ :

Pour des rayonnements moins pénétrants et pour un organe directement en contact avec le champ de radiation (la peau), on a défini l'*équivalent de dose directionnel*  $H'(0.07)$ . Il s'agit, en un point d'un champ de radiations, de l'équivalent de dose qui serait donné à 0.07 mm de profondeur de la sphère ICRU.

#### 8.3.2 Dosimétrie individuelle

La dosimétrie individuelle consiste en mesure de l'équivalent de dose sur un thorax par un dosimètre :

### Équivalent de dose individuel en profondeur, $H_p(10)$ :

La dose individuelle en profondeur  $H_p(10)$ , avec l'abréviation  $H_p$  est l'équivalent de dose dans le tissu mou sous une épaisseur de 10 mm au niveau du thorax.

### Équivalent de dose individuel en surface, $H_p(0.07)$

La dose individuelle en surface  $H_p(0,07)$ , avec abréviation  $H_s$  est l'équivalent de dose dans le tissu mou sous une épaisseur de 0.07 mm au niveau du thorax.

$H_p(10)$  et  $H_p(0.07)$  sont les deux grandeurs que doit mesurer le dosimètre individuel.

### 8.3.3 Équivalent de dose à proximité d'une source radioactive

En faisant l'hypothèse que la source radioactive est ponctuelle et qu'il n'y a pas d'atténuation entre la source et le point d'intérêt, il est possible d'estimer l'équivalent de dose ambiant par :

$$H^*(10) = \dot{h}(10) \frac{A t}{r^2} ,$$

où  $A$  est l'activité de la source,  $r$  est la distance entre la source et le point d'intérêt (en mètres),  $t$  est la durée d'exposition et  $\dot{h}(10)$  est la constante de débit d'équivalent de dose ambiant. A nouveau, les unités de la constante définissent ceux des autres variables.

De manière semblable, on calcule le débit l'équivalent de dose directionnel par :

$$H'(0.07) = \dot{h}'(0.07) \frac{A t}{(10 r)^2} ,$$

où  $\dot{h}'(0.07)$  est la constante de débit d'équivalent de dose directionnel à 0.1 m de distance de la source. La raison pour laquelle l'index est donné à 0.1 m de distance vient du fait que cette grandeur s'emploie essentiellement pour des rayonnements peu pénétrants pour lesquels l'absorption dans l'air n'est pas négligeable. La valeur de l'index est donc donnée à 10 cm de manière à être conservatif et surestimer les doses aux distances supérieures à 10 cm.

Il est également intéressant de connaître l'équivalent de dose directionnel lorsque l'on est en contact direct avec la source de radiations. Dans ce cas, l'application de la relation précédente n'est bien évidemment pas possible, et l'on caractérise la source par son activité surfacique  $A_s$  (activité par unité de surface). L'équivalent de dose directionnel s'exprime alors par :

$$H'(0.07) = \dot{h}_c(0.07) A_s t ,$$

où  $\dot{h}_c(0.07)$  est l'index d'équivalent de dose directionnel de surface.

Les constantes d'équivalent de dose se trouvent dans l'ordonnance sur la radioprotection (ORaP). Un exemple est donné dans la Tableau 8.3.

**Tableau 8.3 : Exemple de l'annexe 3 de l'Ordonnance sur la radioprotection (ORaP) avec les grandeurs d'appréciation.**

Nucléide	Période	Mode de désintégration / rayonnement	Grandeurs d'appréciation				
			$e_{inh}$ Sv/Bq	$e_{ing}$ Sv/Bq	$h_{10}$ (mSv/h)/ GBq à 1 m de distance	$h_{0,07}$ (mSv/h)/ GBq à 10 cm de distance	$h_{c,0,07}$ (mSv/h)/ (kBq/cm <sup>2</sup> )
1	2	3	4	5	6	7	8
H-3, OBT	12.32 a	$\beta^-$	4.10 E-11	4.20 E-11	<0.001	<1	<0.1
H-3, HTO		$\beta^-$	1.80 E-11	1.80 E-11	<0.001	<1	<0.1
H-3, gaz [7]		$\beta^-$	1.80 E-15		<0.001	<1	<0.1
Be-7	53.22 d	ec/ph	4.60 E-11	2.80 E-11	0.008	<1	0.1
Be-10	1.51 E6 a	$\beta^-$	1.90 E-08	1.10 E-09	<0.001	2000	1.6
C-11	20.39 min	ec, $\beta^+$ /ph	3.20 E-12	2.40 E-11	0.160	1000	1.7
C-11 monoxyde			1.2 E-12				
C-11 dioxyde			2.2 E-12				
C-14	5.70 E3 a	$\beta^-$	5.80 E-10	5.80 E-10	<0.001	200	0.3

## 8.4 Lien entre les grandeurs de protection et opérationnelles

Les grandeurs opérationnelles sont celles qui sont mesurées en pratique. En première approximation, lors d'une exposition externe, la dose efficace sera estimée comme suit :

$$E_{ext} = H_p(10) \quad \text{ou} \quad H^*(10) \quad .$$

De manière similaire, la dose à la peau sera estimée par :

$$H_{peau} = H_p(0.07) \quad \text{ou} \quad H'(0.07) \quad .$$

Dans le cas d'une incorporation, la dose efficace est simplement estimée par :

$$E_{inc} = E_{50} \quad .$$

La dose efficace totale s'obtient en sommant les contributions dues à l'exposition externe et à l'incorporation :

$$E = E_{ext} + E_{inc} \quad .$$

La dose efficace est destinée à être utilisée en tant que *grandeur de protection*. Les principales utilisations de la dose efficace concernent l'évaluation prospective d'une dose pour la planification et l'optimisation de la protection radiologique, et la démonstration, à des fins de réglementation, de la conformité avec les limites de dose. La dose efficace n'est pas recommandée pour effectuer des évaluations épidémiologiques, et ne doit pas non plus être utilisée pour des investigations rétrospectives spécifiques détaillées concernant l'exposition et le risque d'un individu.

## 8.5 Résumé

- La dose absorbée (D) est l'énergie déposée par unité de masse. Son unité est le Gy.
- L'effet biologique dépend de la distribution à l'échelle microscopique c'est-à-dire du TEL donc de la nature et de l'énergie du rayonnement.
- L'efficacité biologique relative (EBR) d'une radiation donnée est le rapport, pour un effet biologique donné, de la dose absorbée délivrée par une radiation de référence à la dose absorbée délivrée par la radiation donnée, nécessaires pour obtenir le même niveau d'effet.
- L'équivalent de dose (H) est une manière simplifiée de prendre en compte les effets de la radiation sur le tissu biologique. Elle est définie comme  $H = w_R \cdot D$ . L'unité de l'équivalent de dose est le sievert (Sv).
- Le facteur de pondération ( $w_R$ ) d'une radiation est une approximation de l'EBR utilisée en radioprotection
- Grandeurs opérationnelles
  - Pour la dosimétrie individuelle en cas d'irradiation externe, les grandeurs opérationnelles sont:
    - l'équivalent de dose individuel en profondeur  $H_p(10)$ ;
    - l'équivalent de dose individuel en surface  $H_p(0,07)$ ;
    - l'équivalent de dose individuel au cristallin  $H_p(3)$ .
  - Pour la dosimétrie d'ambiance, les grandeurs opérationnelles sont:
    - l'équivalent de dose ambiant  $H^*(10)$ ;
    - l'équivalent de dose directionnel  $H'(0,07)$ ;
    - l'équivalent de dose directionnel  $H'(3)$ .
- Pour l'irradiation interne, la grandeur opérationnelle est la dose efficace engagée E50.
- La dose efficace est destinée à être utilisée en tant que grandeur de protection.
- La dose efficace est une grandeur utilisée en radioprotection pour prédire les risques stochastiques liés à une faible irradiation ou à une irradiation chronique
- La notion de dose efficace n'est pas appropriée et ne doit surtout pas être utilisée pour quantifier les effets déterministes dans le cas d'une irradiation aiguë.

## 9 Instruments de mesure

### Objectifs du chapitre

- *Savoir choisir et utiliser un instrument adapté pour les mesures de radioprotection dans le laboratoire*
- *Comprendre les principes de base de détection des radiations ionisantes les plus courants.*
- *Comprendre les caractéristiques principales des instruments : sensibilité, bruit de fond, limite de détection et réponse en énergie.*
- *Réaliser une mesure de la radiation ambiante et de la contamination de surface avec un instrument approprié.*

### 9.1 Introduction

La détection d'une radiation est basée sur la mesure des effets engendrés par l'interaction de cette radiation dans le volume sensible de l'instrument. Ces effets résultent des phénomènes d'interaction radiation-matière présentés dans les chapitres précédents. Les interactions du rayonnement dans le volume sensible du détecteur dépendent à la fois de ses propres caractéristiques (composition, dimensions, etc.) et de celles du rayonnement ( $\alpha$ ,  $\beta$  ou  $\gamma$ , énergie). En particulier, les considérations concernant la pénétration des radiations dans la matière vues dans les chapitres précédents sont importantes pour comprendre les possibilités et les limites des instruments de mesure. Ainsi le choix de l'instrument adéquat en métrologie des radiations ionisantes découle toujours d'une réflexion préliminaire. Celle-ci tient compte des conditions spécifiques de la mesure et notamment des points suivants :

- grandeur à mesurer : dose absorbée, équivalent de dose, activité...
- type de la radiation :  $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$ , neutrons.
- énergie de la radiation.
- type de mesure : géométrie, information instantanée, mesure individuelle, ...
- autres considérations : encombrement, durée ...

Les principes à la base de la détection des radiations ionisantes sont très variés. Ils vont de la mesure de l'ionisation à celle de l'augmentation de chaleur en passant par la luminescence ou les phénomènes d'oxydoréduction. Les sections suivantes résumant les principaux principes de détections des radiations utilisés pour la mesure des radiations ionisantes en radioprotection.

### 9.2 Détecteurs basés sur l'ionisation

#### 9.2.1 Principes de fonctionnement

Un rayonnement ionisant pénétrant dans la matière produit des ionisations sous la forme d'ions négatifs et positifs. Lorsque ces ionisations ont lieu dans un volume dans lesquels une différence de potentiel est appliquée (Figure 9.1 pour l'exemple d'un détecteur à gaz), on observe une migration des charges positives

vers la cathode et des charges négatives vers l'anode<sup>2</sup>. En circuit fermé, un électromètre indique le courant électrique passant dans le volume.

De nombreuses mesures de radioprotection sont réalisées grâce aux détecteurs à gaz. La réponse d'un détecteur à gaz dépend de la haute tension appliquée sur les deux électrodes. De manière générale, plus la tension est élevée, plus le nombre de charges collectées par l'électromètre sera grand. La Figure 9.2 présente l'évolution typique du signal d'un tel instrument en fonction de la haute tension appliquée. Cette courbe caractéristique met en évidence des zones distinctes définissant les régimes de travail en *chambre d'ionisation* (B), *compteur proportionnel* (C) et *compteur Geiger-Müller* (E).

En observant la zone A de la Figure 9.2, on constate qu'à basse tension l'amplitude du signal (i.e. le nombre d'ions collectés) augmente avec la tension. Cela s'explique par le fait qu'à très basse tension, le champ électrique existant entre les deux électrodes est trop faible pour empêcher les recombinaisons entre les ions négatifs et positifs. Au fur et à mesure que la tension augmente, le taux de recombinaison diminue et la charge collectée par l'électromètre augmente.

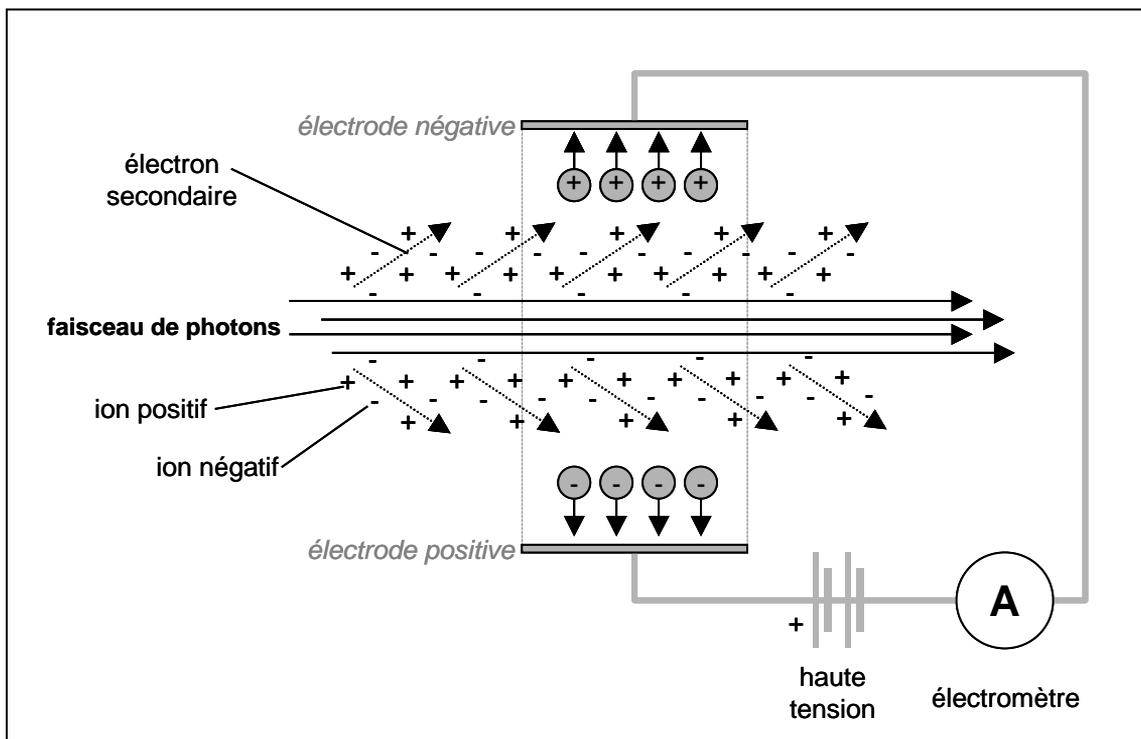


Figure 9.1 Principe de fonctionnement d'un détecteur à ionisation.

<sup>2</sup> La cathode est l'électrode négative et l'anode est l'électrode positive.

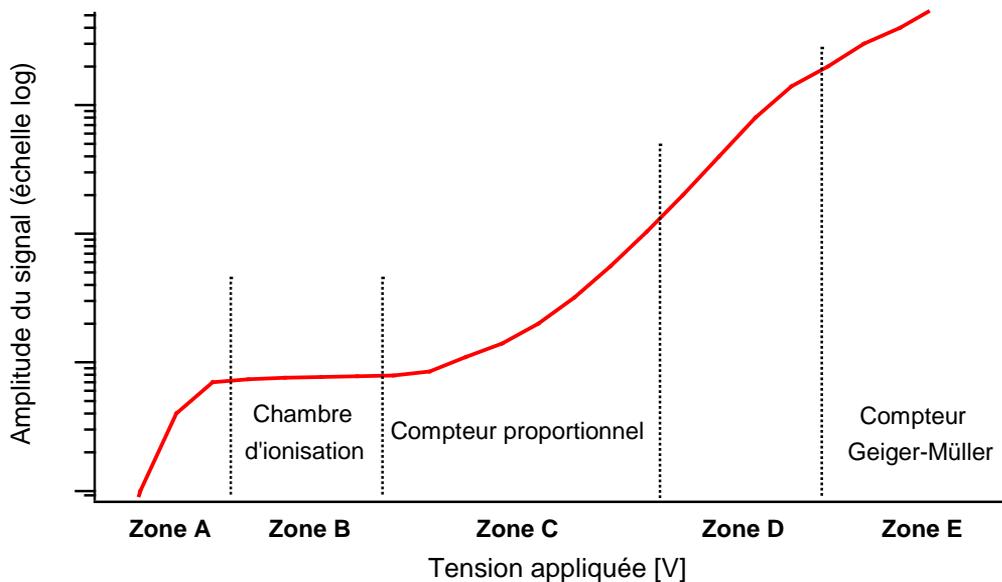


Figure 9.2 Variation du courant d'ionisation avec la tension appliquée. Cette courbe caractéristique met en évidence des zones distinctes définissant les régimes de travail en chambre d'ionisation (B), compteur proportionnel (C) et compteur Geiger-Müller (E)

### 9.2.2 Chambre d'ionisation

A partir d'une certaine tension, le détecteur sort de la zone A pour entrer dans la zone B de la Figure 9.2. Dans cette situation, une augmentation de la tension ne se traduit plus par une augmentation du signal, car la plupart des ions créés par le rayonnement incident atteint les électrodes du détecteur (Figure 9.3). Le taux de recombinaisons encore présentes est faible et est fonction non seulement de la tension appliquée, mais aussi des caractéristiques géométriques de la chambre ainsi que du débit mesuré. La sensibilité qui est directement proportionnelle au volume est en outre dépendante de l'énergie de la radiation. Un instrument fonctionnant dans cette gamme de tension est appelé *chambre d'ionisation* (Figure 9.4).

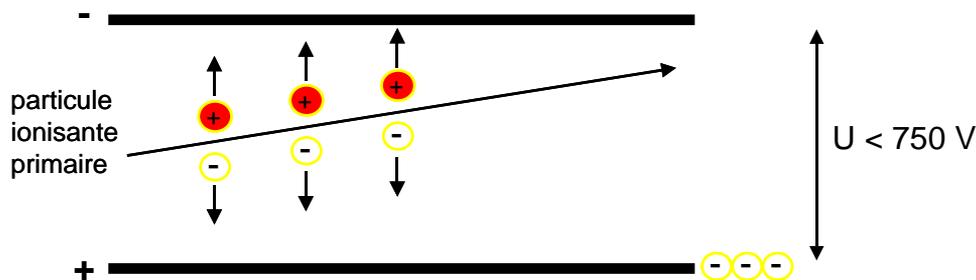


Figure 9.3 Fonctionnement en mode chambre d'ionisation. Les charges primaires produites sont collectées aux bornes des électrodes. Les recombinaisons sont minimales



Figure 9.4 Exemple de chambre d'ionisation utilisée en radiodiagnostic (chambre Radcal de volume égal à 6 cm<sup>3</sup>).

Une propriété importante de la chambre d'ionisation réside dans le matériau constituant sa paroi. Ceci est lié au fait que, dans le cas de la détection d'un rayonnement non directement ionisant (comme les photons), ce sont les particules chargées secondaires produites dans la paroi (principalement les électrons) qui sont mesurées dans le volume de la chambre (Figure 9.5). L'épaisseur et la nature de ce matériau sont à choisir selon les conditions spécifiques de la mesure. Dans le domaine de la radiophysique médicale, l'application principale de la chambre d'ionisation est la dosimétrie des faisceaux de radiothérapie.

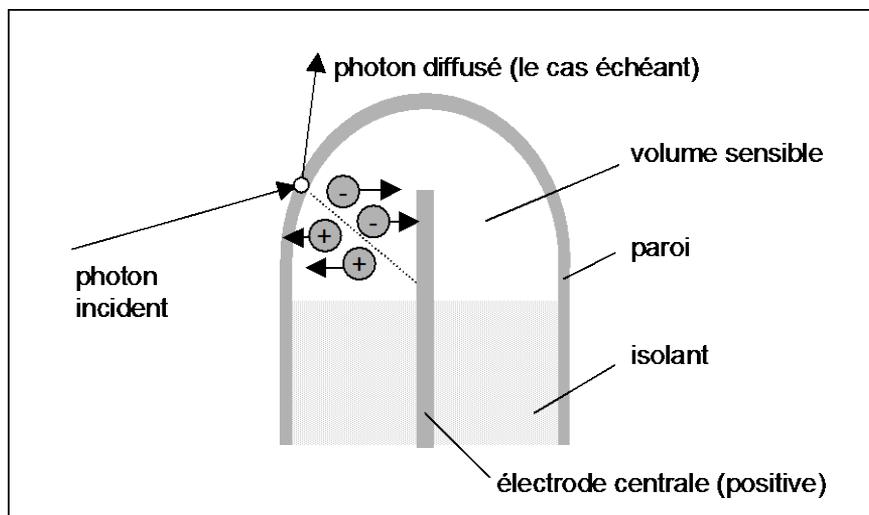


Figure 9.5 Schéma typique d'une chambre d'ionisation utilisée en dosimétrie des faisceaux de radiothérapie

### 9.2.3 Compteur proportionnel

Lorsque la tension appliquée entre les électrodes augmente encore, les charges initialement créées sont suffisamment accélérées pour induire à leur tour des ionisations lorsque le champ électrique augmente à proximité de l'anode (Figure 9.6). Ce phénomène de multiplication est utilisé dans le *compteur proportionnel* dont le gain est fonction de la tension appliquée.

Les électrons secondaires ainsi créés peuvent générer des rayonnements ultraviolets dans le gaz ou dans l'anode du détecteur. Ces rayonnements peuvent ensuite être absorbés par le gaz de détection et générer des impulsions parasites (Figure 9.7). Ces impulsions parasites sont minimisées en n'appliquant pas une tension trop élevée, en choisissant un gaz absorbant les photons ultraviolets sans excitation (par exemple du méthane) ou en choisissant un matériau d'anode à grande énergie d'activation.

Un compteur proportionnel fonctionne généralement en mode impulsif. Ainsi, il ne mesure pas le courant parcourant le système mais compte le nombre d'impulsions électriques produites par chaque radiation détectée. Le fait de pouvoir compter individuellement des impulsions explique la grande sensibilité de ce type de détecteur. Ce détecteur permet également une discrimination des particules par la quantité d'énergie déposée dans le gaz de comptage. La distinction entre les particules  $\alpha$  et  $\beta$  peut se faire car l'amplitude de l'impulsion produite par une particule  $\alpha$  est plus grande que celle produite par une particule  $\beta$ .

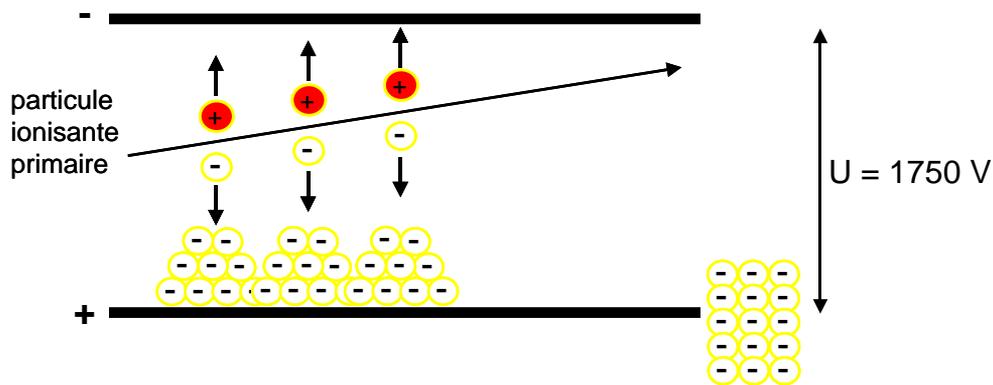


Figure 9.6 Fonctionnement en mode compteur proportionnel. Chaque électron créé par la particule ionisante primaire crée à son tour un ensemble de charges secondaires à proximité de l'anode.

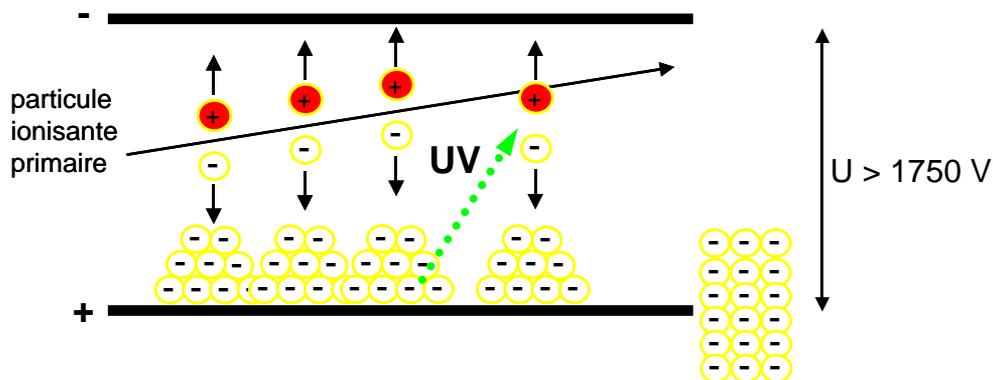


Figure 9.7 Production d'impulsions parasites dans un compteur proportionnel suite à la production de rayonnement ultraviolet créé par excitation des électrons secondaires.

Ce détecteur est utilisé pour les mesures de contamination par les radiations  $\alpha$ ,  $\beta$  et  $\gamma$ . Dans ce but, le volume sensible qui peut être rempli de xénon ou d'un mélange d'hydrocarbures, présente généralement une grande surface de détection délimitée par une fenêtre d'épaisseur adéquate (voir l'exemple de la Figure 9.8). Ce détecteur est également utilisé pour la mesure de la radiation externe en radioprotection, en particulier dans le domaine des hauts débits de dose où le compteur de Geiger-Müller (voir ci-dessous) sature.



(a)



(b)

Figure 9.8 (a) Exemple de compteur proportionnel de grande surface utilisé pour mesurer les contaminations de surface (Berthold LB 122). (b) Exemple de compteurs proportionnels utilisés pour la surveillance de la contamination des pieds et des mains (compteur Berthold LB 147)

### 9.2.4 Compteur Geiger-Müller

Lorsque la tension aux bornes des électrodes est encore augmentée, on entre dans la zone E de la Figure 9.2, où chaque événement déclenche la même avalanche de charges, quelle que soit l'énergie de la particule incidente (voir Figure 9.9).

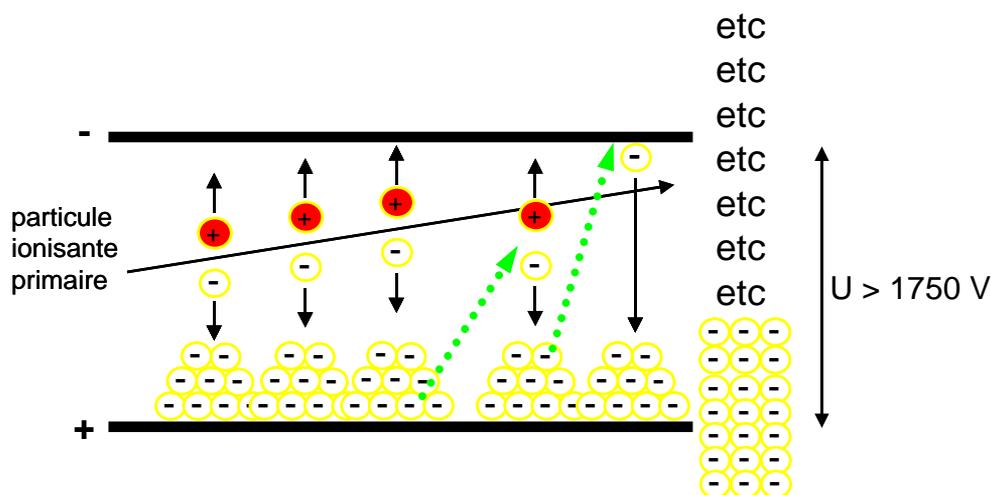


Figure 9.9 Fonctionnement en mode Geiger-Müller. Chaque particule ionisante primaire produit la même avalanche d'électrons secondaires par le biais des rayons UV générés

Les instruments fonctionnant dans cette zone de haute tension sont appelés compteurs *Geiger-Müller* (GM). Pour éviter que le phénomène d'avalanche ne se transforme en une décharge continue, le gaz de remplissage est maintenu dans une enceinte étanche renfermant un agent dit d'extinction (ou *quenching* en anglais). Des gaz rares tels que l'argon ou l'hélium avec des éléments d'extinction constitués par du méthane ou de l'éthanol sont fréquemment utilisés. Le taux d'impulsions mesuré par le GM ne peut être relié à une grandeur dosimétrique que dans des conditions de mesure bien définies (géométrie, qualité de la radiation, etc.).

Le compteur GM est utilisé en général comme détecteur de rayonnement  $\gamma$  en radioprotection (Figure 9.10). Cependant, s'il est muni d'une fenêtre mince, il permet également la détection du rayonnement  $\beta$  ou  $\alpha$ .



Figure 9.10 Exemple de compteur Geiger-Müller utilisé en radioprotection (Détecteur Automess 6150 AD6/E (b))

### 9.3 Détecteur à semi-conducteur

À la jonction de deux cristaux semi-conducteurs p et n, on a un espace dépourvu de porteurs de charge (électrons, trous) et soumis à un champ électrique. L'irradiation de cette zone produit, comme dans la chambre d'ionisation, des charges électriques dont la collection permet de mesurer la dose ou l'activité de sources de radiations.

Ce système est utilisé pour la confection de sondes de mesure de faible volume (quelques  $\text{mm}^3$ ) dans le cadre de la dosimétrie, en radiodiagnostic en particulier (Figure 9.11). D'autre part les détecteurs au germanium, dont le volume sensible est relativement important ( $\sim 100 \text{ cm}^3$ ), possèdent une excellente résolution en énergie et sont utilisés pour la spectrométrie fine. Ces détecteurs travaillent à la température de l'azote liquide.



Figure 9.11 Exemple de dosimètre de radiodiagnostic comportant un détecteur semi-conducteur (Wellhöfer Dosimax).

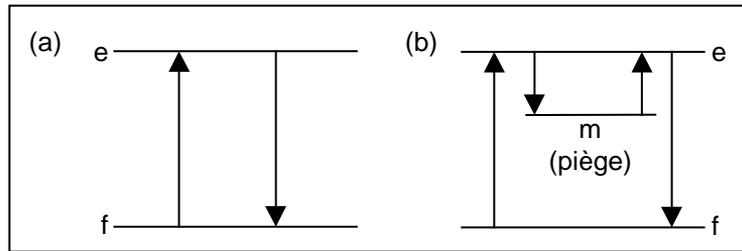
## 9.4 Détecteurs basés sur la luminescence

Certains matériaux, dits luminescents émettent de la lumière lorsqu'ils sont irradiés. La quantité de lumière émise étant directement liée à certains paramètres d'irradiation, ces matériaux sont utilisés comme détecteurs mesurant la dose ou l'activité de sources de radiations.

### 9.4.1 Luminescence : fluorescence et phosphorescence

La luminescence est l'émission de lumière d'un matériau ayant absorbé de l'énergie d'une source externe comme par exemple des rayonnements ultra-violets ou des radiations de hautes énergies. Cette émission de lumière se comprend plus facilement par une description de l'état énergétique des électrons du milieu. Un électron est dit dans son état *fondamental* lorsqu'il est dans son plus bas niveau énergétique; cet état est stable. L'absorption d'énergie par l'électron peut le placer dans un état *excité* instable dans lequel il ne restera qu'un court instant avant de retomber dans l'état fondamental en émettant un photon dont l'énergie est égale à la différence entre les états excité et fondamental. Ce phénomène est appelé *fluorescence*. La *phosphorescence* diffère de la fluorescence par le fait qu'au lieu de retourner directement dans l'état fondamental, l'électron peut également tomber dans un état *métastable*<sup>3</sup> d'énergie intermédiaire et y rester pendant un certain temps (Figure 9.12). L'agitation moléculaire propre du matériau, ou un apport d'énergie externe sous la forme de chaleur ou de rayonnement laser par exemple, permettent de ramener l'électron métastable dans l'état excité. Celui-ci peut ainsi soit retomber dans l'état métastable, soit dans l'état fondamental en émettant un photon dont l'énergie est égale à la différence entre les états excité et fondamental.

<sup>3</sup> L'état métastable est souvent également appelé "piège".



**Figure 9.12 : (a) État excité e et fondamental f montrant l'absorption et l'émission dans un processus de fluorescence. (b) État métastable m (également appelé piège) donnant lieu à un délai entre l'excitation et l'émission dans le processus de phosphorescence.**

On comprend dès lors qu'une émission fluorescente est caractérisée par un temps caractéristique (durée entre le moment où la radiation est appliquée et le moment d'émission lumineuse) court alors que la phosphorescence est caractérisée par un temps caractéristique long. Pour fixer les ordres de grandeur, on dira qu'un temps caractéristique inférieur à  $10^{-8}$  s est certainement un processus de fluorescence, alors qu'un temps caractéristique supérieur à quelques secondes est très probablement un processus de phosphorescence. Entre ces deux extrêmes, on trouve les deux types de processus.

#### 9.4.2 Luminescence et mesure des radiations

Les matériaux dotés de propriétés luminescentes peuvent être utilisés pour la mesure des radiations ionisantes. Dans ce cas, l'excitation des électrons du milieu se fait par le biais des électrons secondaires produits par l'interaction de la radiation dans la matière. Les matériaux fluorescents sont utilisés lors de mesures directes de la radiation comme la scintillation liquide ou solide.

#### 9.4.3 Scintillateurs solides

Un scintillateur solide a généralement pour but de détecter des photons par l'intermédiaire des interactions photon – matière (effet photoélectrique, Compton, création de paires). Les électrons produits par ces interactions primaires, sont ralentis en ionisant et excitant la matière du scintillateur. Les électrons excités du scintillateur retournent ensuite dans leur état fondamental en émettant de la lumière.

Un détecteur basé sur un scintillateur solide est capable de recueillir l'énergie des photons lumineux produits à l'intérieur du scintillateur et de les transformer en un courant électrique. Cette transformation se fait en deux étapes. Premièrement les photons lumineux, confinés dans une enceinte étanche à la lumière, sont convertis par effet photoélectrique en électrons par le biais d'une photocathode. A la sortie de la photocathode, un photomultiplicateur, constitué par une série d'électrodes (de 10 à 15), appelées dynodes, portées à des potentiels croissants amplifie les électrons. L'émission électronique de la photocathode est ainsi multipliée par un facteur d'environ un million, appelé gain du photomultiplicateur (Figure 9.13).

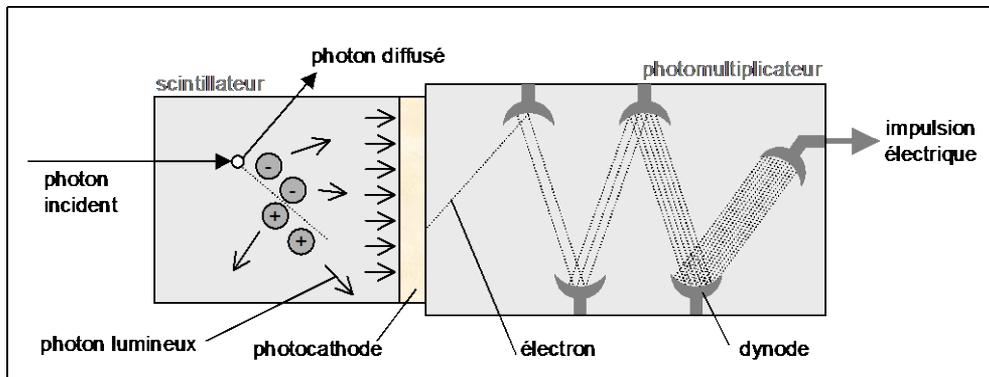


Figure 9.13 Principe de fonctionnement d'un détecteur à scintillation.

L'électronique de mesure peut fonctionner soit en régime continu (courant moyen délivré à la sortie du photomultiplicateur), soit en régime impulsionnel. La réponse d'un compteur à scintillation varie fortement avec l'énergie du rayonnement. Il présente cependant une grande sensibilité.

Lorsque l'électronique associée fonctionne en mode impulsionnel, la scintillation permet une application très importante : la spectrométrie. Dans ce cas, les impulsions ont une amplitude proportionnelle à l'énergie absorbée dans le cristal et l'adjonction d'un analyseur multicanaux permet de "trier" et de "classer" les impulsions selon leur amplitude. La courbe obtenue est le spectre énergétique de la radiation, caractéristique de la source de rayonnement considérée. Cette technique est utilisée non seulement pour identifier, mais également pour discriminer plusieurs éléments en présence ou, le cas échéant, déterminer l'activité d'un radionucléide.

La résolution spectrométrique des scintillateurs est cependant nettement moins bonne que celle des détecteurs semi-conducteurs. La Figure 9.14 montre que les pics obtenus avec le détecteur semi-conducteur sont nettement plus étroits que ceux obtenus avec le détecteur scintillant (NaI).

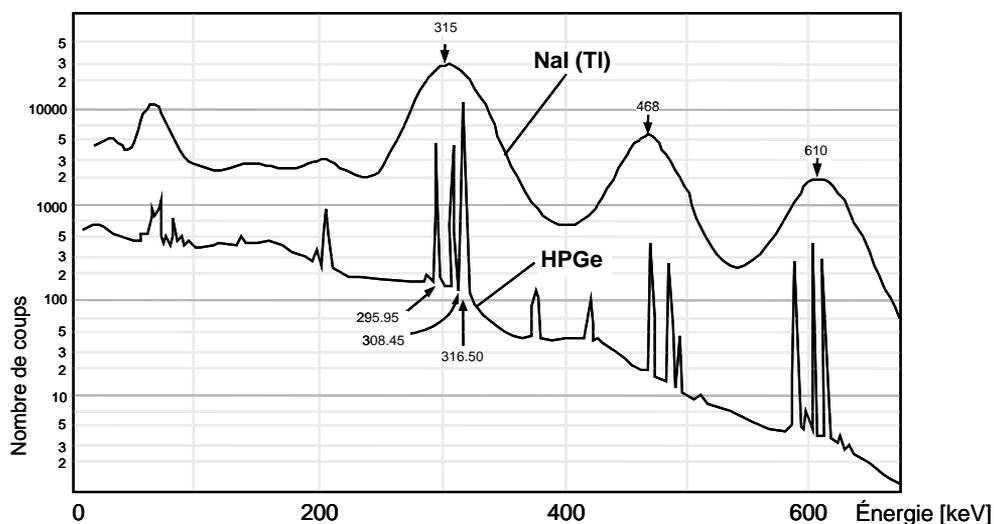


Figure 9.14 Comparaison du spectre de l'iridium-192 mesuré avec un cristal scintillant (NaI) ou un détecteur semi-conducteur (HPGe).

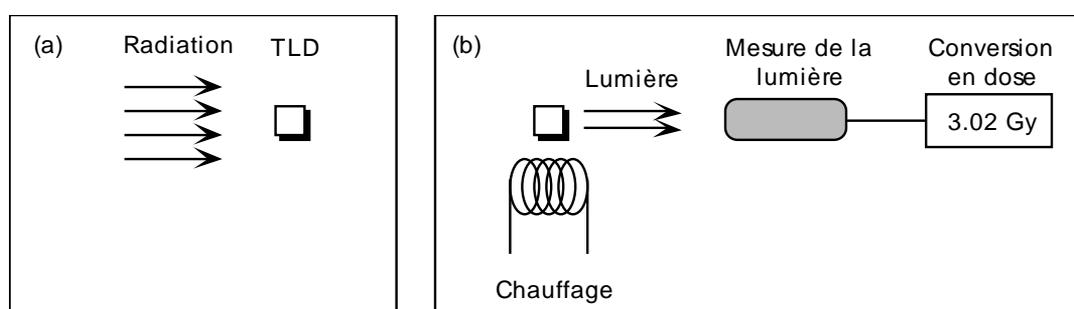
#### 9.4.4 Scintillateurs liquides

Le comptage par scintillation liquide est utilisé en laboratoire pour la mesure des émetteurs bêta (voire alpha). L'échantillon est dissous ou mis en suspension dans un milieu aqueux contenant une faible quantité d'additif fluorescent. Les particules bêta émises par l'échantillon transfèrent leur énergie aux atomes du liquide scintillant qui sous cet effet émet la lumière.

Les échantillons sont généralement placés dans un petit flacon transparent ou translucide qui est chargé dans un instrument appelé compteur à scintillation liquide. Le compteur contient généralement deux tubes photomultiplicateurs dont le branchement est en coïncidence afin de ne prendre en compte que les signaux apparaissant simultanément sur les deux tubes. Cela permet d'éliminer les signaux parasites qui n'affecteraient qu'un seul tube à la fois.

#### 9.4.5 Dosimètres thermoluminescents (TLD)

Un dosimètre luminescent (LD) est constitué d'un matériau qui, lorsqu'il est exposé à une radiation, emmagasine une partie de l'énergie dissipée en maintenant à long terme des électrons dans un état métastable. La désexcitation de ces électrons peut être stimulée en soumettant le LD à une source de chaleur dans le cas des dosimètres thermoluminescents (TLD) ou à une source de lumière dans le cas des dosimètres à luminescence stimulée optiquement (OSL) ou radiophotoluminescents (RPLD). Cette désexcitation provoque une libération d'énergie sous la forme de photons lumineux dont le nombre peut être directement relié à la dose délivrée par la radiation. La Figure 9.15 décrit le schéma de principe du fonctionnement d'un dosimètre TLD.



**Figure 9.15 Schéma de principe du fonctionnement d'un TLD. (a) Le TLD est irradié. (b) Le TLD est lu en mesurant la quantité de lumière émise lorsqu'on le chauffe. La quantité de lumière émise peut être directement reliée à la dose reçue par le TLD.**

### 9.5 Principales mesures requises en radioprotection

Les mesures des radiations effectuées dans le cadre de la radioprotection ont toutes comme objectif d'évaluer les risques pour les personnes exposées afin de prendre si nécessaire des dispositions pour limiter ceux-ci. Cependant, différentes situations peuvent être rencontrées dans lesquelles les grandeurs appropriées pour décrire "la quantité de radiations" à laquelle on est exposé ne sont pas identiques. Il est donc essentiel de bien comprendre quel type de mesure convient dans chaque situation évoquée dans les paragraphes suivants.

### 9.5.1 Surveillance de l'exposition individuelle externe

L'irradiation des personnes professionnellement exposées aux radiations est mesurée par un dosimètre individuel, de mois en mois, ou à intervalle plus court en cas de besoin. Cette surveillance concerne le plus fréquemment l'irradiation du corps entier au rayonnement X ou  $\gamma$ , mais aussi dans certains cas l'irradiation des mains des personnes effectuant des préparations à partir de substances radioactives non scellées.

Dans le cas où une personne non suivie professionnellement doit pénétrer dans une zone contrôlée, on a recours à une mesure ponctuelle au moyen d'un instrument de mesure à affichage immédiat de la dose.

Pour les endroits où existe un danger d'irradiation plus important, un dosimètre individuel électronique à alarme peut être nécessaire.

#### Instrument de mesure

Dosimètre individuel, dosimètre-bague pour les mains, dosimètre individuel électronique.

#### Grandeurs mesurées

Equivalent de dose individuel en profondeur  $H_p(10)$  et équivalent de dose individuel en surface  $H_p(0.07)$  en  $\mu\text{Sv}$  ou  $\text{mSv}$ .

#### Exemple de situation pratique

Le personnel travaillant dans une salle d'irradiation avec des faisceaux à hauts débits porte un dosimètre d'alarme pour être prévenu en cas de blocage de la source.

### 9.5.2 Mesure de la radiation ambiante

La mesure de la radiation ambiante a pour but de déterminer l'exposition de l'individu dans un champ de radiations relativement étendu. Il s'agit par conséquent de rayonnement pénétrant, donc de  $\gamma$ , de RX ou de neutrons. Elle peut aussi servir à déterminer l'exposition liée à une tâche particulière, ou à déterminer l'efficacité de protection d'un blindage. On trouve aussi des instruments stationnaires qui permettent de surveiller en continu le niveau de radiation ambiant dans certains laboratoires, avec généralement des fonctionnalités d'alarmes et d'enregistrement des valeurs.

#### Instrument de mesure

Débitmètre (le terme radiamètre est utilisé dans d'autres pays francophones).

#### Grandeur mesurée

Débit d'équivalent de dose ambiant  $\dot{H}^*(10)$  et  $\dot{H}'(0.07)$  en  $\mu\text{Sv/h}$  ou  $\text{mSv/h}$  et l'équivalent de dose ambiant  $H^*(10)$  et  $H'(0.07)$  en  $\mu\text{Sv}$  ou  $\text{mSv}$ .

#### Exemples de situation pratique

L'exposition du personnel lors de la manipulation de Tc-99m pour un examen radiadiagnostique peut être évaluée avec un débitmètre.

Le transport de colis radioactif est réglementé en fonction du débit de dose à la surface du paquet. La mesure est faite à l'aide d'un débitmètre.

### 9.5.3 Mesure de la contamination de surface

La manipulation de substance radioactive sous forme de liquide ou de poudre peut entraîner une dispersion de matière radioactive sur les surfaces de travail, sur les instruments ou sur les mains, ce qui entraîne un risque d'incorporation d'activité. On contrôle ces éventuelles contaminations par une mesure de la contamination de surface.

La mesure peut être directe ou, si le rayonnement direct de la source est trop important à l'emplacement à contrôler, au moyen d'un frottis.

#### Instrument de mesure

Moniteur de contamination de surface (ou contaminamètre)

#### Grandeur mesurée

Activité du radionucléide par unité de surface en Bq/cm<sup>2</sup>.

Les moniteurs de contamination affichent le résultat de la mesure en "coups par seconde", noté "cps", "ips" ou "s<sup>-1</sup>" selon les instruments. La conversion du taux de comptage en activité surfacique se fait à l'aide d'un facteur d'étalonnage qui est défini pour chaque radionucléide. Ce facteur prend en compte la sensibilité de l'appareil pour le radionucléide en question.

En pratique, les laboratoires doivent disposer de moniteurs de contamination de surface vérifiés par un laboratoire de vérification habilité par l'institut fédéral de métrologie (METAS). Le certificat de vérification indique pour chaque radionucléide manipulé quel est le taux de comptage correspondant à une contamination de surface égale à la valeur directrice pour la contamination surfacique, CS, fixée dans l'ordonnance sur la radioprotection (ORaP).

#### Exemple de situation pratique

A la réception d'un colis radioactif dûment marqué contenant un flacon de I-125, un frottis du colis puis du flacon est exécuté pour contrôler qu'aucune fuite du récipient ne s'est produite au cours du transport. Le frottis est mesuré avec un moniteur de contamination de surface, à distance du flacon pour ne pas être gêné par le rayonnement direct de la source.

### 9.5.4 Mesure de la contamination de l'air

La mesure de la contamination radioactive de l'air ambiant est nécessaire dans les lieux de travail où des produits radioactifs gazeux, volatiles ou pulvérulents sont présents. Le radon et ses descendants représentent une exposition aux rayonnements non négligeable que l'on s'efforce de déterminer par des mesures dans les habitations et les mines.

#### Instruments de mesure

Compteur de tritium dans l'air, préleveur d'aérosols suivi d'une analyse du filtre, détecteur de radon

#### Grandeur mesurée

Activité par unité de volume d'air (Bq/m<sup>3</sup>)

### Exemples de situations pratiques

Dans l'industrie des peintures radioluminescentes, une installation de surveillance en continu du tritium dans l'air est installée dans les ateliers.

## **9.5.5 Mesure de l'activité d'échantillons solides ou liquides**

En radioprotection, la mesure de l'activité d'échantillons est appliquée essentiellement pour se prononcer sur le transport ou la gestion de déchets. Elle permet aussi de contrôler l'exposition interne des personnes manipulant des substances radioactives non scellées, par exemple à partir d'un échantillon d'urine.

### Instruments de mesure

Détecteur à scintillation (NaI) et détecteur à semiconducteur (germanium de haute pureté, HPGe) pour les émetteurs  $\gamma$ .

Compteur à scintillation liquide pour les émetteurs  $\beta$ .

### Grandeur mesurée

Activité (Bq) ou activité spécifique de l'échantillon (Bq/kg, Bq/l)

### Exemple de situation pratique

La cuve de rétention des eaux usées d'un laboratoire prévu pour le travail avec des substances radioactives non scellées doit être vidangée. Avant l'opération, un prélèvement est analysé par spectrométrie  $\gamma$  ou par scintillation liquide afin de déterminer l'activité rejetée et de s'assurer du respect des limites légales.

## **9.6 Propriétés importantes d'un appareil de mesure**

### **9.6.1 Sensibilité**

Dans la pratique, on est habitué à ce qu'un instrument de mesure affiche directement la valeur de la grandeur mesurée. Dans le domaine particulier de la mesure des radiations, il n'en va parfois pas ainsi et l'indication de l'instrument peut être présentée sous forme brute. La grandeur mesurée s'obtient dans ce cas par l'intermédiaire de la sensibilité  $S$  de l'instrument de mesure, en prenant le quotient de la valeur affichée (souvent un taux de comptage) et de la sensibilité. On le comprendra plus simplement à partir des deux exemples typiques ci-dessous.

### **Mesure d'activité**

$$A \text{ [Bq]} = \frac{\dot{N}_{\text{net}} \text{ [cps]}}{S \text{ [cps/Bq]}} ,$$

où  $A$  est l'activité et  $\dot{N}_{\text{net}}$  est le taux de comptage net (après soustraction du bruit de fond).

## Mesure de contamination de surface

$$A_s \left[ \text{Bq/cm}^2 \right] = \frac{\dot{N}_{\text{net}} \left[ \text{cps} \right]}{S \left[ \frac{\text{cps}}{\text{Bq/cm}^2} \right]},$$

où  $A_s$  = contamination de surface et  $\dot{N}_{\text{net}}$  = taux de comptage net (après soustraction du bruit de fond).

La sensibilité exprime la capacité de l'instrument à détecter les radiations. Plus la valeur de la sensibilité est grande, meilleur est l'instrument pour la mesure en question. Notons que la sensibilité augmente avec la taille du détecteur.

On utilise aussi très souvent le facteur d'étalonnage  $F_{\text{étal}}$  de l'instrument de mesure. Il s'agit de l'inverse de la sensibilité;  $F_{\text{étal}} = \frac{1}{S}$ .

### 9.6.2 Bruit de fond

Le bruit de fond est le signal provoqué par des rayonnements autres que ceux occasionnés par l'objet mesuré lui-même.

Exemple. Le bruit de fond typique d'un moniteur de contamination de surface basé sur un compteur proportionnel de 10 cm x 10 cm est de l'ordre de 10 cps (dû aux radiations naturelles). Il faut soustraire le bruit de fond à la valeur affichée du taux de comptage pour obtenir le taux de comptage net dû à la contamination :

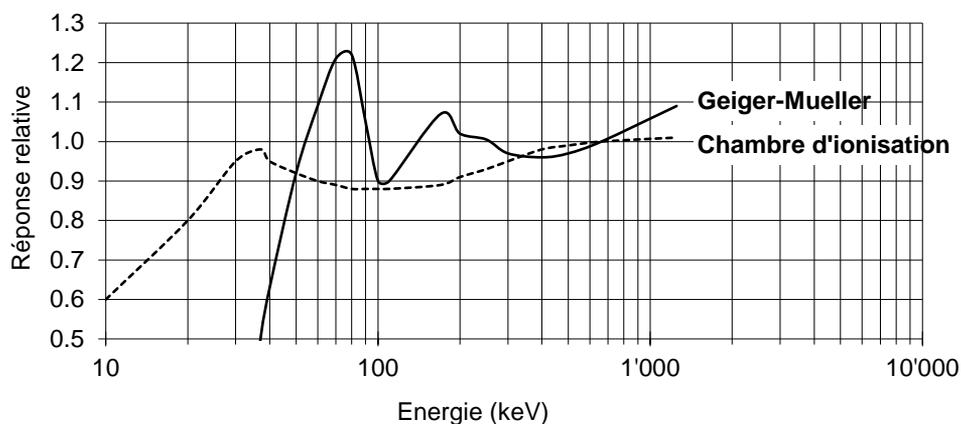
$$\dot{N}_{\text{net}} = \dot{N}_{\text{brut}} - \dot{N}_{\text{bdf}}$$

### 9.6.3 Limite de détection

La limite de détection est la plus petite valeur d'une grandeur qui peut être mise en évidence par l'instrument de mesure. Elle est associée à une probabilité spécifiée qu'elle soit détectable par la méthode de mesure.

### 9.6.4 Réponse en fonction de l'énergie

La réponse en fonction de l'énergie est la variation de la valeur indiquée par l'instrument de mesure en fonction de l'énergie de la radiation, pour une quantité fixe de rayonnement. La Figure 9.16 présente les courbes de réponse en énergie de deux débitmètres, l'un à compteur Geiger-Mueller, l'autre à chambre d'ionisation.



**Figure 9.16** Courbes de réponse en énergie de deux débitmètres.

La réponse en énergie d'un compteur Geiger-Mueller est généralement moins uniforme que celle d'une chambre d'ionisation, en particulier à basse énergie où l'on observe une coupure de la réponse au-dessous de 50-60 keV.

### 9.6.5 Réponse directionnelle

La réponse directionnelle est la variation de la valeur indiquée par l'instrument de mesure en fonction de son orientation par rapport à la direction de la radiation incidente, pour une quantité fixe de rayonnement.

## 9.7 Exigences légales sur les instruments de mesure

Selon l'ordonnance sur la radioprotection (ORaP), les laboratoires sont soumis à des exigences légales concernant leurs instruments de mesures de radioprotection visant à garantir la disponibilité et la précision de mesure de ceux-ci.

Ainsi, les débitmètres doivent être approuvés et subir une vérification légale tous les 3 ans auprès d'un service habilité par l'institut fédéral de métrologie METAS (l'IRA ou le PSI). La vérification consiste à contrôler que l'instrument est adapté à l'usage pour lequel il est prévu et à contrôler que la valeur indiquée est correcte, aux tolérances près.

De même, les moniteurs de contamination de surface doivent être approuvés et vérifiés à la même périodicité et par les mêmes services. La vérification consiste à établir, pour les radionucléides manipulés dans le laboratoire requérant, le taux de comptage indiqué par l'instrument en présence d'une contamination égale à une fois la valeur directrice CS (limite légale).

Les instruments utilisés pour les mesures de tri des incorporations doivent aussi être vérifiés ou étalonnés convenablement par un service reconnu.

## 9.8 Résumé

- Dans la chambre d'ionisation le signal est dû à l'ionisation primaire produite par les particules chargées. Ce détecteur permet la mesure instantanée des débits de dose relativement élevés (domaine de la radiothérapie).
- Dans le compteur proportionnel, le signal est proportionnel à l'ionisation primaire produite par les particules chargées. Fonctionnant en mode impulsif, il est très sensible. Ses applications principales sont la mesure de la contamination  $\alpha$  et  $\beta$  et la mesure du champ de radiation externe.
- Dans le compteur Geiger-Müller, chaque rayonnement donne lieu à une avalanche de charges. C'est un compteur robuste utilisé en radioprotection.
- Les utilisations principales du semi-conducteur sont les sondes de petit volume et la spectrométrie  $\gamma$ .
- Dans le détecteur à scintillation, le signal est lié à la quantité de lumière produite. Les principales applications de la scintillation sont la mesure de la contamination, la mesure de sources de faible activité, la mesure d'émetteurs  $\alpha$  et  $\beta$  dans des liquides (scintillation liquide) et la spectrométrie.
- Lors d'un chauffage ou d'une stimulation optique de dosimètre luminescents, des électrons sont libérés et émettent de la lumière. Les applications principales de la luminescence sont la mesure des doses sur le patient en radiothérapie, la dosimétrie individuelle et la mesure de la dose dans l'environnement.
- Le dosimètre individuel mesure l'équivalent de dose en profondeur  $\dot{H}_p(10)$  et en surface  $\dot{H}_p(0.07)$  des personnes professionnellement exposées aux radiations.
- Le débitmètre permet d'évaluer le champ de radiation externe. Il indique le débit de dose en profondeur  $\dot{H}^*(10)$  ou en surface  $\dot{H}'(0.07)$
- Le moniteur de contamination de surface permet de mesurer la contamination surfacique. Il indique un taux de comptage qu'on interprète par rapport à la contamination de surface avec les données du certificat de vérification de l'instrument.
- Les débitmètres et les moniteurs de contamination de surface doivent être approuvés et subir une vérification légale tous les 3 ans.

# 10 Bases de la radiobiologie

## Objectifs du chapitre

- Décrire les actions biologiques des rayonnements ionisants
- Expliquer les effets déterministes (tissulaires) et stochastiques
- Evaluer les effets attendue suite à une exposition externe ou interne dans une situation donnée.

### 10.1 Effets sur un organisme

Les effets des radiations ionisantes sur un organisme sont de natures physique, chimique et biologique (Figure 10.1). Les effets physiques sont le résultat du transfert d'énergie par ionisation ou par excitation et sont instantanés. Ces effets déclenchent des changements chimiques par modification atomique ou par rupture de liaisons moléculaires, qui aboutissent à l'activation ou à la modification de réactions chimiques.

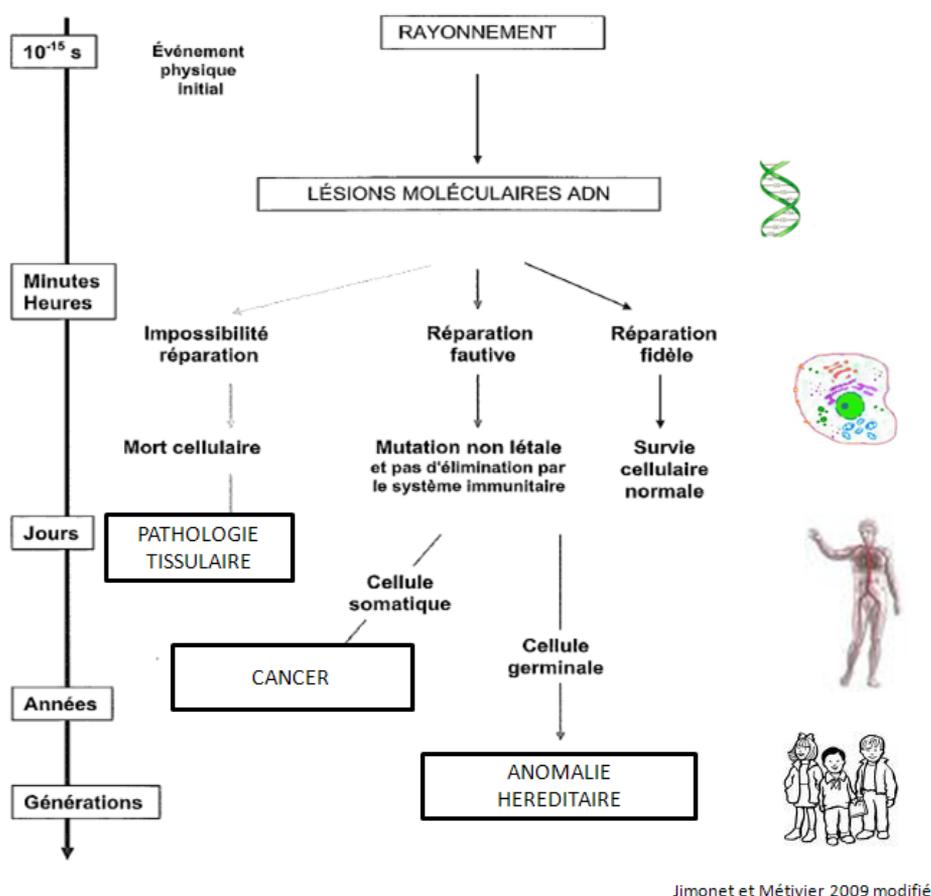


Figure 10.1 : Séquence des effets des radiations sur la matière vivante

Les changements biochimiques produisent des modifications sur les structures et sur les fonctions vitales pouvant s'étendre sur une période allant de quelques secondes à plusieurs années. Dans certain cas, ces modifications peuvent être corrigées par des mécanismes moléculaires ou cellulaires récupérant ainsi les fonctions normales. L'effet des radiations est donc variable et s'échelonne de la réparation fidèle d'une cellule à la mort cellulaire.

Les effets biologiques de l'irradiation dépendent de nombreux paramètres, dont l'énergie transférée, le type de rayonnement ionisant auquel la personne est exposé, et la nature et la radiosensibilité des cellules affectées.

## 10.2 Effets cellulaires

### 10.2.1 Courbe de survie

Les effets biologiques des radiations ionisantes sont quantifiés en mesurant la mortalité cellulaire en culture. Des expériences d'irradiation de cultures cellulaires ont permis d'établir les premières théories sur les mécanismes d'action des radiations ionisantes et de quantifier les effets.

L'effet des rayonnements ionisants sur des organismes unicellulaires sans noyau, en fonction de la dose absorbée  $D$ , suit le modèle exponentiel, c'est-à-dire une droite sur la représentation semi-logarithmique (Figure 10.2 a). Le rapport du nombre de cellules vivantes après l'irradiation ( $N$ ) sur le nombre initial de cellules ( $N_0$ ) exprime la survie cellulaire. La radiosensibilité est fréquemment exprimée par la dose létale moyenne  $D_0$ , correspondant à la dose pour laquelle la survie est égale à  $1/e \approx 0.37$ . Cette dose est liée à  $D_{50}$  (dose qui réduit de moitié la proportion de cellules survivantes) par la relation  $D_0 = 1.44 D_{50}$ .

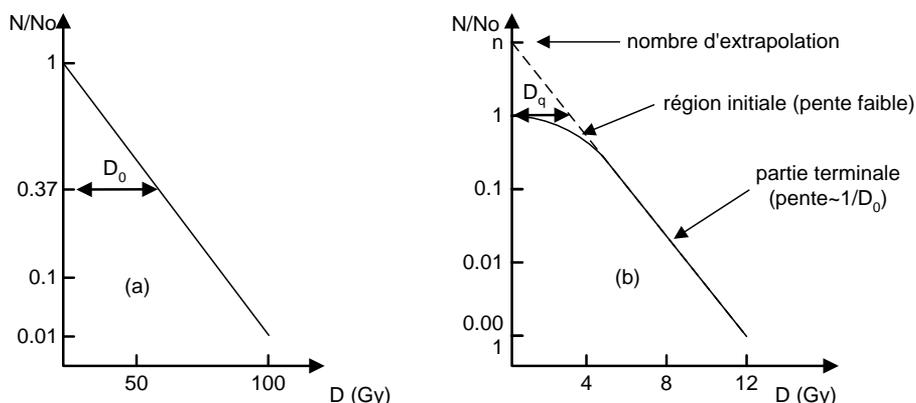


Figure 10.2 : Courbes de survie : a) exponentielle, b) avec épaulement

Le modèle sigmoïde avec épaulement (Figure 10.2 b) est valable pour les cellules d'organismes pluricellulaires avec un noyau. L'épaulement à faible dose est dû au système de réparation. Ces modèles permettent d'étudier la radiosensibilité des cellules ainsi que l'influence des paramètres physiques, chimiques ou biologiques sur les effets des radiations.

### 10.2.2 Radiosensibilité cellulaire intrinsèque

Une loi fondamentale de la biologie stipule que la radiosensitivité d'une cellule varie proportionnellement à sa capacité de division et inversement proportionnellement à son degré de différenciation. La radiosensibilité in vivo présente de grandes variations en fonction du type de cellule. Les cellules moins différenciées, ayant un taux de renouvellement élevé, sont plus radiosensibles que les cellules différenciées. Parmi les cellules les plus sensibles, on trouve les cellules souches pluripotentes (capables de donner tous les types cellulaires).

### 10.2.3 Paramètres influençant les effets des radiations ionisantes sur la cellule

Outre la grande variabilité de sensibilité intrinsèque des cellules aux radiations, il existe un certain nombre de conditions, internes ou externes à la cellule, qui influencent la sensibilité cellulaire, telles que : température, répartition microscopique du dépôt d'énergie, présence d'oxygène ou autres agents chimiques, cycle cellulaire.

#### Paramètres physiques

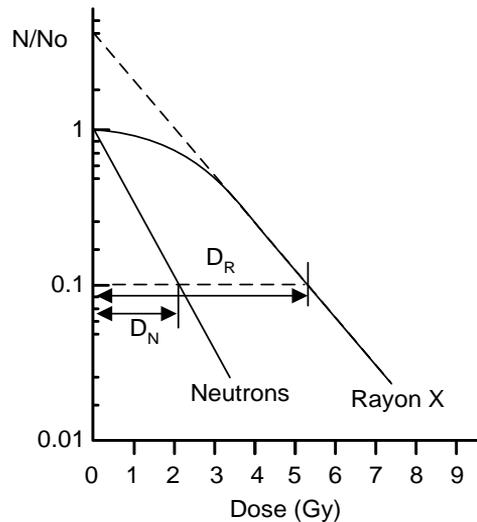
##### Effet de la température

Les radiations ionisantes et la température ont un effet synergique, car en plus de l'addition de leurs effets cytotoxiques indépendants, une élévation de température dans la cellule accroît la radiosensibilité de cette dernière. Cela est dû à l'accélération des processus biochimiques qui mènent à une augmentation des radicaux libres et à une réparation erronée. La radiosensibilisation par hyperthermie peut être utilisée pour améliorer le gain thérapeutique en radiothérapie, essentiellement dans le cas des tumeurs localisées.

##### Effet du TEL

Le paramètre physique majeur est le transfert d'énergie linéique (TEL) qui présente la densité des interactions le long de trajectoire. Le TEL exprime la perte d'énergie par unité de longueur des particules directement ionisantes.

La Figure 10.3 montre les courbes de survie pour une même souche cellulaire lors d'une irradiation aux rayons X (rayonnement de faible TEL) et d'une irradiation aux neutrons (rayonnement de haut TEL). On observe, pour le rayonnement de haut TEL, d'une part une forte augmentation de la sensibilité, d'autre part une réduction de l'épaule de la courbe, c'est-à-dire de la capacité de réparation cellulaire réduite.



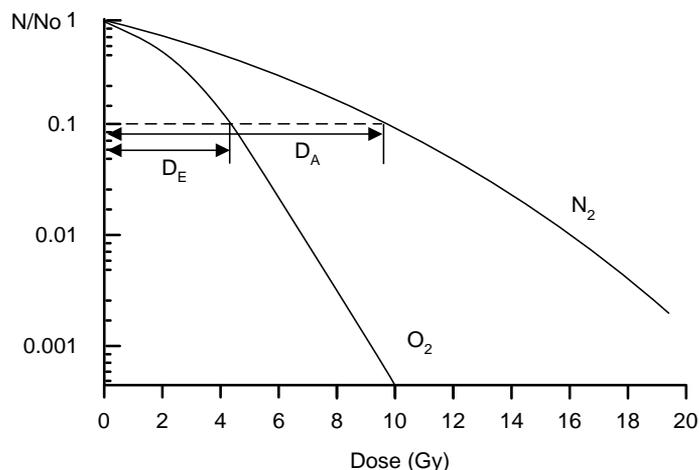
**Figure 10.3 : Variation de la sensibilité cellulaire avec le TEL**

On définit l'efficacité biologique relative (EBR) comme le rapport, à un niveau d'effet donnée, de la dose avec un rayonnement de référence (rayons X) à la dose avec le rayonnement à étudier. L'EBR sert donc à comparer l'effet biologique de deux types de rayonnements.

$$\text{EBR} = \frac{\text{Dose du rayonnement de référence}}{\text{Dose du rayonnement à l'étude}} \text{ pour un même niveau d'effet}$$

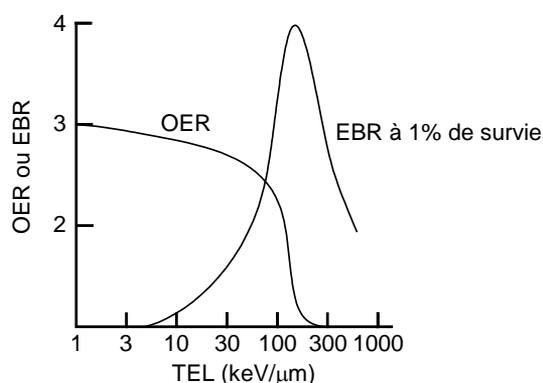
### Paramètres chimiques

L'effet biologique dépend de la composition biochimique de la cellule au moment de l'irradiation. Les molécules qui diminuent les effets néfastes s'appellent les radioprotecteurs. Il s'agit des capteurs des radicaux libres, des antioxydants, ainsi que des stimulateurs des enzymes impliquées dans la réparation cellulaire. Les radiosensibilisateurs sont des substances qui augmentent la sensibilité de la cellule, le plus puissant est l'oxygène. La présence d'oxygène dans la cellule lors de l'irradiation modifie la courbe de survie comme le montre la Figure 10.4. On définit le facteur OER (*Oxygen Enhancement Ratio*) comme le rapport, pour un niveau donné de l'effet, de la dose en milieu anoxique ou hypoxique ( $D_A$ ) à la dose en milieu oxygéné ( $D_E$ ).



**Figure 10.4 : Influence de la présence d'oxygène sur la survie cellulaire**

Les facteurs EBR et OER varient avec le TEL de la radiation. Cette variation est illustrée à la Figure 10.5 pour la survie cellulaire à 1 % d'une population cellulaire donnée.



**Figure 10.5 : Variation de l'EBR et de l'OER en fonction du TEL**

L'EBR, défini comme égal à 1 au faible TEL (rayonnement X de référence), augmente fortement dès un TEL de 10 keV/μm. On observe en outre une saturation au-dessus de 100 keV/μm. Ce mécanisme de saturation correspond à un dépôt d'énergie dans chaque cellule supérieure à l'énergie nécessaire à la mort cellulaire (overkilling). L'OER est relativement élevé au faible TEL; dans ce cas, l'effet de l'irradiation sur la cellule est fortement augmenté par la présence d'oxygène. Au haut TEL, l'effet d'oxygène disparaît (OER = 1); dans ce cas, la cellule touchée reçoit une telle énergie que sa mort intervient de toute façon, avec ou sans oxygène.

### Paramètres biologiques

La radiosensibilité varie en fonction de la phase du cycle cellulaire. Les cellules hors division, en phase G1 et G2 (Figure 10.6), sont peu radiosensibles car les enzymes non utilisées à la duplication sont entièrement disponibles pour la réparation. A l'opposé, la phase la plus sensible de la cellule est la mitose, au cours de

laquelle a lieu la division cellulaire. Les courbes standards de survie traduisent, pour une population de cellules données, une radiosensibilité moyenne pondérée par la durée relative de chaque phase du cycle.

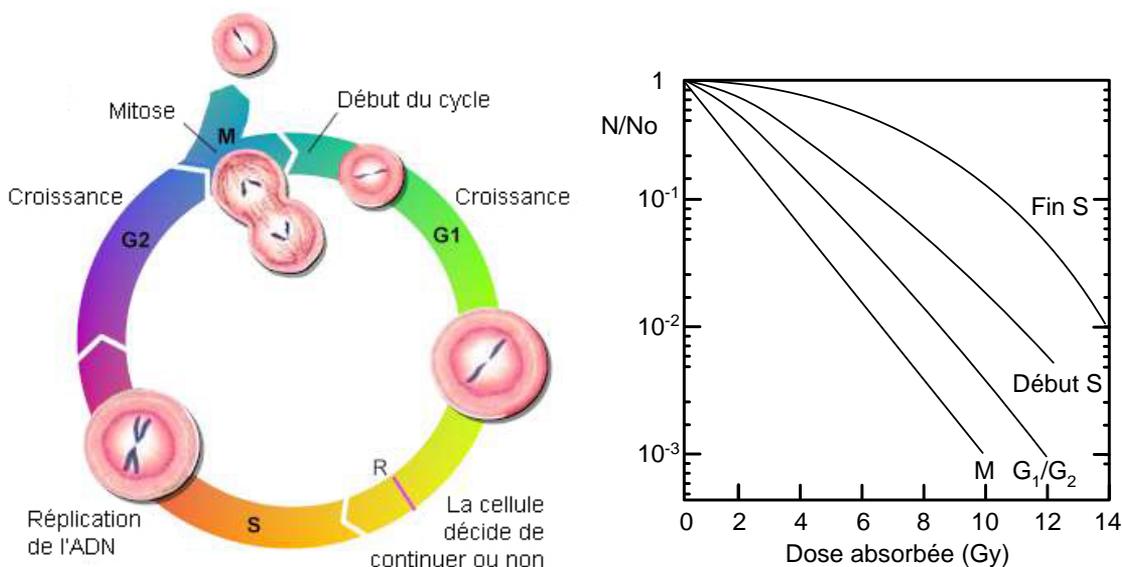


Figure 10.6 Variation de la sensibilité en fonction des phases du cycle cellulaire.

**M** : phase de mitose (division cellulaire)  
**G1 et G1**: phases de synthèse et de croissance;  
**S** : phase de synthèse (duplication de l'ADN).

### 10.3 Effets sur l'ADN

Les molécules cibles dans une cellule sont nombreuses : les petites molécules (les sucres, les lipides, les tARN) et ou les macromolécules (les protéines et l'ADN). Seules les fortes doses affectent un grand nombre de petites molécules qui peuvent alors désorganiser le fonctionnement de la cellule. Par contre, les macromolécules peuvent être modifiées ou endommagées sous l'effet de faibles doses de façon aléatoire. La modification d'une molécule d'ADN affecte non seulement le fonctionnement et la survie de la cellule irradiée, mais peut également être transmise aux générations suivantes. Les cellules eucaryotes ont un système très efficace de réparation des erreurs au niveau de l'ADN. Cette réparation est néanmoins moins efficace en cas de ruptures double brins, fréquentes en cas d'exposition à des radiations ionisantes, qu'en cas de ruptures simple brin ou de modifications d'un seul nucléotide.

#### 10.3.1 Effets directs

L'énergie transmise à la molécule d'ADN peut produire des cassures dans le simple brin ou dans le double brin. Elle agit aussi sur les interactions entre l'ADN et les protéines qui peuvent souvent avoir comme conséquence des aberrations chromosomiques. Les modifications structurales des molécules d'ADN entraînent l'apparition de défauts dans le codage génétique. Ces défauts sont à l'origine de mutations ou de la mort cellulaire. L'effet initial sur l'ADN est proportionnel à la dose reçue, mais l'expression biologique de ces lésions peut varier en fonction du type de lésion, de la localisation de la lésion, et de la réponse cellulaire



intermoléculaires. Les réarrangements chromosomiques, comme les anneaux centriques, les inversions, les translocations et les chromosomes dicentriques, sont cependant extrêmement fréquents suite à une irradiation (Figure 10.8).

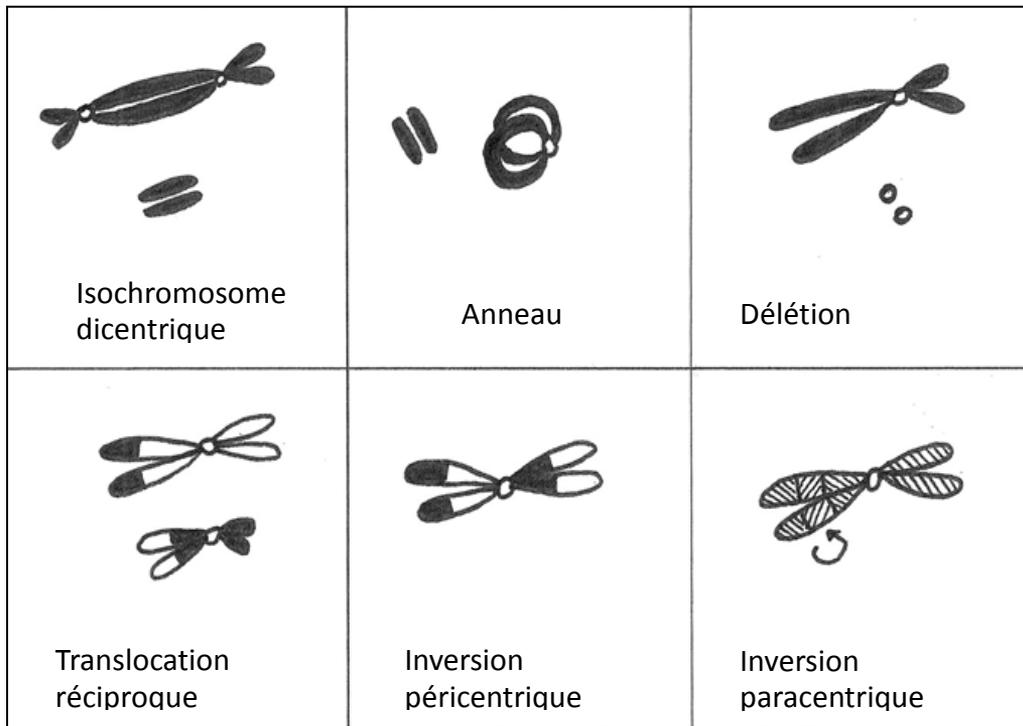


Figure 10.8 Les réarrangements chromosomiques suite aux cassures double brin.

#### 10.3.4 Système de réparation

La réparation d'ADN endommagée peut être fidèle ou erronée. En cas de réparation fidèle, la cellule récupère sa structure et sa fonction origine, ceci sans aucune conséquence. La réparation erronée peut aboutir, selon les cas, à la mort cellulaire ou à une altération transmise aux descendants. Selon le gène touché, cette erreur peut être initiatrice de la cancérogénèse. En cas des cellules germinales, la mutation devient héréditaire et peut aboutir à une maladie génétique.

L'efficacité de la réparation dépend du type de modifications moléculaires. Les changements simples d'une base sont régulièrement réparés au cours de la première réplication d'ADN. De même, les modifications d'un seul brin sont réparées de manière fidèle au cours de la première réplication qui suit l'irradiation. Plusieurs facteurs de reconnaissance d'une structure de l'ADN anormale sont identifiés, parmi lesquelles la protéine P53. Les mutations dans le gène P53, qui ne reconnaît pas les défauts structurels de l'ADN et/ou n'active pas son système de réparation, augmentent la radiosensibilité et la prédisposition au cancer.

Les réparations des lésions double brin sont plus complexes, plus lentes et moins efficaces, d'où un taux élevé de réarrangements chromosomiques anormaux suite à l'irradiation. La cassure double brins est reconnue par les protéines senseurs grâce à la modification des histones, les protéines qui forment les nucléosomes en interaction avec l'ADN. La reconnaissance de la lésion déclenche l'activation de nombreuses protéines qui forment un complexe. Ces protéines recrutent des molécules indispensables pour la réparation et activent,

entre autres, la protéine P53. L'histone H2AX est activée par phosphorylation de façon rapide sur plusieurs mégabases de chromatine. Cette molécule est considérée comme le témoin de la cassure du double brin. Suite à une irradiation, la phosphorylation du H2AX est proportionnelle à la dose et peut être utilisée en dosimétrie biologique.

La capacité de réparation dépend du type de cellule ainsi que de son état fonctionnel. En règle générale, les cellules jeunes et saines ont une capacité de réparation plus élevée. Ceci est la base du fractionnement de la dose en radiothérapie permettant aux tissus sains de se régénérer plus rapidement que la tumeur entre chaque séance d'irradiation. Une radiothérapie classique délivre la dose totale par fraction de 2 Gy, une fraction par jour, 5 jours par semaine, pendant plusieurs semaines. Par ailleurs, les cellules tumorales avec un taux de division élevé sont davantage radiosensibles que les cellules normales.

## 10.4 Effets sur l'organisme

En fonction de la dose délivrée, les effets des radiations sur l'organisme peuvent être inéluctables (réactions tissulaires, anciennement appelés effets déterministes) ou aléatoires (effets stochastiques).

### 10.4.1 Réactions tissulaires (effets déterministes)

La grandeur utilisée pour décrire les réactions tissulaires est la dose absorbée (unité Gy). Lorsque la dose absorbée est supérieure à 0,5 Gy, on observe une réduction transitoire, voire permanente, des cellules assurant le fonctionnement de l'organe. Le seuil dépend de la dose absorbée et du type de tissu. En général, les tissus avec un taux de renouvellement élevé et les cellules peu différenciées, sont plus vulnérables qu'un tissu différencié et à faible division cellulaire. Quelques exemples sont donnés dans le Tableau 10.1. La sévérité des réactions tissulaires augmente avec la dose.

Tableau 10.1 : Estimation des seuils pour les effets tissulaires

Tissus et effets	Dose totale reçue lors d'une exposition unique	Dose totale reçue lors d'expositions prolongées
<b>Testicules</b>		
<i>Stérilité temporaire</i>	0,15 Gy	Non applicable
<i>Stérilité permanente</i>	3,5 – 6 Gy	Non applicable
<b>Ovaires</b>		
<i>Stérilité</i>	2,5 – 6 Gy	6 Gy
<b>Cristallin</b>		
<i>Opacité détectables</i>	0,5 – 2 Gy	5 Gy
<i>Déficience visuelle (Cataracte)</i>	5 Gy	>8 Gy
<b>Moelle osseuse</b>		
<i>Dépression de l'hématopoïèse</i>	0.5 Gy	Non applicable

Les réactions tissulaires peuvent être précoces ou tardifs. Le plus souvent, les réactions tissulaires apparaissent peu après l'irradiation. Les cellules différenciées endommagées par la radiation sont remplacées grâce aux multiplications et différenciations des cellules souches. L'intervalle entre l'irradiation et l'apparition des effets cliniques dépend donc de la durée de vie des cellules différenciées (sensiblement constante pour un tissu donné), mais également de la proportion de cellules souches partiellement atteintes, qui dépend de la dose. La dose de seuil est celle dont les effets correspondent au pourcentage de cellules mortes dans le tissu concerné, nécessaire pour désorganiser sa fonction. Le seuil est variable selon la radiosensibilité individuelle et il est défini par une seule exposition et dans une période de temps court.

En cas d'irradiation aiguë du corps entier à des doses létales, les tissus hématopoïétiques, gastro-intestinaux et ceux du système nerveux central sont endommagés. La Figure 10.9 montre les gammes de dose dans lequel les effets interviennent et le temps séparant l'irradiation et la mort de l'individu (temps de survie). La dose semi-létale (50% de survie sur l'ensemble d'une population) est située pour des individus sains, entre 3 et 5 Gy.

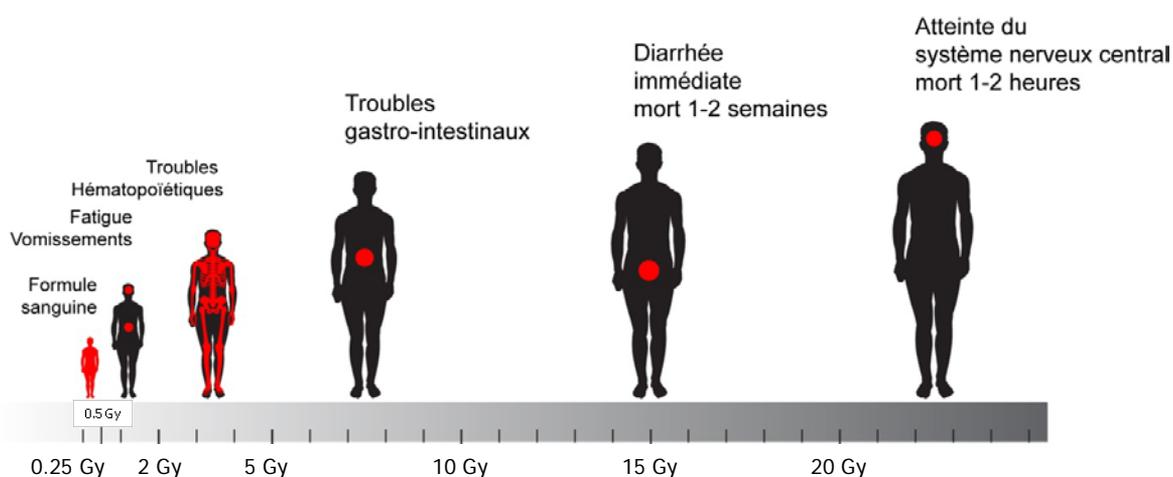


Figure 10.9 : Syndromes de l'irradiation aiguë

### Effets sur l'hématopoïèse

L'irradiation du tissu hématopoïétique conduit à la destruction des cellules souches des lignées cellulaires sanguines. Lors de ce syndrome, deux systèmes très radiosensibles sont atteints : le système lymphatique où sont produits les lymphocytes, conduisant à une diminution rapide et brutale des cellules, et la moelle osseuse où sont produits les globules rouges et les globules blancs, conduisant à une diminution plus lente de ces cellules. On assiste ainsi dans les jours qui suivent l'irradiation à une réduction des populations cellulaires du sang (leucopénie, anémie, réduction des plaquettes), et à une modification de la formule sanguine. Le risque de décès de l'individu par infection devient important. En l'absence de traitement adéquat tel que la greffe de moelle, l'issue est fatale pour le 100% des individus au-delà d'une dose de 5 Gy.

### Effets sur le tractus gastro-intestinal

L'irradiation du tractus gastro-intestinal conduit à la destruction des cellules basales de la muqueuse intestinale et a pour conséquences la perte de mobilité de l'intestin, l'altération de la sécrétion des enzymes, l'ulcération et l'infection de la muqueuse intestinale. Ceci se manifeste par la douleur gastro-intestinale, la

perte d'appétit, les nausées, la diarrhée et les vomissements. L'atteinte du tractus gastro-intestinal, combinée à la destruction du système hématopoïétique, conduisent à la mort de l'individu qui survient suite à la perte considérable des fluides et électrolytes de l'organisme (due à la déshydratation), à la détérioration du système nutritionnel et à l'infection.

### Effets sur le système cérébrovasculaire

L'irradiation à des doses élevées du système nerveux central conduit à un état de choc, lié à une atteinte de la vascularisation. Après une période d'ataxie, la mort survient dans les heures qui suivent. Aux doses élevées (> 10 Gy), les manifestations pulmonaires (pneumonie actinique) peuvent aussi être responsables de la mort de l'individu.

### Irradiation aiguë de la peau

La peau est un tissu particulièrement radiosensible à cause de son taux de renouvellement élevé. En outre, c'est le principal tissu concerné en cas d'exposition externe par un rayonnement peu pénétrant, par exemple par la radiation  $\beta$ . Les effets d'une irradiation de la peau en fonction de la dose absorbée, qui apparaissent environ 3 semaines après l'irradiation, sont indiqués dans le Tableau 10.2.

**Tableau 10.2 : Effets de l'irradiation aiguë de la peau**

Dose (Gy)	Effets
3-5	Erythème et desquamation sèche
20	Desquamation humide avec formation d'ampoules
50	Nécrose de la peau

En cas d'irradiation répétée, le seuil d'apparition des lésions cutanées est abaissé à chaque nouvelle irradiation. En effet, un faible dépeuplement de la couche basale n'a pas d'effet macroscopiquement observable mais diminue le capital de renouvellement de l'épiderme. Une dose initiale, sans aucune traduction clinique, peut donc abaisser suffisamment le seuil pour qu'une autre dose, quelques mois ou quelques années après, déclenche une nécrose. Ce cas de figure n'est pas exceptionnel en radiologie interventionnelle où des actes peuvent se répéter et où les faisceaux de rayons X irradient toujours le même champ d'entrée.

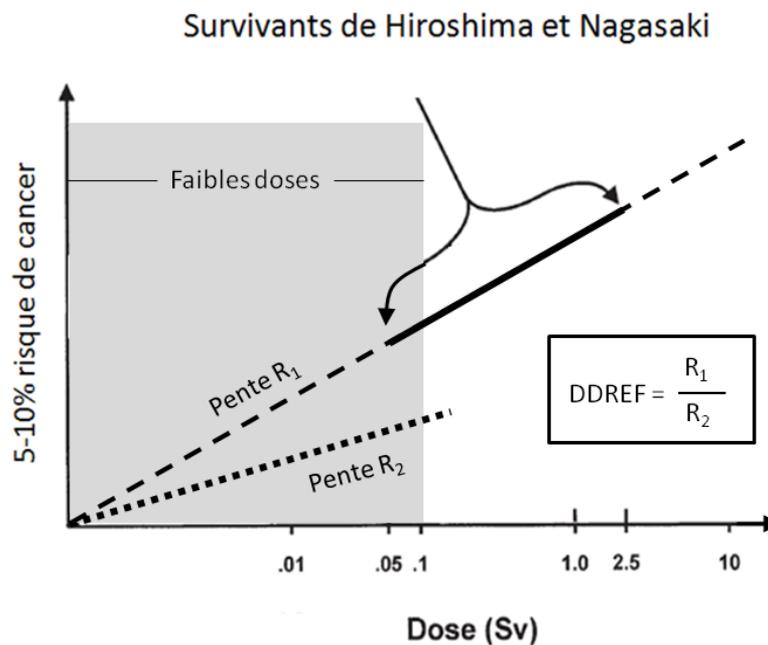
#### 10.4.2 Effets stochastiques

Les effets stochastiques (ou aléatoires) sont ceux dont l'apparition des symptômes n'est pas systématique. Pour ces effets, on associe une probabilité de manifestations de conséquences suite à l'irradiation. La quantification du risque des effets stochastiques n'est pas possible au niveau individuel, mais uniquement au niveau d'une population. Il ne peut pas non plus être estimé dans les cultures cellulaires, comme pour les réactions tissulaires. Toutes les estimations de risque et l'amélioration des connaissances sur les impacts sanitaires des radiations ionisantes sont donc basées sur des études épidémiologiques.

Les effets stochastiques ont une manifestation tardive. Ils peuvent apparaître plusieurs années ou décennies après l'irradiation des cellules somatiques et même plusieurs générations plus tard en cas de mutations dans les cellules germinales. Cela présente une difficulté supplémentaire pour estimer les risques sanitaires chez

l'homme. Par conséquent, la relation entre la dose et l'effet est moins bien établie que pour les fortes doses engendrant des réactions tissulaires.

Tous les effets stochastiques sont la conséquence de mutations. La sévérité de ces effets ne dépend pas de la dose reçue, mais uniquement du type de cellule et du gène muté. Cependant, la probabilité de leur incidence varie avec la dose. La courbe de réponse (Figure 10.10) exprime la probabilité de l'effet stochastique en fonction de la dose équivalente.



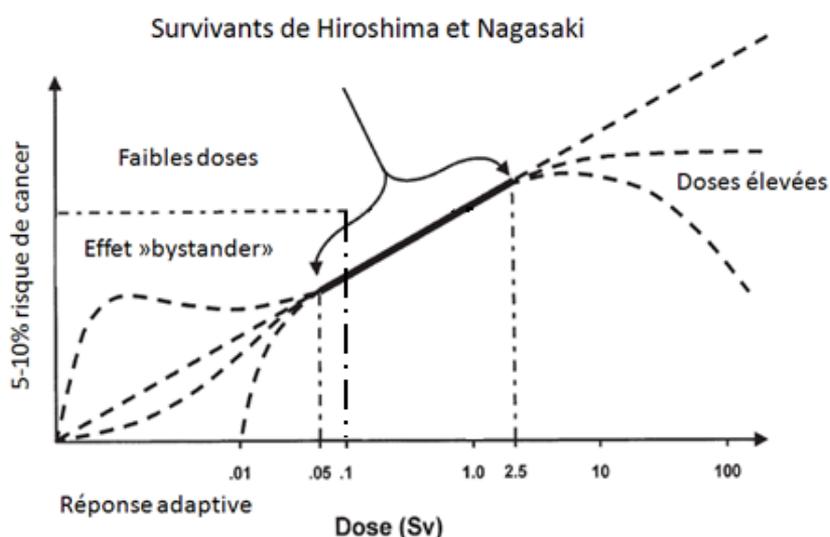
**Figure 10.10 Courbe de réponse pour un effet stochastique et extrapolation du risque vers les faibles de doses**

Selon la CIPR, pour des faibles doses d'irradiation (<100 mSv par an), l'augmentation de l'incidence des effets stochastiques est supposée proportionnelle à la dose. On parle d'un *modèle linéaire sans seuil*, également appelé modèle LNT (en anglais linear no-threshold model), qui prédit les effets biologiques des radiations ionisantes à long terme. Quel que soit le niveau de dose, le risque est directement proportionnel à la dose. Le facteur de risque (R), qui correspond à la pente de la droite de réponse, exprime l'augmentation de l'incidence de l'effet par unité de dose. Son unité est le  $\text{Sv}^{-1}$ . En d'autres termes, la somme de plusieurs petites expositions a le même effet qu'une plus grande exposition.

La plupart des expériences radiobiologiques mettent en évidence une relation linéaire entre 20 et 100 mGy. Ces expériences suggèrent même la continuation de cette linéarité jusqu'à 5 mGy (dose aiguë). Même s'il y a débat autour des petites valeurs de dose, le consensus international est le modèle linéaire sans seuil (Figure 10.11).

A dose élevée, on observe soit une réduction de la probabilité des effets stochastiques liée à la destruction des cellules, soit une augmentation associée à des phénomènes inflammatoires causés par des réactions tissulaires.

L'extrapolation aux faibles doses ( $\sim 10$  mSv) des facteurs de risque obtenus à des doses élevées ( $\sim 1$  Sv) est délicate (Figure 10.11). Sur la base des connaissances radiobiologiques, le facteur de réduction à introduire (DDREF : *Dose and Dose Rate Reduction Factor*) est estimé entre 2 et 10. Par mesure de prudence, la CIPR propose d'utiliser un facteur de réduction de 2 (CIPR-60). Ce facteur de 2 est maintenu dans les nouvelles recommandations CIPR-103. Le rapport du BEIR VII paru en 2005 (BEIR : *Biologic Effects of Ionizing Radiation*) concernant les études des expositions à faible dose conclut toutefois à un DDREF moyen de 1.5 avec un intervalle de confiance 95% de [1.1 ; 2.3].



**Figure 10.11 Modèles de risque basés sur les données épidémiologiques des survivants des bombes atomiques de Hiroshima et Nagasaki**

Sur cette base, le risque d'induction de cancer est estimé à  $4.1\% \text{ Sv}^{-1}$  pour une population de travailleurs et à  $5.5\% \text{ Sv}^{-1}$  pour la population en général.

### Types d'effets stochastiques

Les principaux effets stochastiques sont l'induction des :

- cancers chez l'individu irradié, si la mutation est induite dans certains gènes des cellules somatiques,
- maladies génétiques dans la descendance, si la mutation est induite dans les cellules germinales,
- maladies cardiovasculaire.

L'estimation du risque sanitaire dû exclusivement aux radiations ionisantes est difficile car il est impossible d'isoler les symptômes provoqués par une irradiation de ceux induits par d'autres sources. L'estimation du risque radioinduit se base donc sur l'étude de l'augmentation de cancers et maladies dans des populations irradiées, comme celles de Hiroshima, Nagasaki et de Tchernobyl.

### Effets héréditaires

L'action des radiations sur les cellules reproductives, de même que sur les cellules somatiques, consiste en mutations ponctuelles et en aberrations chromosomiques. Les aberrations chromosomiques sont

généralement éliminées pendant la division cellulaire, et sont par conséquent sans effet sur les générations suivantes. Malgré le système de réparation moléculaire, les mutations ponctuelles échappent parfois à leur correction et sont plus fréquemment transmises aux générations suivantes. Si les modifications dans les séquences d'ADN présentent un désavantage fonctionnel, ces mutations sont éliminées dans les générations suivantes. Néanmoins, les maladies génétiques sont en fait le résultat de mutations dans les cellules reproductives. Le taux de mutations « spontanées » est de l'ordre de 10 d'une génération de cellule à l'autre.

Malgré de nombreuses études sur des animaux qui ont montré les effets de l'irradiation sur les gonades, aucune maladie héréditaire après irradiation des gonades chez l'homme n'a pu être mise en évidence à ce jour. Trois types d'études épidémiologiques dont le but est d'estimer le risque d'apparition des maladies génétique chez l'homme, sont possibles :

- sur les descendants des patients qui ont subi un traitement médical,
- sur les populations qui habitent dans les régions dont la radiation naturelle est élevée,
- les populations d'Hiroshima et de Nagasaki. Aucune étude de ce type n'a démontré d'effet néfaste des irradiations sur les générations suivantes.

Toutefois, la CIPR définit des facteurs de risque et introduit le concept de la dose de doublement (DD) qui est défini comme la quantité de rayonnements requise pour doubler le taux de mutations spontanées dans une population. Cette valeur estimée à 1Sv n'est pas valable pour les larges délétions ou d'autres modifications importantes du génome, mais uniquement pour les mutations ponctuelles. Le risque génétique de la deuxième génération est d'environ 0.2% par Gray.

### 10.4.3 Autres effets somatiques

Mis-à part le cancer, les rayonnements ionisants peuvent provoquer d'autres maladies telles que des maladies cardiaques, des attaques cérébrales, des affections digestives, respiratoires et hématopoïétiques et surtout la cataracte. Les récentes recommandations de la Commission internationale de protection radiologique considèrent pour la première fois les affections non cancéreuses (CIPR 103). En effet, le rapport du Biologic Effects of Ionizing Radiation VII I (BEIR) a mis en évidence des associations entre l'irradiation et ces autres effets ; la CIPR recommande de considérer que ces effets fassent l'objet d'un seuil à 100 mSv.

#### Exposition prénatale

Pendant l'embryogenèse la plupart des cellules sont en phase de réplication et de différenciation. Elles ont donc une radiosensibilité élevée. Des précautions particulières doivent être prises pendant la période prénatale afin de réduire l'irradiation *in utero*. Les effets embryologiques dépendent du stade de développement:

Avant la nidation (0 -10 jours) l'œuf est soit éliminé soit il se développe normalement (loi du tout ou rien).

Pendant l'embryogenèse (10 jours à 9 semaines) le risque est maximal en raison de l'intense organogenèse. Le seuil d'apparition des réactions tissulaires est estimé à 100 mGy.

Dès 3 semaines après la conception et jusqu'à la naissance, l'exposition aux radiations augmente le taux de cancers chez l'enfant. Le risque est supérieur à celui de la population en général, mais similaire à celui qui existe après une exposition pendant la petite enfance (facteur d'environ 2 à 3).

Pendant la phase fœtale le risque de migration neuronale anormal persiste et peut aboutir à un retard mental. Le seuil d'apparitions des réactions tissulaires après la 10<sup>ème</sup> semaine est estimé à 300 mGy.

## 10.5 Risque radiologique

### 10.5.1 Notion de détriment

Pour les besoins de la radioprotection, la CIPR a introduit la notion de détriment pour identifier et quantifier (lorsque cela est possible) les effets délétères des radiations. La CIPR a limité dans sa publication 60 (1991) la notion de détriment au préjudice sur la santé, excluant ainsi les autres formes de préjudice (social, économique, environnemental, etc). Le détriment est conçu comme une combinaison de la *probabilité d'incidence* de tous les effets nuisibles des radiations et de la *gravité* de ces effets.

En considération des niveaux de dose mis en cause en radioprotection, les réactions tissulaires ont été exclues par la CIPR dans l'évaluation du détriment. Seuls les effets stochastiques sont pris en compte. Ceci comprend notamment :

- la probabilité d'un cancer mortel attribuable aux rayonnements ;
- la probabilité pondérée d'un cancer non mortel attribuable aux rayonnements ;
- la probabilité pondérée d'effets héréditaires grave et la durée de vie perdue, si le préjudice a lieu.

Le Tableau 10.3 rassemble toutes les données utilisées pour évaluer le détriment selon les recommandations CIPR 103 de 2007. La démarche consiste à déterminer les contributions relatives des différents organes au détriment total. Ce tableau présente des données pour la population entière.

**Tableau 10.3 : Résumé des risques nominaux et du détriment pour l'ensemble de la population, moyennés entre les deux sexes**

Tissu	Coefficients de risque nominal (cas pour 10 000 personnes par Sv)	Létalité	Risque nominal ajusté pour la létalité et la qualité de vie <sup>4</sup>	Perte relative de vie sans cancer <sup>5</sup>	Détriment (par rapport à la colonne 1) <sup>6</sup>	Détriment relatif
<b>Œsophage</b>	15	0,93	15,1	0,87	13,1	0,023
<b>Estomac</b>	79	0,83	77,0	0,88	67,7	0,118
<b>Côlon</b>	65	0,48	49,4	0,97	47,9	0,083
<b>Foie</b>	30	0,95	30,2	0,88	26,6	0,046
<b>Poumon</b>	114	0,89	112,9	0,80	90,3	0,157
<b>Os</b>	7	0,45	5,1	1,00	5,1	0,009
<b>Peau</b>	1000	0,002	4,0	1,00	4,0	0,007
<b>Sein</b>	112	0,29	61,9	1,29	79,8	0,139
<b>Ovaire</b>	11	0,57	8,8	1,12	9,9	0,017
<b>Vessie</b>	43	0,29	23,5	0,71	16,7	0,029
<b>Thyroïde</b>	33	0,07	9,8	1,29	12,7	0,022
<b>Moelle osseuse</b>	42	0,67	37,7	1,63	61,5	0,107
<b>Autres solides</b>	144	0,49	110,2	1,03	113,5	0,198
<b>Gonades*</b>	20	0,80	19,3	1,32	25,4	0,044
<b>TOTAL</b>	1715		565		574	1,000

\*effets héréditaires

Les facteurs  $w_T$  correspondent aux valeurs arrondies des contributions relatives au détriment total présentées dans la dernière colonne du Tableau 10.3. Ces nouveaux facteurs sont intégrés dans l'Ordonnance sur la radioprotection (ORaP).

Le Tableau 10.4 montre la comparaison des détriments pour la population entière et pour les adultes de 18 à 64 ans de deux sexes que nous trouvons dans les recommandations CIPR 60 de 1990 et dans les recommandations CIPR 103 de 2007.

<sup>4</sup> Définie comme  $R \cdot q + R \cdot (1 - q) \cdot ((1 - q_{\min}) q + q_{\min})$ , où R est le coefficient de risque nominal, q est la fraction de mortalité, et  $(1 - q_{\min}) q + q_{\min}$  est le poids donné aux cancers non mortels. Ici,  $q_{\min}$  est le poids minimal pour les cancers non mortels

<sup>5</sup> Définie comme la durée de vie moyenne perdue du fait de la maladie par rapport à l'espérance de vie normale, exprimée par rapport à la moyenne pour tous les cancers.

<sup>6</sup> Définie comme la multiplication du risque nominal ajusté pour la létalité et la qualité de vie avec la perte relative de vie sans cancer.

**Tableau 10.4 : Détriment pour le cancer et les effets héréditaires ( $10^{-2}$  Sv<sup>-1</sup>)**

Population exposée	Cancer		Effets héréditaires		Total	
	CIPR 103	CIPR 60	CIPR 103	CIPR 60	CIPR 103	CIPR 60
<b>Travailleurs adultes</b>	4,1	4,8	0,1	0,8	4,2	5,6
<b>Population entière</b>	5,5	6,0	0,2	1,3	5,7	7,3

Les différences entre les deux publications de la CIPR sont liées aux méthodes de calcul du risque nominal et du détriment. En particulier, les nouvelles estimations de la publication CIPR 103 reposent sur les données relatives à l'incidence du cancer avec des pondérations pour prendre en compte la mortalité et la dégradation de la qualité de vie. Dans la publication CIPR 60, les risques nominaux sont calculés en s'appuyant sur des données relatives à la mortalité. Concernant les effets héréditaires, l'estimation du risque a été sensiblement révisée par rapport à la Publication CIPR 60. En particulier, les nouveaux coefficients de risque génétique considèrent l'exposition et le risque génétique seulement sur deux générations et non plus sur l'ensemble des générations.

### 10.5.2 Notion de dose efficace

Afin de pouvoir comparer des situations d'irradiation hétérogène qui conduisent à différentes distributions de la dose équivalente dans l'organisme, la CIPR a introduit la notion de dose efficace  $E$ , appelée également dose efficace, comme la somme pondérée des doses équivalentes  $H_T$  aux organes et tissus  $T$  irradiés.

$$E = \sum_T w_T \cdot H_T$$

$w_T$ , facteur de pondération pour l'organe ou tissu  $T$ , exprime le détriment relatif à cet organe ou tissu, c'est-à-dire la fraction du risque radiologique associée à cet organe ou tissu dans le cas où tous les organes et tissus reçoivent la même dose. Tout comme la dose équivalente, l'unité de la dose efficace est le Sievert (Sv).

Les valeurs  $w_T$  sont des valeurs établies pour une population de référence de nombre égal des deux sexes et d'une large gamme d'âges. Ils sont donc applicables dans le cas des travailleurs, de la population entière et de chacun des deux sexes.

N.B. : La dose efficace, conçue pour les besoins de la radioprotection, est liée exclusivement aux effets stochastiques des radiations. Dans le cas où des réactions tissulaires sont probables, la grandeur dosimétrique d'intérêt est la dose absorbée par la partie du corps qui a été fortement irradiée.

Références :

- [1] ICRP Publication 103 – Recommandations 2007 de la Commission internationale de protection radiologique. Ed. Tec et Doc, 2009, ISBN : 978-2-7430-1120-8
- [2] NAS/NRC. Health risks from exposure to low levels of ionizing radiation: BEIR VII Phase 2. 2006
- [3] Personne compétente en radioprotection. Principes de radioprotection –réglementation. Ch Jimonet et H. Métivier. Ed. EDP Sciences, 2009, ISBN: 978-2-7598-0448-1
- [4] Radioprotection en milieu médical. Y.-S. Cordoliani et H. Foehrenbach Ed Elsevier Masson 2008, ISBN: 978-2-294-70315-7
- [5] P.Galle et R.Paulin. Biophysique :radiobiologie, radiopathologie. Masson 2003, ISBN: 978-2-294-70315-7
- [6] Radiobiologie. Radiothérapie et radioprotection. M.Tubiana, Ed Hermann/Médecine, 2008, ISBN: 978-2-7056-6530-2
- [7] H. Foehrenbach et Y.-S. Cordoliani (2002) Effets biologiques des rayonnements ionisants. *Feuillets de Radiologie* 42 : 517-523

## 10.6 Résumé

- Les effets des radiations ionisantes surviennent par action directe ou indirecte.
- Dans le cas de l'action directe, le rayonnement ionisant interagit directement avec molécule d'ADN
- Dans le cas de l'action indirecte, le rayonnement ionisant génère des radicaux libres par interaction avec l'eau de la cellule; ces radicaux diffusent et provoquent des lésions au niveau de l'ADN.
- Les effets somatiques concernent l'individu exposé aux radiations ionisantes, les effets héréditaires, se concernent sa descendance.
- Les effets somatiques peuvent être déterministes ou stochastiques :
- Effets déterministes sont caractérisés par un seuil en dose et une sévérité qui augmente avec la dose; ils sont en général immédiats;
- Effets stochastiques sont caractérisés par une augmentation de leur probabilité d'occurrence avec la dose, sans seuil démontré; ils se manifestent en général longtemps après l'irradiation.
- La seuil d'apparition d'effets déterministes (tissulaires) est située à 0,5 Gy.
- La dose semi-létale est située pour une population d'individus sains, entre 3 et 5 Gy.
- Les principaux effets pour l'enfant à naître relèvent des malformations et de l'induction de cancer à long terme
- La notion de détriment est conçue comme une combinaison de la probabilité d'incidence de tous les effets nuisibles des radiations et de la gravité de ces effets.
- Le facteur de risque de l'induction de cancer est estimé à 4,1 % Sv<sup>-1</sup> pour une population de travailleurs et à 5,5 % Sv<sup>-1</sup> pour la population en général.
- Le risque radiologique global est de 4,2 % par Sv pour les travailleurs et 5,7 % par Sv pour la population en général

## Exercices

1. Indiquer les principales étapes de l'action biologique des radiations.
2. Indiquer les effets déterministes chez un individu recevant une dose au corps entier de 0,1 Gy.
3. Indiquer l'effet d'une dose au corps entier de 10 Gy chez un individu en l'absence de traitement subséquent.
4. On admet qu'un effet (hypothétique) a une probabilité de 10 % par Sv à haute dose. Calculer le nombre d'effets induits dans une population de 7 millions d'habitants (population suisse) recevant en moyenne une dose de 1 mSv, en admettant un DDREF de 5 pour cet effet spécifique.
5. Calculer pour la population suisse le nombre annuel de cancers induits par l'irradiation naturelle dont la dose efficace moyenne est estimée à 4 mSv par an.
6. Quels effets des radiations sont considérés dans l'évaluation du détriment ?
7. Calculer la dose efficace dans la situation suivante :
  - dose aux gonades : 2 mSv
  - dose à la moelle osseuse : 1 mSv
  - dose à la thyroïde : 5 mSv
  - dose aux autres organes : 0 mSv.

# 11 Bases de la radioprotection

## Objectifs du chapitre

- Appliquer les principes de base de la radioprotection dans un contexte éthique.
- Expliquer comment les limites de dose ont été définies au niveau international.
- Citer les diverses limites de dose individuelle fixées par la législation suisse.

## 11.1 Principes de bases

### 11.1.1 Définition de la radioprotection

La radioprotection a pour but la protection de l'homme et de sa descendance contre les effets des radiations ionisantes.

Ses objectifs sont les suivants :

- prévenir tout effet pathologique déterministe de l'irradiation;
- limiter à un niveau acceptable les effets de nature stochastique.

La CIPR-103 propose de distinguer trois situations d'exposition :

- situation d'exposition planifiée; il s'agit de la situation normale de planification de l'introduction d'une source et de son exploitation;
- situation d'exposition en cas d'urgence; il s'agit d'une situation inattendue intervenant dans le courant d'une situation planifiée ou d'un acte délictueux, et dans laquelle une action urgente est requise;
- situation d'exposition existante; il s'agit d'une situation qui existe déjà au moment où une décision de contrôle intervient (exposition naturelle, résidus d'activités antérieures, radon).

En outre, trois catégories d'exposition se distinguent :

- exposition professionnelle
- exposition du public
- exposition médicale; elle comprend l'exposition de l'individu en tant que patient, l'exposition des proches du patient en tant qu'aides dans les soins ainsi que les personnes exposées dans le cadre d'études biomédicales.

Finalement, il existe deux approches pour fixer les niveaux de protection

- approche liée à la source; dans ce cas, on définit une dose individuelle associée à la source qui ne devrait pas être dépassée. Cette grandeur est appelée « contrainte de dose » ou « niveau de référence » et il ne s'agit pas d'une vraie limite légale. Toutefois si cette grandeur est dépassée, une réflexion doit avoir lieu. Cette grandeur est aussi un outil d'optimisation qui permet par anticipation

de dimensionner les moyens mis en œuvre pour la respecter. Notons que dans le cas de l'application médicale, cette grandeur est appelée « niveau de référence diagnostique » (NRD).

- approche liée à l'individu ; cette approche ne s'applique qu'aux situations d'exposition planifiée. Elle fixe une dose, égale à la somme des doses reçues associées à toutes les sources qui font l'objet d'une réglementation, qui ne doit pas être dépassée. Cette grandeur est appelée « limite de dose individuelle ».

Deux principes de radioprotection sont associés à l'approche liée à la source et s'appliquent à toutes les situations d'exposition :

- Justification (J)
- Optimisation (O)

Un principe est associé à l'approche liée à l'individu et s'applique aux situations d'exposition planifiée, mais cependant pas à la catégorie de l'exposition médicale :

- Limitation des doses individuelles (L)

L'application des différents principes est représentée schématiquement dans le Tableau 11.1.

**Tableau 11.1 : Application des différents principes de radioprotection en fonction des situations, des catégories et des approches (légende : J : principe de justification; O : principe d'optimisation; L : principe de limitation des doses individuelles; NRD : niveau**

				Professionnels	Public	Patient
Situation d'exposition	planifiée	Approche	source	J + O contraintes	J + O contraintes	J + O NRD contraintes
			individu	L	L	Pas de limite
	urgence	Approche	source	J + O Niveau de références	J + O Niveau de référence	Ne s'applique pas
			individu	Pas de limite	Pas de limite	Ne s'applique pas
	existante	Approche	source	Ne s'applique pas	J + O Niveau de référence	Ne s'applique pas

			individu	Ne s'applique pas	Pas de limite	Ne s'applique pas
--	--	--	----------	-------------------	---------------	-------------------

### 11.1.2 Principe de justification

Selon le principe de justification, toute activité faisant intervenir un risque radiologique doit être justifiée, les procédures alternatives doivent être analysées et retenues le cas échéant.

La justification dans le domaine médical est précisée sur trois niveaux : si la justification de base de l'application de rayonnements ionisants à des patients (1<sup>er</sup> niveau) est considérée comme acquise, la justification de la procédure diagnostique ou thérapeutique (2<sup>ème</sup> niveau) doit encore s'appuyer sur la bonne orientation des patients par les médecins prescripteurs et des guides de bonnes pratiques élaborés par les sociétés professionnelles médicales. Enfin, la justification de l'application à un individu (3<sup>ème</sup> niveau) implique que le médecin prescripteur et le médecin réalisant l'exposition tiennent compte du passé médical et des informations diagnostiques disponible pour un patient particulier, afin d'éviter des expositions inutiles.

### 11.1.3 Principe d'optimisation

La mise en évidence des effets stochastiques des radiations et l'hypothèse d'une absence de seuil pour de tels effets conduisent naturellement à l'exigence de l'optimisation. Il s'agit ainsi de maintenir les doses aussi faibles que cela est raisonnablement possible (principe ALARA : *As low As Reasonably Achievable*).

Des méthodes formelles d'optimisation sont proposées : comparaison d'options par la méthode coût-bénéfice, ou par la fonction d'utilité, analyse multicritère, etc. Au stade actuel, ces méthodes n'ont pas apporté des informations nouvelles, cependant, la présentation explicite des options et des critères de choix amène une transparence dans l'analyse des problèmes de sécurité.

### 11.1.4 Principe de limitation des doses individuelles

L'application des principes de justification et d'optimisation discutés ci-dessus pourrait conduire à ce qu'un petit nombre d'individus reçoivent des doses trop élevées. Pour cette raison, il est nécessaire de définir un principe supplémentaire qui est celui de la limitation des doses.

Les limites de dose doivent assurer que le risque stochastique est maintenu à un niveau acceptable pour l'individu. En outre, des contraintes complémentaires sont à envisager pour le cas où les limites fixées par le risque stochastique n'assurent pas que les seuils des effets déterministes sont respectés.

Dans le cadre de la limitation des doses, on distingue les personnes exposées aux radiations dans l'exercice de leur profession et les individus du public. En outre, l'irradiation des personnes à des fins médicales constitue une situation particulière et sera traitée séparément.

Le système de limitation des doses proposé par la Commission internationale de protection radiologique (CIPR 103, 2007) et qui a inspiré la législation suisse (ORaP, 2018) est présenté sur la Figure 11.1.

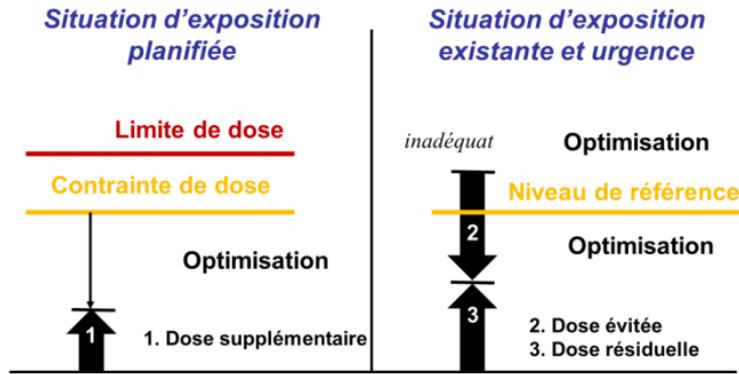


Figure 11.1 Utilisation des principes, limites et contraintes de doses dans les différentes situations d'exposition

## 11.2 Système de limitation des doses de la CIPR

### 11.2.1 Notion de limite de dose

Selon la philosophie de la CIPR, la limite de dose est définie comme la valeur de dose au-dessus de laquelle le risque encouru est *inacceptable*. En dessous de cette limite, le risque est *tolérable*. L'application des principes de justification et d'optimisation permet d'atteindre un risque *acceptable*. En outre une limite est fixée, dans les très faibles doses, au-dessous de laquelle les démarches de justification et d'optimisation ne sont plus à appliquer (dose de *minimis*). Ces différents domaines et limites de dose sont illustrés à la Figure 11.2.

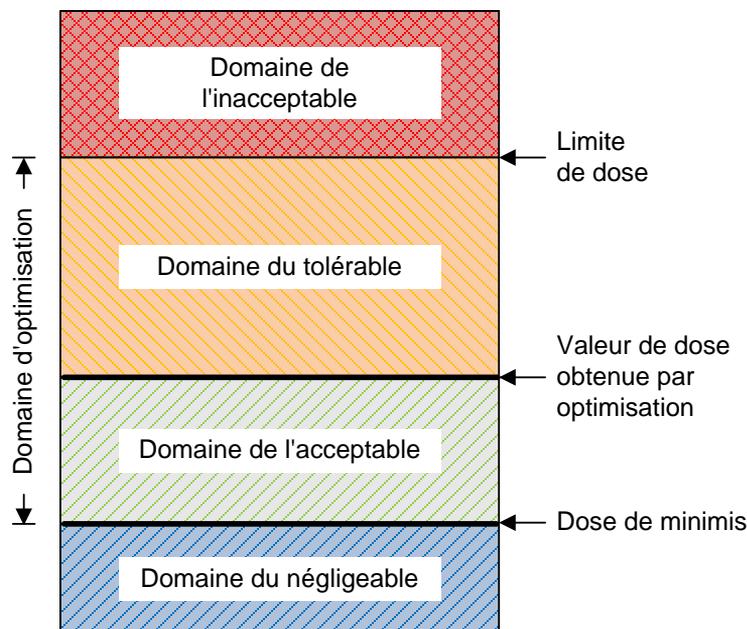


Figure 11.2 Les différents domaines et limites de dose définis selon la philosophie de la CIPR

## 11.2.2 Irradiation professionnelle

### Limitation pour le risque stochastique

Le problème de la limitation des doses pour les effets stochastiques est complexe. En effet, si l'on admet, par mesure de prudence, l'absence d'un seuil, il n'existe alors pas d'irradiation sans risque stochastique, aussi faible que soit la dose.

Pour résoudre ce problème, la CIPR a étudié le risque lié à une irradiation annuelle régulière à une dose donnée, en admettant 47 ans d'activité (18 à 65 ans). Pour mesurer ce risque, les critères suivants ont été analysés :

- probabilité de décès, durant toute la vie, attribuable à l'irradiation;
- années perdues, suite au décès, attribuables à l'irradiation;
- réduction de l'espérance de vie (combinaison des deux critères ci-dessus);
- distribution annuelle de la probabilité de décès lié à l'irradiation;
- augmentation du taux de mortalité en fonction de l'âge, c'est-à-dire probabilité de décéder dans l'année des suites de l'irradiation, sous condition d'avoir atteint l'âge en question.

En outre le risque de cancer non mortel a été introduit en admettant qu'il représente 20% du risque de cancer mortel. Les effets héréditaires ont été également considérés en admettant qu'ils représentent 20% du risque de décès par cancer pour une population de travailleurs (26% pour l'ensemble de la population).

Le calcul de ces indicateurs a été effectué sur la base d'un modèle multiplicatif du risque pour des doses annuelles de 10 mSv, 20 mSv, 30 mSv et 50 mSv, correspondant à une dose de carrière (*lifetime dose*) de 0.5 Sv, 1.0 Sv, 1.4 Sv et 2.4 Sv. Les résultats obtenus sont présentés dans le Tableau 11.2. A la Figure 11.3, la probabilité annuelle des décès est reportée en fonction de l'âge pour différentes valeurs de la dose annuelle. Le calcul est effectué pour une population de femmes; le résultat est équivalent pour une population d'hommes. On observe que selon le modèle multiplicatif, le maximum des décès se situe à 78 ans lors que pour le modèle additif, il se situe à 68 ans.

Sur la base de ces données, la valeur annuelle limite de dose efficace a été choisie pour que le risque à cette dose soit à la limite du tolérable. La valeur de 20 mSv/an a été retenue.

Pour assurer une certaine flexibilité à l'application des limites, il a été admis que durant une année, et avec l'accord de l'autorité de surveillance, la dose d'un travailleur puisse aller jusqu'à 50 mSv, pour autant que la valeur moyenne sur 5 ans ne dépasse pas 20 mSv/an.

La classification des personnes professionnellement exposées aux radiations en deux catégories correspond aux recommandations des normes de l'Euratom et est appliquée pour garantir l'harmonisation. A cet égard, on applique le principe de l'approche graduée en fonction du risque en introduisant le concept de classification des travailleurs en deux catégories, A et B.

Les personnes qui peuvent accumuler, par année civile, les doses suivantes dans le cadre de leur activité professionnelle font partie de la catégorie A:

- une dose efficace supérieure à 6 mSv,

- une dose équivalente au cristallin supérieure à 15 mSv,
- une dose équivalente à la peau, aux mains ou aux pieds supérieure à 150 mSv;

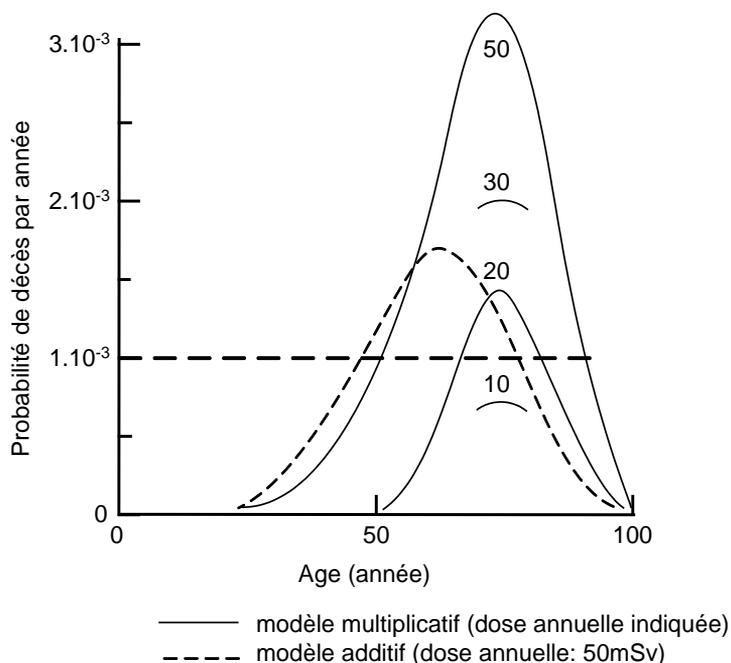
Les personnes qui sont soumises à leur poste de travail à une exposition au radon conduisant à une dose efficace supérieure à 10 mSv par année civile, ou qui sont engagés comme employés dans une installation nucléaire font également partie de la catégorie A.

Toutes les personnes professionnellement exposées aux radiations qui n'appartiennent pas à la catégorie A font partie de la catégorie B.

Les personnes qui exercent des activités comportant un risque négligeable d'accumuler une des doses indiquées pour la catégorie A sont classées, pour ces activités, dans la catégorie A. Les activités liées à l'exploitation d'installations à rayons X dans les cabinets de médecins, de médecins-dentistes et de médecins-vétérinaires à l'exception du domaine des doses élevées et l'activité en tant que personnel navigant professionnellement exposé aux radiations, sont notamment partie de ces activités concernées. Ces personnes peuvent être en catégorie B.

**Tableau 11.2 : Critères pour évaluer le détriment lié à l'irradiation d'une population de travailleurs**

<b>Dose efficace annuelle (mSv)</b>	<b>10</b>	<b>20</b>	<b>30</b>	<b>50</b>
<b>Dose carrière (Sv)</b>	0,5	1,0	1,4	2,4
<b>Probabilité de décès lié à l'irradiation (%)</b>	1,8	3,6	5,3	8,6
<b>Contribution des cancers non mortels (%)</b>	0,4	0,7	1,1	1,7
<b>Contribution des effets héréditaires (%)</b>	0,4	0,7	1,1	1,7
<b>Détriment global (%)</b>	2,5	5,0	7,5	12
<b>Nombre moyen d'années perdues suite à un décès lié à l'irradiation</b>	13	13	13	13
<b>Perte moyenne de l'espérance de vie à 18 ans (années)</b>	0,2	0,5	0,7	1,1



**Figure 11.3 Probabilité non conditionnelle de décès pour une exposition entre 18 et 65 ans à une dose annuelle donnée**

Dans le cas des femmes enceintes, la protection du fœtus, considéré comme un individu du public, n'est pas garantie par la protection de la mère professionnellement exposée aux radiations.

Pour la période avant la déclaration de la grossesse, on considère que la protection de la mère garantit celle du fœtus. Pour assurer la protection du fœtus à partir du moment où la grossesse est déclarée, les limites de 2 mSv à la surface de l'abdomen de la mère en cas d'irradiation externe et de 1 mSv à la mère en cas d'incorporation sont fixées pour toute la durée de la grossesse. Bien que la grossesse ne soit pas incompatible avec le statut de personne professionnellement exposée aux radiations, la législation suisse prévoit que la future mère puisse renoncer à certaines activités impliquant un risque d'exposition aux radiations.

Pour les personnes âgées de 16 à 18 ans et professionnellement exposées aux radiations, la limite de dose est fixée à 5 mSv/an.

### Limitation pour le risque déterministe

Pour tous les organes, à l'exception de la peau, du cristallin et de la surface des os, la limite de dose pour les effets stochastiques, en cas d'irradiation de ce seul organe, est inférieure au seuil déterministe de 0,5 Sv. En outre, l'irradiation de la surface des os n'est pas associée à un risque déterministe (réactions tissulaires). Les extrémités ne sont quant à eux pas susceptibles de conduire à des effets stochastiques; ainsi une limitation pour les effets déterministes est dans ce cas nécessaire. La situation du cristallin est similaire : bien qu'un doute subsiste, l'apparition d'une cataracte radio-induite est considérée comme un effet déterministe.

Les limites supplémentaires nécessaires pour garantir, aux côtés des limites fixées pour les effets stochastiques, la non-apparition des effets déterministes, sont les suivantes :

- $H_{\text{cristallin}} < 0,02 \text{ Sv/an}$
- $H_{\text{peau}} < 0,5 \text{ Sv/an}$  (moyenne sur  $1 \text{ cm}^2$ )
- $H_{\text{extrémités}} < 0,5 \text{ Sv/an}$ .

### 11.2.3 Irradiation de la population en général

La population en général est soumise à l'exposition aux irradiations provenant des sources suivantes :

- exposition externe pour les personnes du public présentes dans les environs immédiats de sources radioactives ou de générateurs de radiations (installations radiologiques médicales, entreprises industrielles);
- rejets radioactifs d'installations médicales ou industrielles (hôpitaux, centrales nucléaires);
- objets de consommation ou dispositifs de contrôle contenant des sources radioactives (montres, détecteurs d'incendie, etc);
- situations particulières impliquant une augmentation artificielle de l'irradiation naturelle (vol en altitude, galeries de mines, etc).

C'est pour ces situations que sont prévues les limitations de dose pour les individus du public.

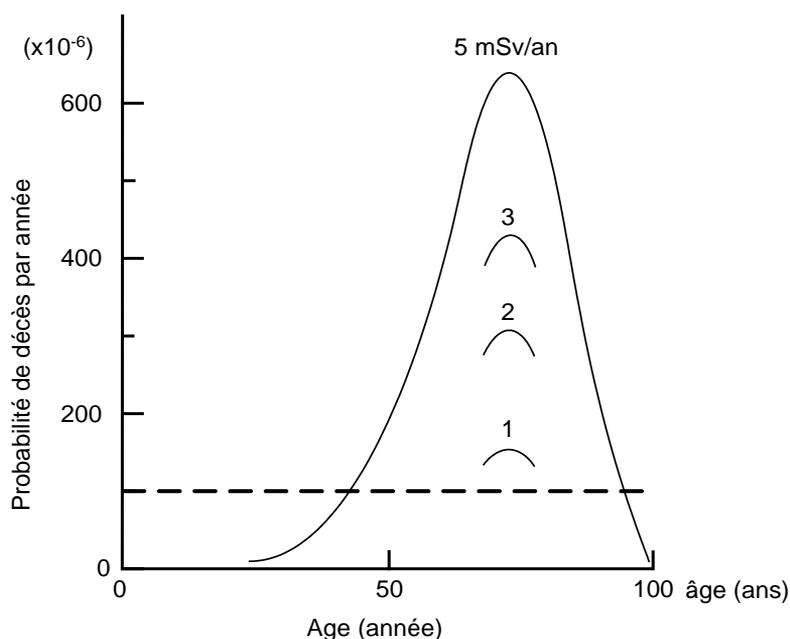
#### Limitation pour le risque stochastique

La démarche pour le choix de la limite est la même que dans le cas des professionnels. Le détriment lié à un niveau d'irradiation continu à partir de la naissance est présenté dans le Tableau 11.3.

**Tableau 11.3 : Détriment lié à une irradiation continue dès la naissance pour la population**

Dose efficace annuelle (mSv)	Probabilité ( $10^{-2}$ )			
	Cancer mortel	Cancer non mortel	Effet héréditaire	Détriment global
<b>5</b>	2,0	0,40	0,53	2,93
<b>3</b>	1,1	0,22	0,29	1,61
<b>2</b>	0,8	0,16	0,21	1,17
<b>1</b>	0,4	0,08	0,11	0,59
<b>0,5</b>	0,2	0,04	0,05	0,29

La probabilité de décès annuel en fonction de l'âge est donnée sur la Figure 11.4, en admettant une irradiation régulière, pendant toute la vie, à une dose donnée. Sur cette base, la valeur de  $1 \text{ mSv/an}$  a été choisie, correspondant à la limite du tolérable.



**Figure 11.4 Probabilité de décès pour une exposition depuis la naissance sur toute la durée de la vie à une dose efficace annuelle donnée (modèle multiplicatif)**

#### 11.2.4 Limitation pour le risque déterministe

La limitation pour le risque stochastique assure, dans le cas de la population, la non-apparition des effets déterministes, sauf dans le cas du cristallin et de la peau. Pour ces organes, des limites respectives de 15 mSv et 50 mSv par année ont été retenues. De plus, l'existence de ces limites est nécessaire pour la distinction entre membres du public et personnes professionnellement exposées aux radiations.

#### 11.2.5 Irradiation médicale

Les deux premiers principes de la radioprotection (justification des activités impliquant l'emploi des radiations ionisantes, optimisation de la radioprotection) trouvent leur pleine application dans le domaine médical; par contre, la fixation d'une limite pour les doses individuelles n'est pas envisageable. En effet, la personne subissant l'examen est la bénéficiaire directe de l'application et le risque encouru doit alors être comparé à l'avantage tiré de l'examen. L'analyse de ce calcul coût-bénéfice est entre les mains du médecin : c'est l'indication de l'examen qui est soumise aux trois niveaux de justification exposés plus haut. Le matériel et la technique utilisés doivent assurer que la dose est aussi petite que possible pour le but diagnostique fixé : c'est l'exigence d'optimisation qui se traduit par la détermination de niveaux de référence diagnostique.

Afin de dimensionner au mieux les exigences de radioprotection lors d'application médicale, des domaines de doses sont définis, soit le domaine de doses faibles (dose au patient < 1 mSv), modérée (dose au patient située entre 1 et 5 mSv) et élevées (dose au patient > 5 mSv). Ces domaines permettent une application plus claire du principe d'approche graduée en fonction du risque tel que souhaité par les normes de sécurité élémentaires (*basic safety standards*) de l'AIEA et Euratom.

### 11.3 Concept de contrainte de dose

Les contraintes de dose sont fixées dans le cadre de la planification d'une activité ou d'une intervention. Elles déterminent le niveau de dose individuelle résultant au-dessus duquel la situation est jugée inacceptable. L'optimisation s'applique en dessous de ces niveaux pour réduire les doses aussi bas que cela est raisonnablement possible. Les contraintes sont fixées par l'exploitant pour les grandes entreprises ou par l'autorité réglementaire pour les petites entreprises. Dans les recommandations de l'ICRP-103, des bandes de valeur sont indiquées pour les contraintes en dose efficace par an et peuvent se résumer comme suit :

- pas de contrainte : pour sauver des vies humaines ou éviter des catastrophes;
- 20 à 100 mSv : grand bénéfice individuel (exemple : examen médical);
- 1 à 20 mSv : bénéfice individuel indirect (exemple : exposition professionnelle);
- < 1 mSv : bénéfice individuel nul, mais bénéfice social (exemple : exposition du public par les rejets des entreprises).

## 11.4 Résumé

- Les objectifs de la radioprotection sont de prévenir les effets déterministes et de limiter à un niveau acceptable les effets stochastiques.
- Les principes de la radioprotection sont :
  - Justification des activités utilisant les radiations;
  - Optimisation des mesures de protection;
  - Limitation des doses individuelles.
- Les limites de dose sont :
- Professionnels pour la catégorie A
  - dose efficace
    - en situation normale : 20 mSv/an
    - en situation exceptionnelle : 50 mSv/an
    - (avec l'accord de l'autorité de surveillance)
  - dose équivalente au cristallin : 20 mSv/an
  - dose équivalente à la peau : 500 mSv/an
  - dose équivalente aux extrémités : 500 mSv/an
- Professionnels pour la catégorie B
  - dose efficace
    - en situation normale : 6 mSv/an
  - dose équivalente au cristallin : 15 mSv/an
  - dose équivalente à la peau : 150 mSv/an
  - dose équivalente aux extrémités : 150 mSv/an
- Cas particuliers
  - entre 16 et 18 ans : 5 mSv/an
  - femmes enceintes : 1 mSv/an
- Public
  - dose efficace : 1 mSv/an
- Irradiation médicale : pas de limite

## Exercices

1. Citer et expliquer les principes de la radioprotection.
2. Expliquer la démarche suivie dans la limitation des doses individuelles pour les professionnels.
4. Estimer la différence de probabilité de décès entre un individu du public (sans irradiation professionnelle) et un travailleur recevant dès 18 ans une dose annuelle de 10 mSv.
5. Démontrer que l'irradiation de la thyroïde (à l'exception de tout autre organe) jusqu'à la limite de la dose efficace n'induit pas d'effet déterministe.

## 12 Irradiation de la population

### Objectifs du chapitre

- Citer les différentes sources d'irradiation de la population suisse et les doses correspondantes.

### 12.1 Les sources d'irradiation de la population

#### 12.1.1 Irradiations naturelles

##### Rayonnement cosmique

Le rayonnement cosmique, d'origine galactique ou solaire, est composé de particules chargées, principalement des protons, mais aussi des particules  $\alpha$  et des noyaux plus lourds. Ces particules hautement énergétiques interagissent avec les atomes de l'atmosphère et produisent des particules secondaires qui initient d'autres réactions en cascade, aboutissant à la présence d'une variété de particules au niveau du sol. La composition des rayons cosmiques (en particulier le rapport des particules directement ionisantes aux neutrons), leur énergie et leur intensité dépendent fortement de l'altitude.

La dose efficace due au rayonnement cosmique varie entre 0,3 et 0,5 mSv en Suisse, avec comme valeur moyenne 0,38 mSv.

A bord d'un avion, la dose reçue due au rayonnement cosmique est plus importante qu'au niveau du sol. Un vol transatlantique (aller-retour), à une altitude de croisière standard de 10'000 m, représente une dose d'environ 0,06 mSv. Le personnel navigant atteint une dose annuelle de quelques mSv.

##### Rayonnement terrestre

La radioactivité naturelle du sol provient de son contenu en potassium-40 ainsi qu'aux produits de filiation de l'uranium et du thorium. Leur concentration varie d'une région à l'autre et est de quelques centaines de Bq/kg pour le potassium-40 et de quelques dizaines de Bq/kg pour les produits de filiation de l'uranium et du thorium. La dose efficace due aux rayons  $\gamma$  à l'intérieur d'une habitation est en moyenne 1,5 fois plus grande qu'à l'air libre.

La dose efficace due au rayonnement terrestre varie entre 0,3 et 0,6 mSv en Suisse, avec comme valeur moyenne 0,35 mSv.

Selon l'UNSCEAR 2000, la dose efficace moyenne mondiale est de 0,5 mSv/an.

##### Rayonnement du aux radionucléides dans les aliments

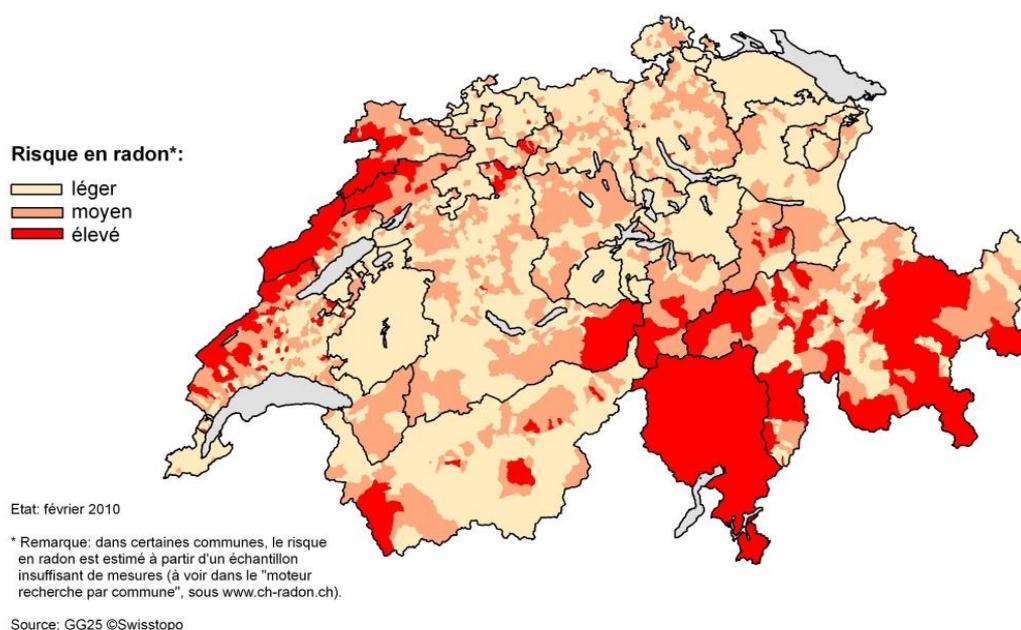
Le potassium-40 se trouve en quantité relativement importante dans les plantes et dans l'alimentation. Sa concentration est de l'ordre de 100 Bq/kg pour les céréales (matière sèche) et de 30 à 60 Bq/l de lait. A l'équilibre, le corps humain contient 3000 à 6000 Bq de potassium-40. D'autres radioéléments, tels que le plomb-210, le bismuth-210 et le polonium-210 se trouvent aussi présents, mais en quantité beaucoup plus faible, dans l'organisme.

La dose efficace due à l'irradiation par ces radioéléments varie entre 0,1 et 0,5 mSv en Suisse, avec comme valeur moyenne 0,34 mSv. La valeur moyenne mondiale de la dose engagée selon l'UNSCEAR 2000 est de 0,3 mSv dont près de 60% est due au potassium-40.

## Radon

Le radon-222 est formé dans le sol lors de la désintégration du radium-226, produit de filiation de l'uranium-238. Il diffuse en partie jusqu'à l'air libre où il est fortement dilué. En revanche, le gaz radon s'infiltré par les sous-sols et s'accumule progressivement dans les espaces clos. Il peut ainsi se retrouver à des niveaux de concentration élevés à l'intérieur des bâtiments. La désintégration des atomes radioactifs de radon engendre des éléments également radioactifs. Ces éléments n'étant pas gazeux, ils sont adsorbés à la surface des parois ou des meubles ou se fixent à des aérosols présents dans l'air. Lors de la respiration, ces aérosols sont déposés sur la surface des bronches ou des poumons. La poursuite de la chaîne de désintégration conduit à une irradiation des cellules basales du parenchyme pulmonaire par le rayonnement  $\alpha$ . Une exposition prolongée peut provoquer un cancer des poumons.

La moyenne en Suisse de 75 Bq/m<sup>3</sup> conduit à une dose efficace moyenne de 3,2 mSv/an : c'est la contribution la plus importante de l'irradiation de la population. La Figure 12.1 présente la carte actuelle du risque en radon en Suisse.



**Figure 12.1 Carte du radon en Suisse (locaux d'habitation).**

Dans l'ORaP, le niveau de référence pour la concentration de radon (en moyenne annuelle) dans les bâtiments est de 300 Bq/m<sup>3</sup>.

L'irradiation du radon a été classée ici dans les irradiations naturelles. Cette manière de procéder n'est pas généralement acceptée et certains la considèrent comme artificielle, car due au type d'habitat.

## 12.1.2 Irradiations artificielles

### Irradiations professionnelles

En Suisse, les irradiations professionnelles font l'objet d'un suivi constant de la part des autorités de surveillance.

La Figure 12.2 représente le nombre de personnes contrôlées et les doses collectives (somme des doses individuelles) pour les quatre secteurs d'activité : médecine, recherche, centrales nucléaires, industrie et services publics. Le secteur médical est caractérisé par un grand nombre de personnes surveillées et une dose collective relativement faible, alors que la situation est inversée dans le domaine des centrales nucléaires.

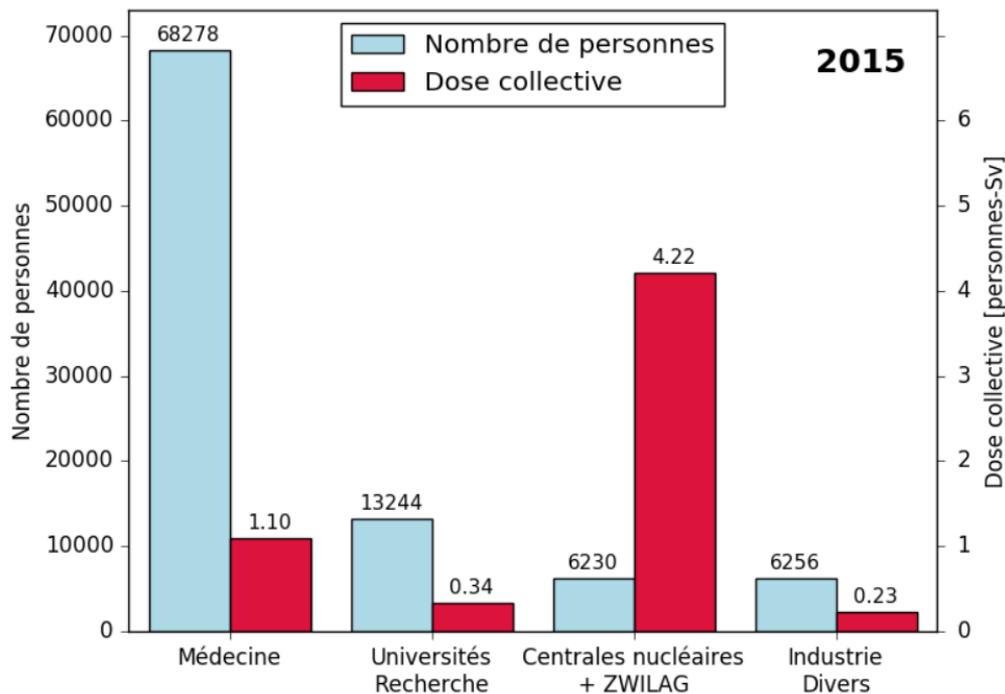


Figure 12.2 Nombre de personnes professionnellement exposées aux radiations en 2015 en Suisse et doses collectives

### Irradiations médicales

La dose moyenne reçue par la population par le biais d'applications médicales (diagnostic radiologique) est de 1,2 mSv par an et par personne selon l'évaluation de l'enquête de 2008 et de 1,4 mSv selon l'évaluation de l'enquête intermédiaire de 2013.

Les doses varient largement en fonction de la nature de l'examen. Plus de deux tiers de la dose collective annuelle en radiodiagnostic sont dus aux examens de tomodensitométrie. Comme dans le cas du radon, l'exposition liée au diagnostic médical est très inégalement répartie entre les personnes. Environ deux tiers de la population ne reçoit pratiquement aucune dose associée au radiodiagnostic, alors que la dose excède 10 mSv pour un faible pourcentage de la population.

## Irradiations par d'autres sources artificielles

La population est en outre soumise aux sources d'irradiation suivantes :

- rejets radioactifs dans l'environnement provenant des entreprises (hôpitaux, centrales nucléaires, entreprises industrielles) utilisant des radiations ionisantes;
- irradiation externe dans les entreprises ou lieux publics (hôpitaux) où sont manipulées des installations génératrices de radiations ionisantes ou des sources radioactives scellées
- contamination des aliments; les valeurs limites et de tolérance pour les radionucléides dans les denrées alimentaires sont publiées dans l'ordonnance sur les substances étrangères et les composants
- contributions diverses; il s'agit des contributions mineures dues au tabagisme, aux vols en altitude, aux petites sources utilisées dans les produits de consommation (montres); l'irradiation est difficile à chiffrer, mais est inférieure en moyenne à 0,1 mSv/an.

## 12.2 Doses reçues par la population en Suisse

La surveillance de la radioactivité est assurée en Suisse par l'Office fédéral de la santé publique. Chaque année, un rapport présentant la situation d'irradiation de la population est présenté. Le résumé en est donné sur la Figure 12.3 et détaillé dans le Tableau 12.1.

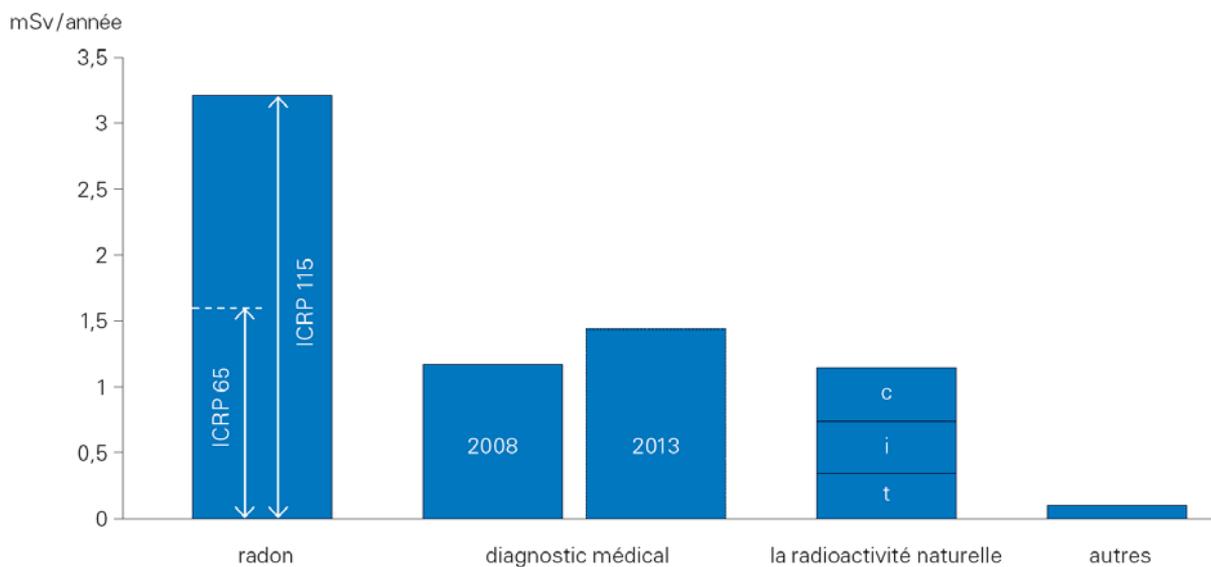


Figure 12.3 . Répartition de l'irradiation de la population suisse en fonction des sources

Tableau 12.1 : Sources d'irradiation de la population suisse

Source	Dose efficace Moyenne (mSv/an)
<b>Naturelle</b>	
Rayonnement cosmique	0,38
Rayonnement terrestre	0,35
Rayonnement propre	0,34
Radon et produits de filiation	3,20
<b>Somme des irradiations naturelles</b>	<b>~4,3</b>
<b>Artificielle</b>	
Applications médicales	1,40
Irradiations par d'autres sources (retombées des essais nucléaires, installations nucléaires, industrie et hôpitaux, petites sources)	
Irradiations professionnelles	0,10
	0,06
<b>Somme des irradiations artificielles</b>	<b>~1,6</b>
<b>Dose efficace totale</b>	<b>~5,9</b>

## 12.3 Résumé

- Les contributions de l’irradiation naturelle sont les suivantes :
  - rayonnement cosmique : 0,38 mSv
  - rayonnement terrestre : 0,35 mSv
  - rayonnement propre : 0,34 mSv.
- Le radon est la principale source d’irradiation de la population suisse; la dose efficace moyenne est estimée en Suisse à 3,2 mSv/an.
- L’application médicale constitue la source d’irradiation artificielle de la population la plus importante (~ 1,4 mSv/an en 2013).
- La dose efficace moyenne totale de la population suisse est estimée à 5,9 mSv/an.

## Exercices

1. Quelles sont les diverses composantes de l'irradiation naturelle et quelle est la plus importante en Suisse ?
2. A combien s'élève le nombre de travailleurs faisant l'objet d'une surveillance dosimétrique en Suisse ?
3. Quel est le secteur d'activité qui conduit à la dose collective la plus élevée en Suisse ?

## 13 Radioprotection opérationnelle

### Objectifs du chapitre

- Citer les limites secondaires et les valeurs directrices
- Décrire les méthodes de protection contre l'exposition externe.
- Décrire les méthodes de protection contre l'exposition interne.
- Avoir les bases nécessaires pour préparer la décontamination du matériel.
- Savoir gérer les sources et les déchets radioactifs.
- Etre informé des problèmes liés au transport des substances radioactives.
- Utiliser l'annexe 3 de l'ORaP dans des situations particulières.

### 13.1 Limites secondaires et valeurs directrices

Les grandeurs limitées primaires (celles sur lesquelles s'applique une limite fixée dans l'ordonnance sur la radioprotection) sont des doses équivalentes aux organes  $H_T$ , particulièrement au cristallin, à la peau et aux extrémités, ainsi que la dose efficace  $E$ . Comme il n'est pas possible de mesurer directement les doses équivalentes aux organes, ni la dose efficace, on a défini les grandeurs limitées secondaires, appelées grandeurs opérationnelles.

- Pour la dosimétrie d'ambiance, il s'agit de l'équivalent de dose ambiant  $H^*(10)$  et l'équivalent de dose directionnel  $H'(0.07)$ .
- Pour la dosimétrie individuelle, la dose individuelle en profondeur  $H_p(10)$  et la dose individuelle en surface  $H_p(0.07)$  sont utilisées dans le cas d'une exposition externe, et la dose efficace engagée  $E_{50}$  dans le cas d'une exposition interne. Toutes ces grandeurs ont été décrites en détail au chapitre Dosimétrie.

De plus, pour les besoins de la radioprotection, quatre limites secondaires d'activité et deux valeurs directrices ont été établies, à savoir :

- la limite de libération, LL
- la limite d'autorisation, LA
- la limite d'immission dans les eaux usées  $LI_{eau}$
- la limite d'immission dans l'air  $LI_{air}$
- la valeur directrice de la contamination de l'air, CA
- la valeur directrice de la contamination des surfaces, CS.

Ci-dessous nous présentons le rôle de ces grandeurs et la manière dont elles sont calculées à partir des grandeurs d'appréciation.

### 13.1.1 Limite de Liberation – LL

Valeur correspondant à la limite de l'activité spécifique d'une matière en dessous de laquelle sa manipulation n'est plus soumise à autorisation et par conséquent à la surveillance; les valeurs sont indiquées dans l'ORaP à l'annexe 3, colonne 9. Ces nouvelles valeurs de libération ont été calculées sur la base de scénarios complexes. Ils décrivent les différents exutoires possibles pour les matériaux sortant du domaine de la réglementation (par exemple : exposition des employés d'un incinérateur, exposition du public par du métal recyclé...) et impliquent donc les différentes voies d'exposition (inhalation, ingestion, exposition externe, contamination). ils sont décrits dans des publications de l'AIEA<sup>7</sup> et dans la législation européenne<sup>8</sup>. En général, la contrainte de dose individuelle appliquée pour ces scénarios est de 10 µSv.

### 13.1.2 Limite d'autorisation – LA

La limite d'autorisation est l'activité d'une substance à partir de laquelle une autorisation est nécessaire pour sa manipulation sous forme non scellée. Le risque majeur est dans ce cas l'inhalation La limite est fixée telle que la dose efficace engagée due à l'inhalation de la quantité totale manipulée en une fois ne dépasse pas 5mSv.

LA, la limite d'autorisation, conduit, en cas d'inhalation de la substance, à une dose efficace engagée de 5 mSv.

LA se déduit donc du facteur de dose pour l'inhalation,  $e_{inh}$ , comme suit :

$$LA(Bq) = \frac{5 \cdot 10^{-3} (Sv)}{e_{inh} (Sv \cdot Bq^{-1})}$$

### 13.1.3 Limite d'immission dans les eaux usées $LI_{eau}$

Comme le scénario d'ingestion pure n'est pas considéré dans la détermination des LL, leur utilisation n'est pas adéquate pour le calcul des valeurs limites d'immission dans les eaux accessibles au public. Les valeurs limites d'immission pour les eaux accessibles au public sont donc calculées en considérant une contrainte de dose de 0.3 mSv par année, un scénario de pure ingestion et les coefficients de dose par ingestion pour trois catégories d'âge (« petits enfants », « enfant de 10 ans » et « adulte »). La valeur la plus désavantageuse est retenue pour fixer la valeur limite d'immission. Le respect des valeurs limites d'immission garantit ainsi que la contrainte de dose n'est pas dépassée.

---

<sup>7</sup> En particulier : « Derivation of activity concentration values for exclusion, exemption and clearance », IAEA Safety reports series 44, IAEA, Vienne 2005 et « Application of the concepts of Exclusion, Exemption and Clearance : safety guide », IAEA Safety standards series No RS-G-1.7, IAEA, Vienne 2004.,

<sup>8</sup> En particulier : Practical use of the concepts of clearance and exemption – Part 1 : Guidance on General Clearance Levels for Practices », Radiation Protection 122, Commission Européenne, 2000.

### 13.1.4 Limite d'immission dans l'air $L_{\text{air}}$

La détermination de la limite d'immission dans l'air se base sur une contrainte de dose de 0.3 mSv par année, en utilisant les coefficients de dose par inhalation et d'immersion donnés dans l'ORaP pour trois catégories d'âge (« petits enfants », « enfant de 10 ans » et « adulte »). Comme pour la  $L_{\text{eau}}$ , la valeur la plus désavantageuse est retenue pour fixer la valeur limite d'immission.

### 13.1.5 Valeur directrice de la contamination de l'air – CA

La valeur directrice de la contamination de l'air est calculée de manière à ce qu'une personne, travaillant toute l'année (40 heures par semaine et 50 semaines par année; respiration de 1,2 m<sup>3</sup>/h) dans un air contaminé à la valeur directrice, reçoive une dose efficace engagée égale à la limite annuelle de dose pour les professionnels (20 mSv). CA se déduit donc du facteur de dose pour l'inhalation,  $e_{\text{inh}}$ , comme suit :

$$CA \left( \text{Bq} \cdot \text{m}^{-3} \right) = \frac{8,33 \cdot 10^{-6} \left( \text{Sv} \cdot \text{m}^{-3} \right)}{e_{\text{inh}} \left( \text{Sv} \cdot \text{Bq}^{-1} \right)}$$

### 13.1.6 Valeur directrice de la contamination des surfaces – CS

La valeur directrice pour la contamination surfacique, moyenne sur 100 cm<sup>2</sup>, correspond à la valeur limite acceptée hors des zones contrôlées. Elle est calculée en admettant :

- qu'une exposition de la peau contaminée en continu toute l'année ne dépasse pas 50 mSv par an;
- qu'une ingestion quotidienne de la contamination d'une surface de 10 cm<sup>2</sup> ne conduise pas à une dose efficace supérieure à 0,5 mSv/an;
- qu'une inhalation unique de 10 % de l'activité correspond à 100 cm<sup>2</sup> ne conduise pas une dose supérieure à 0,5 mSv/an;
- une valeur maximale de 1000 Bq.cm<sup>-2</sup>.

La valeur CS s'établit donc comme suit :

$$CS \left( \text{Bq} \cdot \text{cm}^{-2} \right) = \min \left\{ \begin{array}{l} \frac{5,71}{h_e(0,07) \left( \text{mSv} \cdot \text{h}^{-1} \cdot \text{kBq}^{-1} \cdot \text{cm}^2 \right)} \\ \frac{2,5 \cdot 10^{-7}}{e_{\text{ing}} \left( \text{Sv} \cdot \text{Bq}^{-1} \right)} \\ \frac{5 \cdot 10^{-5}}{e_{\text{inh}} \left( \text{Sv} \cdot \text{Bq}^{-1} \right)} \\ 1000 \text{ Bq} \cdot \text{cm}^{-2} \end{array} \right.$$

Les valeurs de CS sont arrondies à la demi-décade.

Alors que les limites d'immission sont déterminées dans un souci de protection du public, les valeurs directrices CA et CS sont applicables à la protection des travailleurs.

### 13.1.7 Limites et valeurs directrices – ORaP

L'ensemble des limites, LL et LA, ainsi que des valeurs directrices, CA et CS, est répertorié dans l'annexe 3 de l'ORaP (Figure 13.1)

RO 2017

*Annexe 3*  
(art. 2, al. 1, let. j, l et m, ainsi que 194, al. 3)

### limites d'autorisation et valeurs directrices

Annexées sous le tableau.

Limite de libération	Limite d'autorisation	Valeurs directrices		
		CA Bq/m <sup>3</sup>	CS Bq/cm <sup>2</sup>	Nucléide de filiation instable
LL Bq/g	LA Bq			
2)				
9	10	11	12	13
1.E+02	1.00 E+08	2.00 E+05	1000	
1.E+02	3.00 E+08	5.00 E+05	1000	
	3.00 E+12	5.00 E+09		
1.E+01	1.00 E+08	2.00 E+05	100	

Figure 13.1 : Annexe 3 de l'ORaP

Les limites d'immission dans l'air et dans les eaux accessibles au public sont données dans l'annexe 7 de l'ORaP pour les isotopes courants. On y précise aussi la méthode de détermination des limites d'immission pour les autres isotopes.

## 13.2 Modes d'expositions

### 13.2.1 Exposition externe

Une personne se trouvant à proximité d'une source de rayonnements est soumise à une exposition externe. L'exposition externe est due essentiellement au rayonnement gamma. A courte distance, l'exposition externe due au rayonnement bêta d'énergie maximum suffisamment élevée peut générer une forte irradiation de la peau. L'exposition externe due au rayonnement alpha peut être négligée.

### 13.2.2 Exposition interne

Lorsqu'une personne inhale de l'air contaminé, ou ingère des aliments contaminés, on dit qu'il y a contamination interne de son organisme. L'incorporation de la substance radioactive donne lieu alors à une exposition interne. L'exposition interne concerne tous les types de rayonnements car il n'y a plus d'écran pour arrêter les alphas et les bêtas.

### 13.2.3 Contamination

Si la source est en contact direct avec la peau, on parle de contamination qui engendre une exposition externe et qui peut également engendrer une exposition interne si la substance radioactive pénètre dans le corps (par une blessure, une coupure ou les pores de la peau).

## 13.3 Secteurs surveillés et contrôlés

### 13.3.1 Définition

Les secteurs dans lesquels on peut être confronté à un risque d'irradiation, quel que soit le mode d'exposition, doivent être signalés comme tels.

On définit deux types de secteurs :

- dans un *secteur surveillé*, qui accueille des installations génératrices de rayonnements ionisants ou des sources radioactives scellées, seul le risque d'exposition externe existe.
- dans un *secteur contrôlé*, qui accueille le stockage et à la manipulation de sources radioactives non scellées, le risque de contamination et d'exposition interne s'ajoute au risque d'exposition externe. Des prescriptions particulières s'appliquent aux secteurs contrôlés afin d'empêcher la dispersion d'une éventuelle contamination.

Le Tableau 13.1 donne des exemples de locaux qui sont attribués au secteur surveillé ou contrôlé.

**Tableau 13.1 : L'exemples pour un secteur surveillé et contrôlé**

<b>Secteur surveillé</b> <b>sans risque de contamination ou incorporation</b>	<b>Secteur contrôlé</b> <b>risque d'exposition externe, de contamination, d'incorporation</b>
Locaux consacrés à l'exploitation d'installation sans protection totale ou partielle	Secteur de travail de type A, B ou C pour la manipulation de sources radioactives non-scellées excédant LA
Locaux consacrés à l'utilisation de sources scellées	Locaux d'examen, salles d'application et salle de repos pour les patients en médecine nucléaire, chambres de patients en radiothérapie métabolique
Domaine dans lesquels une personne peut accumuler une dose efficace > 1mSv par année par exposition externe	Locaux de stockage et dépôt de matières radioactives

A la demande de l'autorité de surveillance, un concept de zonage basé sur des niveaux de débit de dose ambiante ou de contamination de l'air ou des surfaces peut être appliqué à l'intérieur d'un secteur.

### 13.3.2 Marquage des secteurs

Les secteurs contrôlés ou surveillés doivent être indiqués par un signe de danger (Figure 13.2). Ce signe doit être accompagné d'indications complémentaires selon la nature des sources de radiations.

Signe de danger:

Rapport des rayons: 1 : 1,5 : 5



Figure 13.2 : Signe de danger, annexe 6, ORaP

### Sources radioactives non scellées

- le nucléide le plus radiotoxique et l'activité maximale;
- la classification du secteur de travail (type A, B ou C);
- le degré maximal de contamination non fixée sur les surfaces, en Bq/cm<sup>2</sup> ou sous forme du nombre de valeurs directrices pour le nucléide en cause;
- le débit de dose ambiante en mSv par heure dans le secteur accessible, si cela se révèle judicieux;
- les indications sur les vêtements de protection nécessaires ainsi que les mesures de protection à prendre;
- le signe de danger.

Nuklid:	max. Aktivität:	
Nucléide:	Activité max.:	
Nuclide: _____	max. attività: _____	
max. Kontamination:		
Contamination max.:		
max. contaminazione: _____		
max. Ortsdosisleistung:		
Débit de dose ambiante max.:		
max. intensità di dose ambientale: _____		
Bemerkungen:	Datum:	Visum:
Observations:	Date:	Visa:
Osservazioni: _____	Data: _____	Visto: _____

Seite 1729/75

## Sources radioactives scellées

- le nucléide le plus radiotoxique et le nucléide ayant le rayonnement gamma de plus haute énergie et son activité maximale;
- le débit de dose ambiante en mSv par heure dans le secteur accessible, si cela se révèle judicieux;
- le signe de danger.

Geschlossene radioaktive Strahlenquellen Sources radioactives scellées Sorgenti radioattive sigillate	
Nuklid: Nucléide: Nuclide: _____	Aktivität: Activité: Attività: _____
Datum der Aktivitätsbestimmung: Date de détermination de l'activité: Data della determinazione delle attività: _____	
ISO-Klassifikation: Classification ISO: Classificazione ISO: _____	Schutzgehäuse: Enveloppe de protection: Involucro di protezione: _____

Suva 1729/77

## Installations génératrices de radiations ionisantes

- la désignation de l'installation;
- la nature du rayonnement (p. ex. électrons, rayons X, neutrons);
- le débit de dose ambiante en mSv par heure dans le secteur accessible, si cela se révèle judicieux;
- le signe de danger.

## 13.4 Méthodes de protection contre l'exposition externe

La dose reçue par une personne placée près d'une source radioactive peut se calculer globalement comme suit :

$$H = A \times \frac{h}{r^2} \times t \times T$$

avec

- H grandeur représentative des grandeurs caractérisant la dose reçue par une personne ( $H_T$ , E,  $H_{10}$ ,  $H_{0,07}$ , ...);
- A grandeur caractérisant l'importance de la source de radiations; c'est l'activité dans le cas d'une source, la quantité de radiations produites par un accélérateur, etc. ;
- H grandeur d'appréciation pour l'exposition externe, il s'agit d'une constante indiquant la dose par unité d'intensité de la source ;
- r distance entre la personne et la source de radiations;

- t durée de l'exposition;
- T facteur de transmission du rayonnement à travers un écran placé entre la source et la personne.

De ce modèle, on tire les quatre règles de protection contre l'exposition externe :

- choix de la source (action sur "h" et "A");
- augmentation de la distance;
- réduction du temps d'exposition;
- interposition d'un écran.

### CHOIX de la source – TEMPS – DISTANCE – ECRAN

#### 13.4.1 Choix de la source

Le choix de la source concerne l'intensité de la source (action sur "A") et les caractéristiques du rayonnement émis (action sur "h").

La protection par la réduction de l'intensité de la source est évidente, c'est pourquoi l'activité de la source de rayonnement utilisée sera toujours réduite au minimum nécessaire pour l'application prévue. Voici un exemple d'application de cette règle : rangement immédiat de la solution-mère après une dilution lors d'une application en chimie ou en biologie;

Pour toute application, on utilisera le rayonnement le moins pénétrant possible compatible avec l'objectif de l'application. En particulier lors du choix d'un radionucléide, on préférera celui présentant des valeurs minimales des grandeurs d'appréciation "h". On tentera également d'éviter les rayonnements pénétrants parasites, c'est-à-dire inutiles dans l'application en question. Citons à titre d'exemple :

- utilisation de sources  $\beta$  purs dans le cas où l'on n'est intéressé qu'aux propriétés du rayonnement  $\beta$  (dispositif de mesure d'épaisseur, source de scintillation, etc);
- utilisation de iode-125 ( $\gamma$  de 35 keV) plutôt que de iode-131 ( $\gamma$  de 360 keV) pour les marquages en biologie.

#### 13.4.2 Réduction du temps de travail

Il s'agit d'une mesure simple, efficace et économique, à laquelle on n'a peut-être pas toujours suffisamment recours. La répétition préalable, à blanc, permet dans bien des cas de réduire beaucoup l'exposition du travailleur en augmentant la rapidité des opérations et en éliminant systématiquement tout geste inutile, tout temps mort et toute présence inopportune.

### 13.4.3 Maintien d'une distance maximale

Le débit de dose évoluant comme l'inverse du carré de la distance à la source, l'utilisateur se tiendra toujours aussi éloigné que possible de celle-ci. A 1 m d'une source donnée, le débit n'est plus que d'environ 1/10'000 m de sa valeur à 1 cm. Le gain est surtout important dans les premiers centimètres; l'utilisation de pincettes est, pour la même raison, très efficace vis-à-vis de la dose reçue aux mains lors de la manipulation de sources radioactives (Figure 13.3).

Notons que dans le cas où la source est étendue (contamination de surface ou objets activés), la dose diminue moins vite que le carré de la distance dans les zones proches de la source.



Figure 13.3 Exemple d'utilisation de pincette pour la manipulation d'une source de gallium-68.

### 13.4.4 Utilisation d'écrans protecteurs

L'absorption du rayonnement par interposition d'un écran entre la source et l'utilisateur est une méthode couramment appliquée en radioprotection. Dans ce contexte, la caractéristique importante d'un rayonnement est son pouvoir de pénétration dans les écrans considérés.

Dans le cas du rayonnement  $\alpha$ , l'épaisseur de l'écran doit être supérieure au parcours des particules. Le rayonnement  $\alpha$  étant très peu pénétrant, le parcours des particules dans les tissus ne dépasse pas quelques dizaines de  $\mu\text{m}$ , ce qui est inférieur à la couche cornée de l'épiderme ( $70 \mu\text{m}$ ) composée de cellules mortes. Il suffit pour arrêter le rayonnement  $\alpha$  d'utiliser une simple feuille de papier. Dans ce cas, le risque d'exposition externe est pratiquement négligeable et la protection vise essentiellement à contrôler les risques de contamination.

Dans le cas du rayonnement  $\beta$ , le parcours des particules varie de quelques mm à environ 1 cm dans l'eau (Tableau 13.2). La caractéristique primaire de l'écran est sa densité. Les risques d'exposition externe entraînés par la manipulation des radioéléments émetteurs  $\beta$  sont relativement plus élevés que ceux des émetteurs alpha. Cependant, ils restent assez limités et la mise en place d'une radioprotection efficace est pratiquement toujours possible.

Dans ces conditions, la protection contre le rayonnement  $\beta$  d'énergie supérieure à 150 keV est effectuée dans la plupart des cas à l'aide d'écrans de plastic de 1 cm d'épaisseur. Pour le rayonnement  $\beta$  de haute énergie, la production de rayonnement de freinage dans les matériaux de Z élevés doit être prise en considération. Lorsque la source est intense et de haute énergie, ce rayonnement devient non négligeable, même pour des matériaux de blindage de Z plus faible. Il est nécessaire d'ajouter une protection de plomb destinée à atténuer le rayonnement de freinage autour du plastic destiné à l'arrêt des  $\beta$ .

**Tableau 13.2 : Caractéristiques de quelques émetteurs  $\beta$  couramment utilisés**

Radionucléide	<sup>3</sup> H	<sup>14</sup> C	<sup>35</sup> S	<sup>45</sup> Ca	<sup>32</sup> P	<sup>90</sup> Sr
Période	12,3 a	5730 a	88 j	165 j	14,2 j	28,1 j
Energie maximum (MeV)	0,018	0,154	0,167	0,254	1,71	2,24
Energie moyenne (MeV)	0,006	0,050	0,049	0,077	0,70	0,93
Parcours dans l'air (cm)	0,60	30	30	60	600	870
Parcours dans l'eau (cm)	0,00052	0,029	0,032	0,060	0,80	1,1
Fraction transmise à travers la couche morte de la peau (0,007 cm)	---	0,11	0,16	0,37	0,95	0,97

Selon G. Sitzlack, il est possible de calculer le rayonnement de freinage produit à l'aide de la relation empirique suivante :

$$\dot{H} = 0,26 \cdot \frac{Z \cdot A}{r^2} \cdot E^2$$

dans laquelle

- $\dot{H}$  débit de dose en mSv/h;
- Z numéro atomique du matériau absorbant les électrons;
- A activité en GBq;
- r distance à la source en cm;
- E  $E_{\max}$  des  $\beta$  en MeV.

Attention, cette formule n'est valable que si tout le rayonnement  $\beta$  est absorbé !

Dans le cas du rayonnement  $\gamma$ , l'atténuation est exponentielle. L'écran est caractérisé par son facteur de transmission (T), rapport du débit de dose avec et sans écran. Pour un facteur de transmission donné, l'épaisseur de l'écran dépendra de l'énergie du rayonnement  $\gamma$  et du matériau. Le facteur de transmission du rayonnement  $\gamma$  de différentes sources radioactives est présenté en fonction de l'épaisseur de l'écran pour le plomb et le béton sur la Figure 13.4 et Figure 13.5.

Dans le domaine des rayonnements  $\gamma$  de faible énergie, l'utilisation de matériaux de haut numéro atomique est recommandée à cause de leur forte absorption liée à l'effet photoélectrique.

Le choix d'une épaisseur de blindage présuppose donc le choix d'un débit de dose résiduel "acceptable" derrière l'écran.

L'atténuation des neutrons se fait en deux étapes : la première consiste à thermaliser (« ralentir ») les neutrons, la seconde à les absorber. L'atténuation dépend de l'énergie des neutrons, du matériau et de la géométrie. Pour les sources du type Am-Be ou Ra-Be, les couches d'atténuation au dixième sont de l'ordre de 20 cm pour des matériaux hydrogénés (polyéthylène, paraffine) et de l'ordre de 30 cm pour le béton.

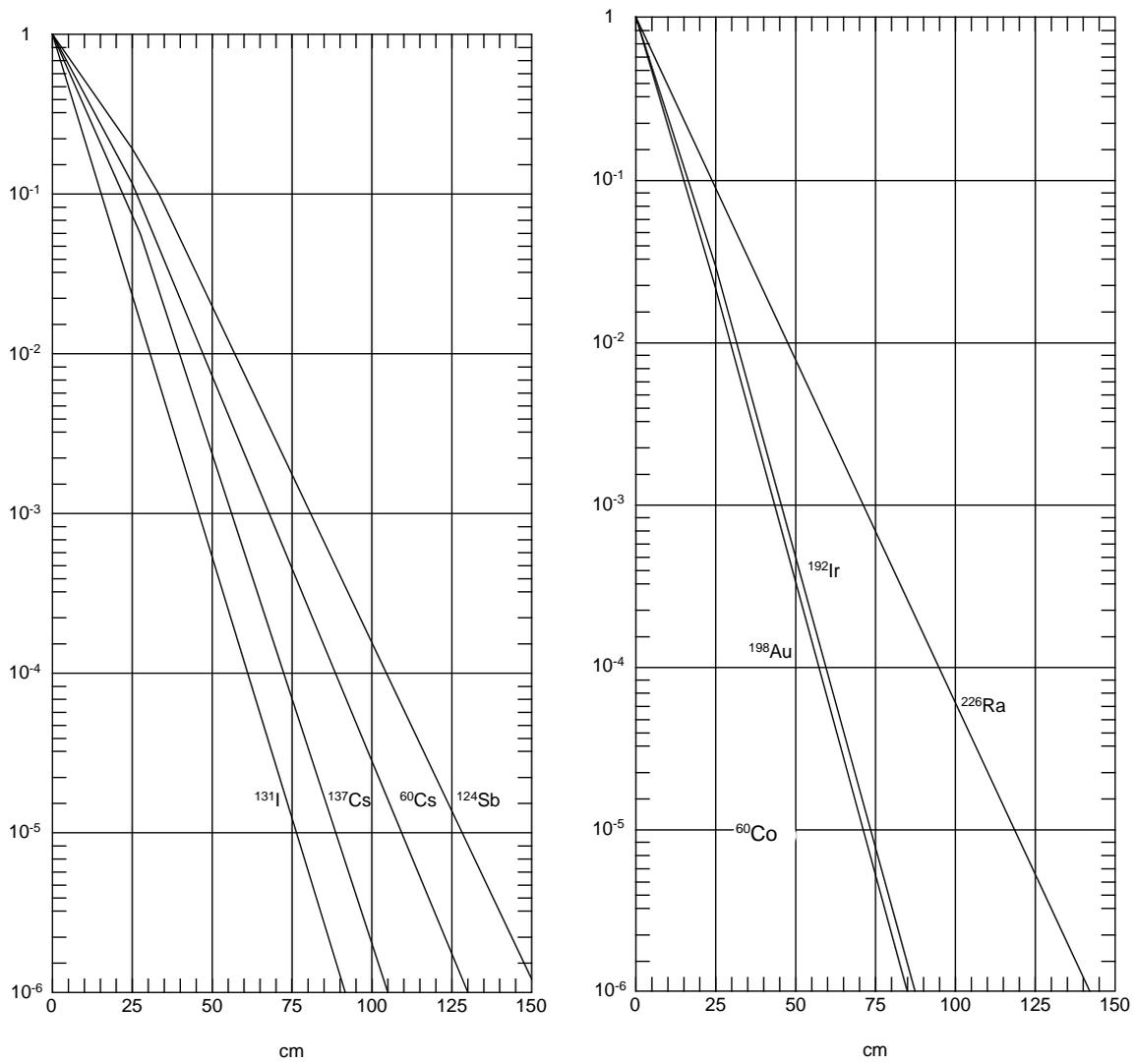
#### **13.4.5 Contrôle de la radiation ambiante**

La mesure régulière de la radiation ambiante est une mesure de protection indirecte qui permet d'adapter son comportement.

Le débit de radiation ambiante est contrôlé à trois niveaux :

- à l'aide de moniteurs fixes. Ces appareils, en général munis d'une alarme, assurent que le niveau de radiation reste acceptable. L'information fournie par ces appareils peut être enregistrée au besoin;
- à l'aide d'appareils de mesure portables. Ces appareils sont à disposition de façon permanente dans le laboratoire et mis en service selon les besoins;
- à l'aide d'instruments de contrôle personnels. Ces appareils indiquent la dose reçue par l'individu et peuvent être munis d'un dispositif d'alarme ou de lecture rapide.

Le niveau de radiation ambiante doit être contrôlé fréquemment dans les locaux où des sources de radiations importantes sont utilisées ou lorsque le débit de dose peut évoluer de manière brutale ou incontrôlée.



**Figure 13.4** Transmission du béton pour divers radionucléides ( $\rho = 2.35 \text{ g/cm}^3$ )

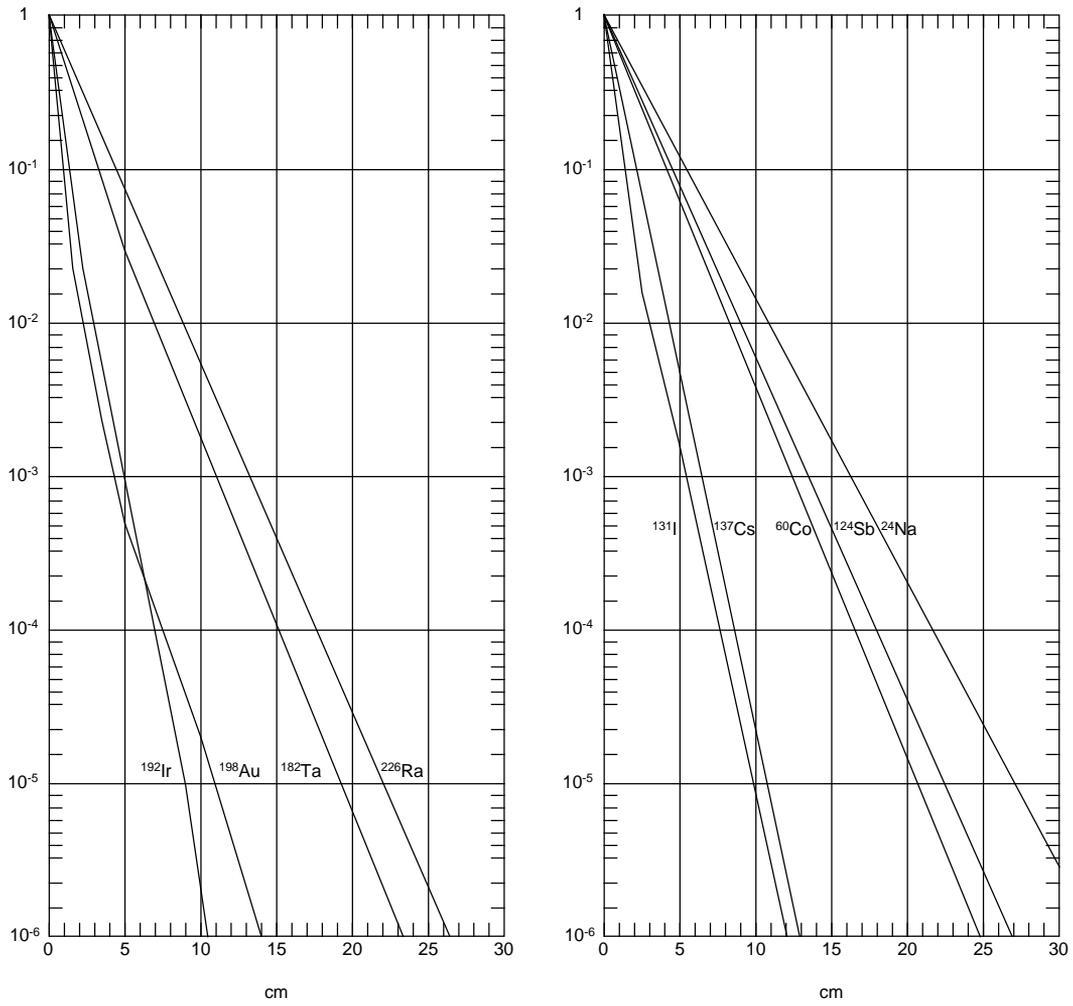


Figure 13.5 Transmission du plomb pour divers radionucléides ( $\rho = 11.35 \text{ g/cm}^3$ )



## 13.5 Méthodes de protection contre l'exposition interne

Dans le cas d'une exposition interne, consécutive à une contamination interne, la source de radiation est présente à l'intérieur de l'organisme.

### 13.5.1 Risques de contamination

Le risque de contamination lié aux substances radioactives dépend directement de leur état physique : gaz, aérosol, liquide et solide.

Les gaz et les aérosols présentent un risque particulièrement important dû à leur facilité d'inhalation. Les aérosols sont captés rapidement sur toute matière se trouvant sur leur chemin : en particulier, ils prennent pour support les particules de poussières. Ces dernières deviennent alors de puissants vecteurs de contamination. D'où l'exigence d'un nettoyage fréquent des laboratoires.

Les liquides constituent un danger de contamination des surfaces et de l'atmosphère lorsqu'ils sont chauffés, agités ou répandus.

Les solides ne présentent pas un risque de contamination important, sauf lorsqu'ils sont sous forme pulvérulente ou lorsqu'on procède à certaines opérations de transformation pouvant produire des aérosols (pulvérisation, fusion, mise en solution).

En règle générale, la protection contre la contamination consiste avant tout à éviter tout contact direct des personnes avec les substances et matières radioactives et à limiter au strict minimum la pollution du matériel et équipement de laboratoire. Il faut cependant être conscient que le travail avec des substances radioactives entraîne inévitablement une certaine contamination.

Les principes de base de la protection en cas de travail avec des sources non scellées sont les suivants :

- choix de la source;
- confinement de la source;
- protection de la personne afin d'éviter le contact et l'incorporation;
- adaptation des méthodes de travail.

### 13.5.2 Choix de la source

Comme dans le cas de l'exposition externe, le choix de la source concerne d'une part les caractéristiques de la source et d'autre part son activité.

Dans le cas du travail avec une source ouverte, on choisira les caractéristiques de la source d'après les critères suivants :

- période du radioélément; on choisira la période la plus courte compatible avec l'application envisagée;
- type d'émetteur et énergie des radiations; on choisira le radioélément présentant les radiations les moins dangereuses et de plus faible énergie;
- formes chimiques; les formes chimiques les plus rapidement éliminées par l'organisme sont à préférer.

Les facteurs de dose pour l'incorporation,  $e_{inh}$  et  $e_{ing}$ , qui tiennent compte de tous ces paramètres, permettent d'apprécier le risque lié à l'utilisation d'une source non scellée.

La réduction de l'activité de la source est également une méthode très efficace de limitation du risque radiologique.

### 13.5.3 Protection par les structures

La protection par les structures vise à limiter le risque ou à circonscrire le danger en confinant les substances radioactives non scellées. Ainsi, la manipulation de telles sources dans un secteur contrôlé nécessite l'aménagement de secteur de travail dédié. La protection est alors assurée par le choix du type de secteur de travail et par conséquent de son équipement. En Suisse, ce choix est fixé par l'ORaP, en fonction du radionucléide et de l'activité utilisés.

L'annexe 3 de l'ORaP indique, pour chaque radionucléide, la limite d'autorisation LA. Le type de secteur de travail à utiliser en fonction de l'activité manipulée est déterminé par un multiple de LA manipulé dans le laboratoire (Tableau 13.3)

**Tableau 13.3 : Types de secteur de travail en fonction de l'activité manipulée**

Type	Activité maximale utilisées par opération ou par jour
Normal	LA
Type C	100 x LA
Type B	10'000 x LA
Type A	Selon l'autorisation

La grandeur LA est basée sur le risque d'inhalation. Lorsque ce risque n'est pas présent, l'autorité de surveillance peut fixer de cas en cas le type de secteur de travail en fonction du risque d'incorporation existant.

Les exigences liées aux différents types de secteurs de travail sont fixées dans une ordonnance sur l'utilisation des sources radioactives non scellées [4]. Elles sont résumées ci-dessous pour les secteurs de travail type A, B et C.

Les exigences liées aux secteurs de travail de type C sont les suivantes :

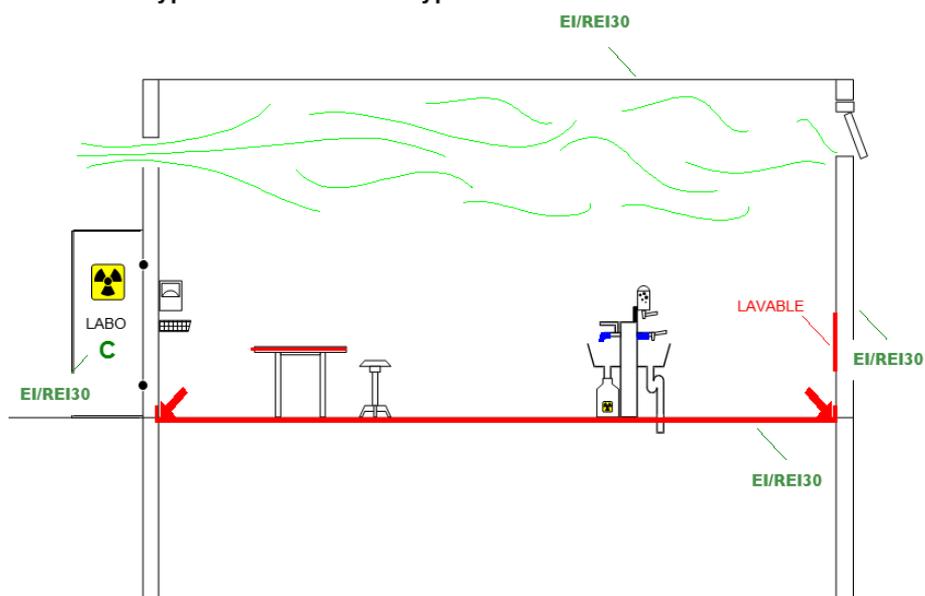
- désignation du laboratoire;
- résistance au feu EI/REI 30 des sols, plafonds et parois (espaces vitrés y compris);
- résistance au feu EI/REI 30 pour les portes ;
- revêtement continu et imperméable des sols et des places de travail
- les plinthes doivent être étanchéifiées ou soudées au sol ;
- sols, parois et surfaces de travail aisément décontaminables;
- parois recouvertes de peinture lavable;
- mobilier réduit au strict minimum;

- récipient collecteur pour les liquides radioactifs (une installation de contrôle des eaux usées peut être exigés par l'autorité de surveillance);
- lavabo pour la décontamination des mains;
- robinet de lavabo et distributeur de savon actionnables autrement que manuellement;
- la ventilation dans un secteur de travail isolé du type C n'est pas soumise à des exigences particulières. L'autorité de surveillance peut exiger une ventilation artificielle dans les bâtiments qui comportent plusieurs secteurs de travail du type C.
- un moniteur de contrôle des mains approprié doit être installé de manière fixe à chaque sortie des secteurs de travail du type C
- dispositif d'aspiration (hotte, chapelle) lors de production de vapeurs ou de poussières;



<p><b>Arbeitsbereich Typ</b>  <b>Secteur de travail type</b>  <b>Area di lavoro tipo</b></p> <p style="font-size: 48pt; text-align: center;"><b>C</b></p>	<table border="0"> <tr> <td>Nuklid: Nucléide: Nuclide: _____</td> <td>max. Aktivität: Activité max.: max. attività: _____</td> </tr> <tr> <td colspan="2">max. Kontamination: Contamination max.: max. contaminazione: _____</td> </tr> <tr> <td colspan="2">max. Ortsdosisleistung: Débit de dose ambiante max.: max. intensità di dose ambientale: _____</td> </tr> <tr> <td>Bemerkungen: Observations: Osservazioni: _____</td> <td>Datum: Date: Data: _____</td> <td>Visum: Visa: Visto: _____</td> </tr> </table>	Nuklid: Nucléide: Nuclide: _____	max. Aktivität: Activité max.: max. attività: _____	max. Kontamination: Contamination max.: max. contaminazione: _____		max. Ortsdosisleistung: Débit de dose ambiante max.: max. intensità di dose ambientale: _____		Bemerkungen: Observations: Osservazioni: _____	Datum: Date: Data: _____	Visum: Visa: Visto: _____
Nuklid: Nucléide: Nuclide: _____	max. Aktivität: Activité max.: max. attività: _____									
max. Kontamination: Contamination max.: max. contaminazione: _____										
max. Ortsdosisleistung: Débit de dose ambiante max.: max. intensità di dose ambientale: _____										
Bemerkungen: Observations: Osservazioni: _____	Datum: Date: Data: _____	Visum: Visa: Visto: _____								

### Type C / secteur travail type C

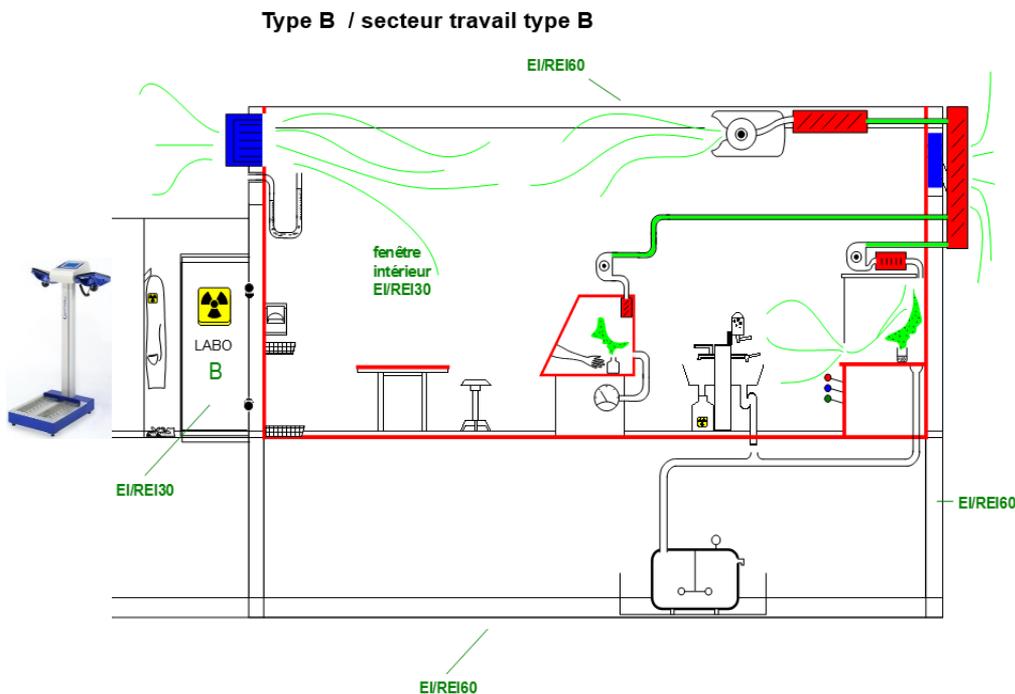


A ces exigences, s'ajoutent, pour les secteurs de travail de type B, les exigences suivantes :

- résistance au feu EI/REI 60 (fenêtres intérieures de classe EI/REI 30); revêtement de sol remontant de 10 cm sur les parois;
- les secteurs de travail des types B doivent être ventilés artificiellement à raison d'au moins cinq renouvellements d'air par heure. Le débit d'air des hottes d'aspiration en position de travail, c'est-à-dire avec une ouverture de 20 cm, doit être d'au moins 0,5 m par seconde en tant que valeur directrice; concernant la ventilation artificielle, la conduite d'évacuation de l'air doit être aménagée de manière que l'air qui quitte le local ne puisse refluer dans celui-ci ni dans d'autres locaux (p. ex. clapet anti-retour, clapet coupe-feu,...)
- l'air provenant des hottes d'aspiration doit être évacué au travers d'un filtre approprié
- une installation de contrôle des eaux usées peut être exigée par l'autorité de surveillance vestiaire à l'entrée;
- moniteur de contrôle pour les pieds et les mains à la sortie.



<b>Arbeitsbereich Typ</b> <b>Secteur de travail type</b> <b>Area di lavoro tipo</b>	<b>B</b>	Nuklid: Nucléide: Nuclide:	max. Aktivität: Activité max.: max. attività:
		max. Kontamination: Contamination max.: max. contaminazione:	
		max. Ortsdosisleistung: Débit de dose ambiante max.: max. intensità di dose ambientale:	
		Bemerkungen: Observations: Osservazioni:	Datum: Date: Data:



Pour les secteurs de travail de type A, s'ajoutent les exigences suivantes :

- résistance au feu EI/REI 90 pour les sols, plafonds et parois;
- cuves de contrôle des eaux usées obligatoire;
- ventilation artificielle avec dépression continue et filtration de l'air;
- vestiaire muni de douches ou de possibilités de décontamination;
- surveillance des locaux et des dispositifs de protection (peut être automatique).

#### 13.5.4 Moyens de protection personnels

La structure particulière des secteurs de travail a pour objectif le confinement de la substance radioactive dans une enceinte d'où elle ne puisse s'échapper.

Les moyens de protection personnels visent au contraire à confiner l'utilisateur dans une enceinte à l'intérieur de laquelle la substance ne puisse entrer.

La protection personnelle minimale pour la manipulation de sources radioactives non scellées se compose de gants et d'habits de travail couvrants, auxquels on peut adjoindre pour des situations particulières (accident, opération rare et risquée) une protection des voies respiratoires (filtres adaptés aux radionucléides manipulés) ainsi qu'une tenue étanche.

Dans certains cas, lorsque l'environnement est particulièrement agressif, on peut aller jusqu'au confinement complet de l'individu dans un scaphandre pressurisé.

Il faut relever que les masques hygiéniques (masques de chirurgien) ou les masques à poussière à usage domestique sont à proscrire. Ils ne sont d'aucune utilité et n'apportent qu'une fausse impression de sécurité.

#### 13.5.5 Protection par les méthodes de travail

Cette protection est assurée par une série de règles, de principes et de techniques adoptés par le travailleur dans le but de diminuer les risques d'incorporation. Il s'agit en règle générale de se comporter vis-à-vis des radionucléides comme on le ferait vis-à-vis d'un toxique chimique.

L'organisation pratique du travail en laboratoire doit être étudiée de cas en cas sur la base des principes de radioprotection discutés auparavant. On peut cependant indiquer une série de règles pratiques, d'application générale :

- ne pas fumer, boire ou manger dans un laboratoire où l'on manipule des sources non scellées;
- utiliser des gants pour toute manipulation;
- prendre toutes les précautions pour éviter les piqûres, coupures ou autres blessures;
- ne jamais pipeter avec la bouche;
- contrôler fréquemment la contamination des mains;
- contrôler périodiquement et en fin de manipulation la contamination des surfaces de travail, des chaussures et des vêtements;
- ne jamais laisser subsister une contamination, se laver les mains aussi fréquemment que cela est nécessaire;
- éviter de travailler en présence du stock de la substance radioactive : le ranger dès que le prélèvement est effectué;
- effectuer la manipulation au-dessus d'un bac permettant la récupération de la substance en cas de dispersion;
- prévoir des récipients spéciaux pour les déchets radioactifs;
- signaler les produits radioactifs;
- contrôler la contamination de tout objet sortant d'un secteur de travail;
- prévoir les mesures à prendre en cas de contamination;

en cas d'accident, agir avec calme et réflexion, éviter de disperser la contamination, faire appel à l'expert en radioprotection.

Le contrôle fréquent des débits de dose et des contaminations des places de travail permet de vérifier que les méthodes de travail sont adéquates. Dans certains cas, un contrôle en continu de la contamination de l'air du secteur de travail peut s'avérer nécessaire.

## **13.6 Décontamination**

Tout objet qui entre en contact avec des matières radioactives ou avec une surface contaminée peut être contaminé. La décontamination est l'opération qui vise à éliminer les substances radioactives déposées sur les surfaces de travail, les objets ou les personnes. En règle générale, toute contamination doit être éliminée.

On distingue deux types de contamination, à savoir la contamination fixée et la contamination non fixée. Dans le premier cas, la substance radioactive est liée à la surface de l'objet et ne présente ainsi pas de risque de dispersion. Dans le second cas, la contamination est transmissible à tout objet entrant en contact avec cette surface. Les mesures de décontamination visent donc à l'élimination de cette seconde catégorie de contamination.

### **13.6.1 Valeurs directrices**

La contamination maximale admissible est donnée dans l'ORaP en fonction du radionucléide contaminant. Ces valeurs, CS, figurent dans l'annexe 3 et correspondent à l'activité non fixée maximale pouvant se trouver sur des surfaces à l'extérieur des zones contrôlées. Elles s'appliquent également à la contamination corporelle.

A l'intérieur des zones contrôlées, la contamination des surfaces peut correspondre à 10 x CS.

### **13.6.2 Mesure de la contamination des surfaces**

On distingue deux méthodes de mesure de la contamination : la méthode directe et la méthode indirecte. La première consiste à mesurer, à l'aide d'un instrument approprié, la contamination sur l'objet en question. Pour le rayonnement  $\beta$  de très basse énergie (par exemple  $^3\text{H}$ ) ou en présence de radiations externes (mesure de la contamination externe d'un récipient contenant une source, en présence d'un bruit de fond élevé ou d'une contamination fixée), on a recours à la méthode indirecte. Celle-ci consiste à effectuer un frottis au moyen d'un papier filtre ou d'un tampon humide. L'activité recueillie sur le frottis est mesurée et donne une indication sur l'état de la contamination non fixée de l'objet en question.

### **13.6.3 Décontamination des objets et surfaces de travail**

La contamination des zones de travail est liée directement à la manipulation des substances radioactives. Celles-ci peuvent se trouver sous forme d'ions, de combinaisons non chargées, ou d'agrégats de molécules colloïdales de taille submicroscopique, microscopique ou macroscopique. La fixation sur les surfaces dépend de la taille des particules et de la nature des forces de liaison existant entre celles-ci et le substrat. Ces forces peuvent être de type électrostatique (particules chargées), chimique (formation de combinaisons chimiques) et mécanique (piégeage dans les aspérités de la surface). Compte tenu de ces différentes forces, les procédés de décontamination peuvent être divisés en trois grandes catégories:

- élimination de la contamination non fixée par nettoyage classique;
- décontamination au moyen de méthodes chimiques ou de procédés électrochimiques (eau, acides, bases, oxydants, réducteurs, etc);
- décontamination au moyen de procédés physiques (aspiration, abrasion, ultra-son, etc).

Dans tous les cas, il faut commencer par appliquer la première méthode. Lorsqu'une contamination fixée est constatée, on passera à la deuxième méthode. L'emploi de la méthode physique ne sera envisagé que si la contamination chimique ne donne pas de résultats satisfaisants. Le caractère destructif de la décontamination physique présente un réel désavantage. En effet, les surfaces décontaminées risquent d'être endommagées et rendues inutilisables en raison de leur tendance à retenir facilement la contamination lors de manipulations ultérieures.

La règle générale est de décontaminer tout matériel aussitôt que possible après le constat de contamination. Toute contamination, ignorée pendant un certain temps, se fixe et devient de plus en plus difficile à éliminer. L'efficacité de la décontamination dépend en pratique :

- de la composition de la substance radioactive;
- de la nature du substrat;
- du laps de temps entre la contamination et la décontamination;
- du procédé de décontamination.
- La décontamination est toujours effectuée par voie humide. La procédure à suivre est la même quel que soit le matériau à traiter, seuls les réactifs utilisés changent :
- laver l'objet dans une solution détersive portée à une certaine température. La contamination non fixée ou adhérente aux corps gras est ainsi éliminée. On peut, de plus, brosser légèrement l'objet dans la même solution;
- laver l'objet à l'eau courante et le sécher;
- contrôler la contamination;
- si la décontamination est insuffisante, répéter l'opération en brossant un peu plus énergiquement. Laisser pendant un certain temps (trempage) les objets dans la solution détersive, éventuellement à une certaine température;
- laver l'objet à l'eau courante et le sécher;
- contrôler la contamination;
- s'il reste encore de la contamination, on appliquera d'autres méthodes chimiques qui dépendront de l'étendue et de la nature de la contamination résiduelle, de même que la composition chimique du substrat;
- en cas d'échec, envisager une décontamination physique appropriée;
- en cas d'échec, traiter l'objet comme un déchet radioactif.

#### **13.6.4 Décontamination des personnes**

Pour la contamination du visage, on procédera comme suit :

- laver longuement à grande eau (en gardant les yeux et la bouche fermée) en utilisant un savon doux;
- en cas de contamination des yeux, des oreilles ou de la bouche, faire appel à un médecin spécialiste.

## 13.7 Gestion des sources radioactives

### 13.7.1 Enregistrement et étiquetage

Toute source radioactive doit faire l'objet d'un enregistrement où seront mentionnées les données suivantes:

- radionucléide;
- activité;
- date de référence;
- nature chimique de la substance;
- état physique.

Ces indications figureront également avec le symbole de la radioactivité sur le récipient contenant la substance radioactive, sur la source radioactive elle-même si sa géométrie le permet, le cas échéant sur son conteneur.

En cas de fractionnement de la substance radioactive, les données devront être mises à jour et les sources obtenues devront également être enregistrées.

Dans certains cas, l'organe de contrôle demande un inventaire des sources radioactives présentes dans un service ou un décompte annuel des achats de substances radioactives.

Un décompte peut également être demandé en ce qui concerne la remise de sources radioactives à des tiers ou l'élimination des déchets radioactifs, de manière à pouvoir localiser les sources de radiation.

### 13.7.2 Entreposage des substances radioactives

Pour leur entreposage, les sources radioactives doivent être scellées et les récipients doivent être exempts de contamination. Les récipients contenant des liquides doivent en plus être disposés dans des bacs de rétention permettant d'éviter la dispersion de contamination en cas d'écoulement.

Le blindage des sources entreposées doit assurer que le débit de dose à 1 m de leur surface soit inférieur à 0,1 mSv/h.

La zone d'entreposage (coffre-fort, armoire métallique, armoire frigorifique, congélateur) doit être réservée à cet usage et distinctement signalée par le signe de danger "radiations ionisantes". Cette condition restreint son accès aux seules personnes habilitées à manipuler les sources de radiations.

La nature et l'épaisseur du blindage seront adaptées au type de rayonnement et à l'activité des sources et assureront un débit de radiation ambiante aussi faible que possible. Dans tous les cas, le débit de dose provoqué par un dépôt de sources radioactives doit être inférieur à 0,02 mSv/semaine aux endroits où des personnes peuvent séjourner et inférieur à 0,1 mSv/semaine dans les endroits où personne ne peut séjourner durablement.

En cas de risque de dégagement gazeux, il est nécessaire de ventiler l'entrepôt.

### 13.7.3 Contrôles de contamination

Les sources radioactives scellées doivent être soumises périodiquement (en général annuellement) à un contrôle de contamination. Le but de cette opération est de vérifier que la substance radioactive ne s'échappe

pas de la source. Cette opération peut être une source d'exposition du personnel et doit être planifiée par l'expert en radioprotection.

### 13.7.4 Elimination des sources en fin d'usage

En règle générale, les fournisseurs de sources radioactives sont tenus de reprendre les sources en fin d'usage, de manière à les recycler ou à les éliminer comme déchet radioactif. A défaut de pouvoir la rendre au fournisseur, le détenteur d'une source radioactive est responsable de son élimination dans les règles, opération qui peut représenter un coût important selon le type de source et son activité.

### 13.7.5 Source radioactive de haute activité

Les sources de haute activité (SHA) sont des sources radioactives considérées comme dangereuses dès lors que la perte de leur contrôle peut donner lieu à de graves effets déterministes menant au décès d'un individu ou à une altération de la qualité de vie. Il s'agit en général de sources scellées. L'AIEA définit l'activité à partir de laquelle la source d'un isotope particulier entre dans la définition de SHA<sup>9</sup>. Le Tableau 13.4 présente quelques isotopes utilisés pour des sources présentes en laboratoire (par exemple dans un irradiateur) et la valeur limite d'activité au-delà de laquelle la source est un SHA. La définition des SHA fait surtout sens pour exiger des mesures afin de garantir la sûreté de ces sources, c'est-à-dire de se prémunir contre les actes de malveillance (vol, vandalisme...).

Tableau 13.4 : Valeurs limites pour les sources de haute activité

Isotope	Activité minimum pour une SHA (« D-Values ») [TBq]
Co-60	0.03
Cs-137	0.1
Ir-192	0.08

## 13.8 Transport des substances radioactives

### 13.8.1 Transport dans l'enceinte de l'entreprise

Dans le cadre de l'entreprise, les exigences suivantes doivent être remplies :

- emballage des substances radioactives empêchant toute fuite;
- surveillance continue des sources radioactives transportées;
- signalisation de la substance radioactive par le signe de danger "radiations ionisantes";
- débit de dose ambiante inférieur à 0,1 mSv/h à 1 m de la surface de l'emballage et inférieur à 2 mSv/h à la surface;
- contamination de la surface extérieure de l'emballage s'adapte à l'ADR, soit 4 Bq/cm<sup>2</sup> ou 0.4 Bq/cm<sup>2</sup> selon le type de rayonnement;

<sup>9</sup> « Dangerous quantities of radioactive materials (D-values) », IAEA EPR-D-Values, IAEA, Vienne 2006.

- récipient incassable pour les sources sous forme liquide, gazeuse ou pulvérulente;
- pour les liquides, présence dans l'emballage de matériau absorbant pour éviter la dispersion en cas de fuite;
- éviter le stationnement des sources dans les zones non contrôlées (secrétariat, corridor, bureaux, etc).

Le transport de sources radioactives non emballées peut s'envisager, mais uniquement sous la surveillance directe d'un expert en radioprotection.

### 13.8.2 Législation en vigueur pour le transport sur le domaine public

Les substances radioactives constituent la classe 7 des matières dites dangereuses, au niveau des règlements de transport. Le transport hors de l'entreprise est ainsi régi par des règlements et prescriptions particuliers :

<b>SDR</b>	ordonnance fédérale relative au transport de marchandises dangereuses par route.
<b>ADR</b>	accord européen relatif au transport international des marchandises dangereuses par route.
<b>RID / RSD</b>	règlement international (Suisse) concernant le transport de marchandises dangereuses par chemin de fer.
<b>IATA</b>	réglementation pour le transport des articles réglementés.

Au-dessous d'une certaine activité, appelée limite d'exemption et tabulée dans l'ADR, les prescriptions de la réglementation ne s'appliquent plus [5].

On distingue dans l'ADR les sources radioactives sous forme spéciale des autres sources radioactives. On entend par forme spéciale une forme non susceptible de dispersion. La forme spéciale doit être attestée par un certificat de résistance mécanique, thermique et à l'immersion.

L'ADR utilise comme valeur limite des grandeurs spécifiques à chaque radionucléide :

- limite d'exemption en activité massique en Bq/g ou en activité absolue par envoi en Bq;
- activité maximale en colis de type A pour une source sous forme spéciale (A1);
- activité maximale en colis de type A pour une source sous forme non spéciale (A2).

### 13.8.3 L'emballage du colis

Les exigences concernant l'emballage des matières radioactives dépendent de l'activité de la substance radioactive, de ses propriétés radiologiques et de dispersion. On distingue 5 types d'emballages pour lesquels des exigences précises sont fixées :

#### Colis excepté :

Le colis doit être solide, facilement manipulable et empêcher toute dispersion de la substance radioactive, dans les conditions normales de transport. Le colis excepté peut recevoir une fraction ( $10^{-2}$  à  $10^{-4}$ ) de l'activité limite  $A_1$  ou  $A_2$ .

### Colis industriel :

Le colis doit satisfaire aux prescriptions générales applicables aux colis industriels. On distingue des colis de type 1 (IP1), de type 2 (IP2) ou de type 3 (IP3). Le colis industriel est utilisé pour le transport de gros volumes de matériaux à faible activité spécifique ou contaminés en surface.

### Colis de type A :

Outre les conditions fixées pour les colis industriels, le colis de type A doit comprendre une enveloppe de confinement et résister à une série d'épreuves mécaniques correspondant à de mauvaises conditions de transport. Le colis de type A est le colis habituellement utilisé pour le transport de sources radioactives. Il peut contenir jusqu'à des activités  $A_1$  ou  $A_2$ .

### Colis de type B :

Les exigences de résistance sont plus sévères que celles du colis de type A. On distingue les colis de type B(U) satisfaisant à toutes les prescriptions applicables aux colis de type B, des colis de type B(M) ne remplissant pas toutes les prescriptions fixées. Il est nécessaire d'obtenir des autorisations particulières lors de l'utilisation d'un colis de type B(M). Le colis de type B résiste aux énergies mises en œuvre lors des accidents terrestres. Il permet de transporter des activités comprises entre  $A_1$  ou  $A_2$  et  $3000x A_1$  ou  $A_2$  par voie terrestre ou maritime.

### Colis de type C :

Les exigences de résistance sont encore plus sévères que celles du colis de type B. Le colis de type C est destiné à résister aux énergies mises en œuvre lors d'accidents aériens. Ce colis est destiné au transport par avion d'activités supérieures à  $A_1$  ou  $A_2$ , ou au transport terrestre ou maritime d'activités supérieures à  $3000x A_1$  ou  $A_2$ .

Il existe en outre pour les matières fissiles des prescriptions particulières sur les colis, prescriptions liées à la sécurité nucléaire.

## **13.8.4 Le marquage et l'étiquetage des colis**

Les colis doivent être marqués avec les indications suivantes :

- identification de l'expéditeur et/ou du destinataire
- numéro ONU précédé de l'indication "UN"
- désignation officielle de la matière transportée (sauf pour les colis exceptés)
- masse du colis (si elle dépasse 50 kg)
- type de colis (IP-1; IP-2; IP-3, A, B(U); B(M); C)
- type défini par l'autorité compétente et numéro de série de l'emballage (colis type B et C)
- signe de danger "Radiations" résistant au feu et à l'eau (colis de type B ou C).

De plus, les colis autres que les colis exceptés contenant des substances radioactives doivent être munis d'étiquettes particulières apposées sur les deux faces latérales opposées du colis portant les indications suivantes :

- le débit de dose maximum à la surface du colis; définit la catégorie de l'étiquette (I, II ou III);
- le contenu du colis; on précise la matière dont la présence constitue le danger principal en cas de dommage au colis; (exemple : Strontium-90);
- l'activité; elle est donnée en multiples du Bq (kBq, MBq, GBq, etc);
- l'indice de transport (IT); ce nombre est calculé à partir du débit de dose à 1 m de la surface du colis. L'IT est égal au débit de dose mesuré en mSv/h, multiplié par 100 et arrondi à la 1<sup>ère</sup> décimale (Figure 13.6);
- la classe de matière dangereuse (7).

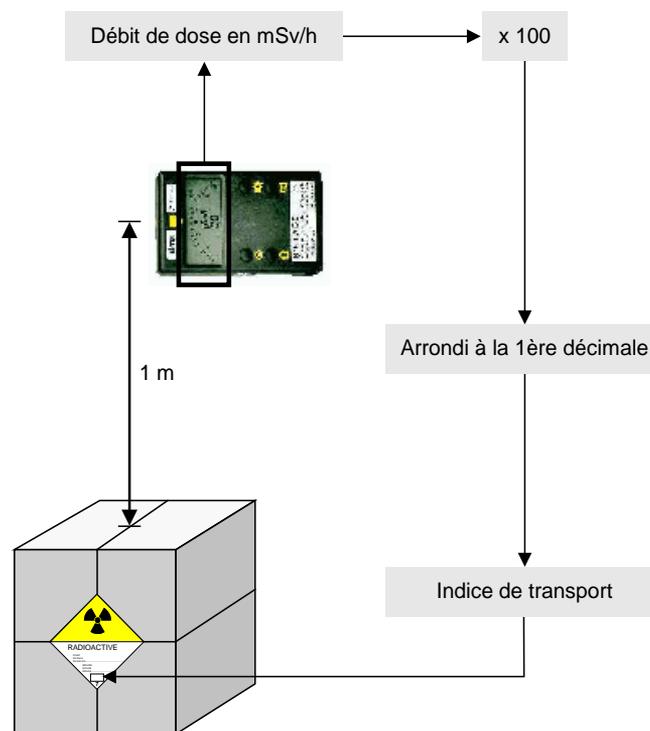


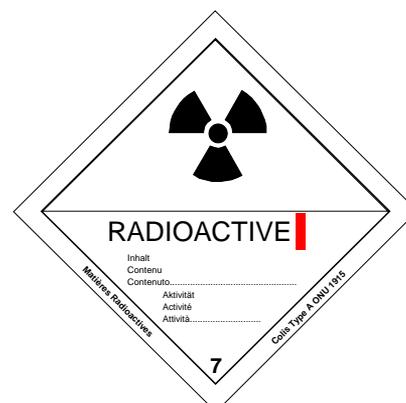
Figure 13.6 Procédure permettant de déterminer l'indice de transport

Etiquette de danger – catégorie I – blanche

débit de dose maximum à la surface du colis

5  $\mu$ Sv/h

indice de transport : < 0,05



Etiquette de danger – catégorie II – jaune  
 débit de dose maximum à la surface du colis  
0,5 mSv/h  
 indice de transport maximum : 1,0



Etiquette de danger – catégorie III – jaune  
 débit de dose maximum à la surface du colis  
2 mSv/h  
 indice de transport maximum : 10,0



Figure 13.7 Exemple de colis Type A

### 13.8.5 Le document de transport

Chaque colis contenant des matières radioactives est accompagné d'un document de transport qui doit comporter :

- la mention : "Marchandise et emballage conformes aux prescriptions de l'ADR";
- le numéro d'identification ONU et la désignation de la matière;
- le nom ou le symbole de chaque radionucléide ou du plus important;
- la forme physique et chimique de la matière;
- l'activité des matières radioactives en Bq ou en multiple du Bq;
- la catégorie du colis : I-BLANCHE / II-JAUNE / III-JAUNE;
- l'indice de transport;
- la mention "Matières fissiles", le cas échéant;
- la marque d'identification des certificats d'agrément pour les formes spéciales, arrangements spéciaux, colis de type B ou C, etc;
- le cas échéant, la mention "Expédition sous utilisation exclusive".

### 13.8.6 La consigne de sécurité

Avec le document de transport, l'expéditeur doit établir une consigne de sécurité destinée au chauffeur ou aux organes d'intervention. Elle décrit :

- le contenu du chargement;
- les dangers de la matière transportée;
- l'équipement de protection nécessaire pour ce transport;
- les mesures d'urgence à prendre en cas d'accident;
- les mesures à prendre en cas de fuite ou de déversement du chargement;
- la manière de procéder pour éteindre un incendie;
- les précautions pour apporter les premiers secours aux blessés;
- les organismes à informer en cas d'accident.

### 13.8.7 Les exigences concernant le véhicule

Les véhicules transportant des matières radioactives doivent être équipés du matériel obligatoire standard pour le transport de matières dangereuses, de l'équipement nécessaire pour les premières mesures à prendre décrites dans les consignes de sécurité. Bien que ce ne soit pas obligatoire, un instrument de mesure est recommandé pour vérifier les débits de dose à la surface des colis, du véhicule et à l'emplacement du chauffeur.

Lors de transport de substances radioactives, les véhicules sont munis des étiquettes de danger suivantes:

- trèfle schématisé avec mention "*Radioactive*" sur *chaque paroi latérale* et sur la *paroi arrière*;
- panneaux oranges à l'avant et à l'arrière.

Tout véhicule assurant le transport de substances radioactives doit posséder une *assurance responsabilité civile* couvrant le transport de matières dangereuses et dont la garantie est au minimum de 6 millions, ceci étant mentionné dans le permis de circulation du véhicule.

### **13.8.8 La formation du chauffeur**

Les *conducteurs* de véhicule transportant des marchandises dangereuses sont instruits des particularités de ces transports. Ceux qui font fréquemment de tels transports reçoivent une *formation adéquate attestée par un certificat*. Le certificat de formation est valable 5 ans et doit être renouvelé avant son échéance par le suivi d'un cours de répétition.

### **13.8.9 Exigences concernant l'entreprise transportant des matières radioactives**

#### **Autorisation**

Le transport de matières radioactives est une activité qui tombe dans le champ d'application de la loi et de l'ordonnance sur la radioprotection. Au terme de ces deux documents, une autorisation de l'Office fédéral de la santé publique est nécessaire pour manipuler des matières radioactives. On entend par "manipulation" la production, la fabrication, le traitement, la commercialisation, le montage, l'utilisation, l'entreposage, le transport, l'élimination, l'importation, l'exportation, le transit et toute autre forme de remise à un tiers. Ainsi le transporteur doit disposer de ladite autorisation et l'expéditeur de matières radioactives est tenu de contrôler que l'entreprise qu'il mandate en dispose.

#### **Conseiller à la sécurité**

Chaque entreprise dont l'activité comporte le transport de marchandises dangereuses par route ou les opérations d'emballage, de chargement, de remplissage ou de déchargement liées à ces transports, désigne un ou plusieurs conseillers à la sécurité, chargés d'aider à la prévention des risques pour les personnes, les biens ou l'environnement inhérents à ces activités.

Le conseiller à la sécurité doit être titulaire d'un certificat de formation professionnelle valable pour les transports par route. Ce certificat est délivré par l'autorité compétente ou par l'instance désignée à cet effet par chaque partie contractante.

Pour l'obtention du certificat, le candidat doit recevoir une formation sanctionnée par la réussite d'un examen agréé par l'autorité compétente de la partie contractante.

L'examen est organisé par l'autorité compétente ou par un organisme examinateur désigné par elle.

## **13.9 Gestion des déchets radioactifs**

La manipulation de substances radioactives en laboratoire conduit à la production de déchets radioactifs. On entend par là les résidus de la substance radioactive, les sources en fin d'utilisation, de même que les objets ayant servi à la décontamination (serviettes, tampons) ou n'ayant pu être décontaminés.

Les déchets radioactifs seront, d'une manière ou d'une autre, rejetés dans l'environnement. On utilise la décroissance des radionucléides et leur dispersion pour faire en sorte qu'au moment de leur concentration éventuelle, ils ne présentent plus de risque d'exposition de l'individu.

La gestion des déchets commence à la production. Le principe ALARA s'applique également à ce domaine de la radioprotection et la réduction au minimum nécessaire de la quantité de déchets, en activité et en volume, est le premier objectif du producteur de déchets radioactifs. Pour atteindre cet objectif, il y a lieu de n'utiliser que l'activité minimale nécessaire, de réduire au minimum nécessaire les objets entrant en contact avec la substance radioactive et de séparer de manière très stricte les déchets contaminés des déchets non contaminés.

### 13.9.1 Récolte des déchets

Les déchets radioactifs seront disposés dans des récipients réservés à cet effet. D'autre part, la décroissance étant la méthode généralement utilisée pour résoudre le problème posé par ces déchets, il est indispensable de séparer à la production des déchets, les radionucléides de périodes différentes. On peut éviter de récolter séparément chaque nucléide en créant quelques catégories de nucléides de périodes comparables. On veillera ensuite à séparer les catégories de déchets qui nécessitent des traitements ultérieurs différents.

Chaque récipient de déchets plein est fermé et muni d'un étiquetage comprenant au moins les indications suivantes :

- nom et adresse du producteur du déchet;
- radionucléide(s) présent(s) dans le récipient;
- activité(s) approximative(s) présente(s);
- date de référence pour la ou les activité(s) présente(s) dans le récipient;
- nature physique et chimique du déchet.

La connaissance de l'activité est nécessaire pour la gestion du déchet et seul le producteur du déchet peut l'estimer de manière fiable. Même s'il ne s'agit que d'ordres de grandeur, cette information est plus précise que toute mesure à posteriori d'un récipient à la géométrie non maîtrisée.

Le récipient de déchets est ensuite stocké pour décroissance. L'entrepôt de stockage est traité comme un secteur surveillé (en cas de sources scellées uniquement) ou un secteur contrôlé (s'il contient des sources non-scellées). Il est soumis à des règles similaires à celles destinées aux secteurs de travail : Il doit en principe être réservé à cet usage et assurer la radioprotection vis-à-vis de l'extérieur, c'est-à-dire que les parois doivent assurer le blindage du rayonnement émis par les déchets et la résistance au feu, tandis qu'une ventilation doit évacuer d'éventuelles émanations gazeuses. D'autre part, l'accès à l'entrepôt doit être réservé aux personnes compétentes en charge de la gestion des déchets.

### 13.9.2 Rejets dans l'environnement

#### Evacuation des déchets solides et liquides

Lorsque l'activité des déchets radioactifs est suffisamment faible, ils peuvent rejoindre le cycle d'élimination des déchets non radioactifs. Légalement, on dit alors que ce déchet est libéré de la surveillance. La limite d'activité éliminable de cette manière est définie dans l'ORaP, en fonction de la catégorie de déchets et de la limite de libération fixée par radionucléide à l'annexe 3.

L'ORaP définit la mesure de libération qui doit être respectée à cet effet :

L'activité du déchet doit respecter l'une OU l'autre des conditions suivantes:

Activité spécifique	Activité absolue
A < LL	A < 1000 x LL  (i.e. activité contenue dans 1 kg de matière)

Le débit de dose ambiante maximal à 10 cm de la surface, après déduction du rayonnement naturel, doit être inférieur à 0,1 µSv/h.

En cas de risque de contamination lors de la manipulation du déchet, la valeur directrice de contamination de surface CS ne doit pas être dépassée à sa surface.

Dans certains cas, les déchets radioactifs qui ne seront pas réutilisés peuvent être éliminés dans l'environnement alors que l'activité est supérieure à celle décrite plus haut. Cela ne peut se faire qu'avec une autorisation et sous le contrôle du titulaire de l'autorisation. Le cas échéant, l'activité rejetée dans l'environnement peut aller jusqu'à 10'000 x LL par semaine (i.e. l'activité contenue dans 10 kg de matière dont l'activité spécifique correspond à la LL). Les conditions précédentes sur le débit de dose ambiante et la contamination de la surface des déchets restent applicables. L'activité spécifique étant un facteur déterminant pour la gestion des déchets radioactifs, précisons qu'il est interdit de les mélanger à des matières inactives dans le but de s'affranchir des règles en vigueur. La gestion des eaux usées radioactives vue ci-après fait exception à ce principe. Dans le cas des NORM (K-40, radionucléides naturels des chaînes de l'U-238 ou du Th-232), des limites de libération spécifiques - LLN - sont prévues dans l'annexe 2 de l'ORaP.

Avant son élimination, toutes les marques et signaux de danger relatifs à la radioactivité présents sur le déchet doivent être retirés.

Lorsque les périodes des déchets stockés sont supérieures à 100 jours, les durées de stockage peuvent devenir extrêmement longues. Dans ces conditions, il est possible de remettre ses déchets radioactifs à un organisme chargé par la Confédération de récolter et de gérer à long terme ce genre de déchets. Une ordonnance fédérale fixe les conditions de prise en charge de ces déchets ainsi que les émoluments correspondants. Il est toutefois possible de continuer à stocker un déchet radioactif de période supérieure à 100 jours si son activité est suffisamment basse pour qu'une libération dans un délai raisonnable soit possible. Ce délai ne peut en aucun cas être supérieur à 30 ans.

Une campagne annuelle de ramassage est organisée par l'Office fédéral de la santé publique et c'est l'Institut Paul Scherrer (PSI) qui est chargé de la récolte et du conditionnement de ces déchets. Pour le producteur de déchets, cette opération d'élimination est à coordonner avec son autorité de surveillance.

### Élimination dans les eaux usées

Lorsque des substances radioactives peuvent être rejetées dans les eaux usées, l'autorité de surveillance fixe les concentrations maximum admissibles dans ces rejets. Elle se base alors sur l'annexe 7 de l'ORaP qui fixe les limites d'immission respectives pour chaque radionucléides. Le modèle à la base de ces limites utilise les coefficients d'ingestion et garantit qu'une contrainte de dose de 0.3 mSv/an ne sera pas dépassée pour les membres du public.

La surveillance des rejets d'eaux usées radioactives peut nécessiter une installation de contrôle dotée de cuves de rétention. Elle est en général exigée pour les zones de travail de type B ou lorsque plusieurs zones de travail de type C sont reliées à la même canalisation. Les activités maximales rejetables sont calculées de cas en cas par l'Office fédéral de la santé publique et fixées dans l'autorisation d'utiliser des substances radioactives. Ce calcul est basé sur la consommation d'eau du bâtiment concerné, qui assure la dilution de l'activité rejetée, et sur l'éventuelle dilution supplémentaire entre le lieu de rejet (entrée de la canalisation) et le lieu où l'eau sera accessible au public.

### **Elimination dans l'air évacué**

Pour les secteurs de travail de type C, aucune exigence particulière n'est fixée concernant l'évacuation de l'air du laboratoire. Par contre, dès le type B, les dispositifs d'aspiration doivent être munis de filtres adaptés au radionucléide manipulé. Dans ces conditions, la contamination de l'air rejeté est négligeable. Les filtres usagés sont en général contaminés et doivent être considérés comme des déchets radioactifs. Pour les secteurs de travail de type A ou pour certains cas particuliers, l'autorité de surveillance peut fixer une contamination maximale admissible de l'air rejeté sur la base de l'annexe 7 de l'ORaP. Le modèle à la base de la limite utilise des coefficients d'inhalation et d'immersion. Il garantit qu'une contrainte de dose de 0.3 mSv/an sera pas dépassée pour les membres du public. Afin de garantir le respect des limites, l'autorité de surveillance peut demander l'installation d'un moniteur de contrôle en continu de la contamination de l'air évacué.

Références :

- [1] Ordonnance sur la radioprotection - ORaP.
- [2] G. Sitzlack, Strahlenschutzpraxis, Verlag Tribüne, Berlin, 1974
- [3] ICRP 21, Data for Protection against Ionizing Radiation from External Sources : supplement to ICRP Publication 15 (1973).
- [4] Ordonnance sur l'utilisation de matières radioactives – OUMR
- [5] European Agreement concerning the International Carriage of Dangerous Goods by Road, ADR applicable as from 1 January 2011, United Nations, 2010.  
<http://live.unece.org/trans/danger/publi/adr/adr2011/11contentse.html>

Ouvrages de référence :

- [6] Manuel pour les experts en radioprotection dans le domaine médical, Philipp R. Trueb (éd.)
- [7] Guide pratique : Radionucléides & Radioprotection Nouvelle édition révisée, D. DELACROIX, JP. GUERRE et P. LEBLANC
- [8] Personne compétente en radioprotection, Radioprotection pratique pour l'industrie et la recherche, sources non scellées, Hugues Bruchet, Ed. EDP Sciences, 2009
- [9] Personne compétente en radioprotection, Radioprotection pratique pour l'industrie et la recherche, sources scellées, Jean-Claude Moreau et Marc Ammerich, Ed. EDP Sciences, 2010.
- [10] ICRP, 1996. Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation. ICRP Publication 74. Ann. ICRP 26 (3-4).
- [11] "Introduction to Radiation Protection", Practical knowledge for Handling Radioactive Sources Claus Grupen, Springer.

## 13.10 Résumé

- Les grandeurs opérationnelles sont des grandeurs limitées secondaires; elles sont mesurables en routine et représentent une approximation des grandeurs limitées primaires (inaccessibles à la mesure).
  
- Les limites secondaires d'activité sont :
  - la limite de libération, LL;
  - la limite de libération des NORM, LLN ;
  - la limite d'autorisation, LA.
  - la limite d'immission dans l'air,  $LI_{air}$  ;
  - la limite d'immission dans les eaux usées,  $LI_{eaux}$  ;
  
- Les valeurs directrices sont :
  - la valeur directrice de la contamination de l'air, CA;
  - la valeur directrice de la contamination des surfaces, CS;
  
- Les règles de protection contre l'exposition externe sont :
  - choix de la source et de son activité
  - maintien de la plus grande distance possible entre la source et la personne;
  - réduction du temps d'exposition;
  - utilisation d'écrans protecteurs.
  
- Les blindages utilisés doivent être adaptés au rayonnement considéré :
  - pour le rayonnement  $\alpha$ , le risque d'exposition externe est nul, car le rayonnement est arrêté dans la couche morte de l'épiderme;
  - pour le rayonnement  $\beta$ , un écran de matériau de faible Z et d'une épaisseur d'environ 1 cm assure une protection efficace;
  - pour le rayonnement  $\gamma$  ou X, l'atténuation est exponentielle, ainsi il n'y a pas de protection totale. Le facteur de transmission de l'écran dépend de l'énergie de la radiation et du matériau de l'écran.
  
- Les règles de protection contre l'exposition interne sont :

- choix de la source ayant la toxicité la plus faible et de l'activité la plus faible;
  - prévention par l'isolement et le confinement de la substance radioactive;
  - prévention de tout contact entre la personne et la substance radioactive.
  - la protection est assurée par les structures, par des moyens de protection personnels et par des méthodes de travail appropriées.
- Le type de secteur de travail est déterminé par l'activité manipulée en référence à la limite d'autorisation (LA) :
- Type C – Maximum 100 x LA
  - Type B – Maximum 10'000 x LA
  - Type A : selon l'autorisation
- La contamination est contrôlée de manière directe ou par frottis.
- La contamination résiduelle maximale admissible correspond à CS hors des secteurs contrôlés et à 10 x CS à l'intérieur des secteurs contrôlés.
- Le transport de sources radioactives est régi par l'ADR
- Les déchets radioactifs doivent être séparés dès leur production selon leurs caractéristiques.
- Ils peuvent être éliminés lorsque leur activité est en dessous de LL en activité spécifique ou 1000 x LL en activité absolue.
  - Sur autorisation, une élimination de 10'000 x LL par semaine est possible.
  - Les déchets de période supérieure à 100 jours peuvent être remis annuellement lors d'une campagne de ramassage organisée par l'OFSP.
  - Le cas échéant, les limites de rejet pour les eaux usées et l'air évacué sont spécifiées dans l'autorisation.

## Exercices

1. Quelle est l'interaction prédominante des photons du  $^{60}\text{Co}$  (1,2 et 1,3 MeV) ?
2. Vous devez blinder une source de  $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$  (émetteur bêta (-),  $E_{\text{max}} = 2280$  keV). Comme matériel de blindage vous avez du plexiglas et du plomb. Quel(s) matériel/matériaux choisissez et pourquoi ?
3. Vous avez une source de  $^{18}\text{F}$  (émetteur bêta (+),  $E_{\text{max}} = 634$  keV). Idem à l'exercice 2, choisissez le matériel de blindage et justifier votre choix.
4. Deux faisceaux de rayonnement  $\alpha$  et respectivement  $\beta$  déposent la même dose absorbée (0,02 Gy) dans l'eau. Déterminer les équivalents de dose respectifs.
5. Déterminer le parcours maximum des particules  $\beta$  du  $^{35}\text{S}$  ( $E_{\text{max}} = 167$  keV) et du  $^{32}\text{P}$  ( $E_{\text{max}} = 1,71$  MeV) dans l'air.
6. Calculer l'équivalent de dose correspondant à une irradiation de 1 Gy de rayonnement photonique combinée avec 0,2 Gy de neutrons de 20 keV.

*(Réponse : 3 Sv)*

7. Calculer la dose efficace dans le cas d'une personne recevant 10 mSv à la thyroïde, 20 mSv à la moelle osseuse et 40 mSv au foie.

*(Réponse : 4.9 mSv)*

8. Calculer la dose reçue par une personne ayant séjourné pendant 25 minutes dans un champ de radiations de 100 mSv/h.

*(Réponse : 42 mSv)*

9. Calculer la dose reçue par une personne séjournant pendant 3 heures à une distance de 4 m d'une source de 10 MBq de  $^{137}\text{Cs}$ .

*(Réponse : 0,17  $\mu\text{Sv}$ )*

10. Calculer ce que devient la dose de l'exercice 9 si on place un écran de Pb de 3 cm entre la personne et la source.

*(Réponse : 5 nSv)*

11. Calculer la dose reçue à la peau des mains en cas d'exposition à une source de  $^{32}\text{P}$  de 1 GBq pendant 10 minutes si la source est à 30 cm des mains.

*(Réponse : 18,5 mSv)*

12. Calculer ce que devient la dose de l'exercice 11 si on place un écran de 2 cm de plastique entre la source et les mains.

*(Réponse : 0 mSv)*

13. Déterminer la dose en profondeur si le corps entier est exposé à la source de l'exercice 11.

*(Réponse : 0 mSv)*

14. Calculer la dose reçue par une personne qui, à la suite d'un accident, a ingéré 10 kBq et inhalé 100 kBq de  $^{125}\text{I}$ .

*(1,11 mSv)*

## 14 Surveillance dosimétrique

### Objectifs du chapitre

- *Expliquer les méthodes de surveillance de l'exposition externe.*
- *Expliquer les méthodes de surveillance d'incorporation de substances radioactives et d'exposition interne*
- *Expliquer la fonction du document dosimétrique individuel.*

### 14.1 Buts de la surveillance individuelle en radioprotection

Les contrôles individuels comprennent toutes les démarches faites pour connaître la dose accumulée par un individu. Cette accumulée permet de déterminer :

- le risque encouru par l'individu : Des mesures fréquentes de la dose permettent de s'assurer qu'elle est réduite au minimum possible et qu'elle reste dans tous les cas inférieure aux maxima légaux. Si la dose accumulée devrait approcher ou même dépasser les limites admissibles, un réexamen des conditions de travail serait à envisager de façon à réduire les doses individuelles et, par là, assurer la sécurité du travailleur;
- le risque lié au poste de travail : Les contrôles individuels vont mettre en évidence les tâches et places de travail où l'irradiation est la plus importante. Ces observations permettront de renforcer les mesures de protection là où elles sont les plus utiles;
- les erreurs professionnelles : Une augmentation de dose non justifiée par une modification quelconque du travail laissera supposer un accident. Elle fera l'objet d'une enquête de façon à en éviter la répétition. Des tâches semblables sont souvent faites par plusieurs laboratoires ou entreprises. En comparant les doses respectives, il est possible de mettre en évidence les qualités et défauts (au sens de la radioprotection) des différentes méthodes utilisées;
- les risques encourus par la population : Par sommation des doses individuelles, on pourra calculer la contribution des différentes professions à l'irradiation de la population en général et faciliter ainsi le calcul apport/nuisance de chaque activité.

Le contrôle médical a quant à lui pour objectifs de vérifier l'aptitude de la personne aux travaux impliquant des radiations ionisantes et d'assurer le suivi de son état de santé.

### 14.2 Contrôle individuel de l'exposition externe

#### 14.2.1 Grandeurs contrôlées

Les grandeurs faisant l'objet des mesures de contrôle sont les grandeurs opérationnelles de l'irradiation externe, déjà introduites dans le chapitre 4. Il s'agit de :

- la dose individuelle en profondeur  $H_p(10)$  (avec l'abréviation  $H_p$ ); c'est la dose équivalente à 10 mm de profondeur dans le tissu mou au niveau du thorax; la mesure de cette grandeur s'effectue à partir d'un dosimètre porté sur la poitrine (badge); en général, l'élément sensible du dosimètre est recouvert d'un filtre pour simuler l'absorption par les 10 mm de tissu;
- la dose individuelle en surface  $H_p(0,07)$  (avec l'abréviation  $H_s$ ); c'est la dose équivalente à 0,07 mm de profondeur dans le tissu mou au niveau du thorax; la mesure s'effectue également par le port d'un dosimètre sur la poitrine; pour cette mesure, l'élément sensible est directement soumis au champ de radiations (pas de filtre);
- la dose équivalente aux extrémités,  $H_{ext}$ ; les dosimètres sont placés au niveau des mains (bracelet, bagues, etc).

Lorsque la dose mesurée  $H_p$  est inférieure à la valeur limite de la dose efficace, on accepte  $H_p$  comme dose reçue (inscription dans le document dosimétrique). De même lorsque la dose mesurée  $H_s$  est inférieure à la valeur limite de la dose à la peau, on accepte  $H_s$  comme dose reçue à la peau (inscription dans le document dosimétrique). Dans le cas où les doses mesurées sont supérieures aux valeurs limites, une enquête est effectuée, sur la base de laquelle la dose efficace et la dose à la peau sont déterminées, à partir des mesures du dosimètre, en tenant compte des conditions spécifiques d'irradiation.

#### 14.2.2 Technique de mesure

Parmi les instruments de mesure, on distingue :

- les dosimètres intégrateurs portés au niveau du tronc (badges);
- les dosimètres intégrateurs portés au niveau des mains (bagues);
- les dosimètres à lecture directe ou d'alarme.

##### Dosimètre-badge

La technique de mesure utilisée dépend du type de rayonnement. Dans le cas des rayonnements  $\beta$ ,  $\gamma$  ou X, les systèmes de détection les plus courants sont la thermoluminescence (voir Figure 11.1.a), la luminescence stimulé optiquement et la radiophotoluminescence. Les exigences pour le dosimètre-badge sont fixées dans l'Ordonnance sur la dosimétrie individuelle.

La fréquence habituelle des mesures est mensuelle. Cependant, en cas d'accident ou lorsque l'on soupçonne une irradiation, la lecture immédiate du dosimètre est toujours possible.

En cas de port d'un tablier de protection, le dosimètre doit se porter sous le tablier. Si l'on soupçonne une irradiation importante des parties de l'organisme non protégées, on porte un deuxième dosimètre placé sur une partie non protégée ou sur le tablier.

##### Dosimètre-bague

Le détecteur, en général une pastille thermoluminescente, est placé dans une bague (Figure 14.1), ce qui permet d'évaluer la dose reçue par les mains. Dans certains cas de manipulation, on place la bague à l'extrémité des doigts pour apprécier la dose au contact. La partie du dosimètre bague sensible au rayonnement doit toujours être face à la source. Par exemple, en médecine nucléaire, la pastille thermoluminescente doit être tournée vers l'intérieur de la main.



Figure 14.1 (a) et (b) Dosimètre thermoluminescent badge et bague, (c) Dosimètre électronique à alarme.

### Dosimètre à lecture directe ou d'alarme

Chaque fois que le risque encouru est élevé ou mal connu, le badge est doublé par un instrument à lecture directe (Figure 14.1c). Le dosimètre d'alarme comprend une électronique de mesure permettant d'additionner les doses. Il délivre en général un signal sonore intermittent, ou continu en cas de dépassement d'un seuil de dose ou de débit de dose.

## 14.3 Contrôle individuel de contamination externe

Fréquemment, au cours du travail avec des sources ouvertes, et au moins lors de la sortie du laboratoire, chacun est tenu de surveiller la contamination de la peau et des habits. L'instrumentation n'est plus individuelle, mais chacun à son tour passera devant un compteur et y présentera en particulier ses mains, ses pieds ou tout son corps.

En présence d'un résultat positif (valeur supérieure à CS), il s'agit de se nettoyer ou de changer d'habits jusqu'à la diminution de l'activité en dessous du seuil toléré. Les doses, qui peuvent avoir ainsi été délivrées, sont difficiles à estimer et faibles. Elles ne sont pas calculées, ni prises en compte.

## 14.4 Contrôle individuel de la contamination interne

L'incorporation d'une substance radioactive conduit à une irradiation interne. La détermination des doses liées à une telle situation est relativement complexe, car elle fait intervenir, outre les paramètres physiques du radionucléide incorporé, les caractéristiques chimiques de la substance radioactive qui déterminent le métabolisme du produit dans l'organisme.

La grandeur limitée secondaire de l'incorporation est la dose efficace engagée  $E_{50}$ , calculée à l'aide de modèles standards et des facteurs de dose ( $e_{inh}$ ,  $e_{ing}$ ) donnés dans l'ordonnance sur la radioprotection. Dans le cas où l'on connaît l'activité incorporée  $I$ , la dose efficace engagée se calcule comme suit :

- pour l'ingestion:  $E_{50} = I \cdot e_{ing}$
- pour l'inhalation:  $E_{50} = I \cdot e_{inh}$

La mesure d'une incorporation se fait soit par la détermination de l'activité dans l'organisme entier ou dans un organe (*mesures in vivo*), soit par le biais de l'activité dans les excréta (*mesures in vitro*).

## 14.4.1 Techniques de mesure de la contamination interne

### Mesures in vivo

Le radionucléide absorbé émet des radiations  $\gamma$  d'énergie suffisante pour être détectées depuis l'extérieur de l'organisme. Un compteur, placé à proximité de la personne, permet la mesure des radiations émises. Les deux situations de mesure les plus courantes sont les suivantes :

- mesure de radiations émises par tout le corps : Le patient et les détecteurs sont placés dans une enceinte blindée de façon à soustraire les détecteurs de l'irradiation naturelle. Cette précaution est indispensable, car les concentrations admises dans l'organisme sont très faibles pour beaucoup d'isotopes et difficiles à mesurer. Cette technique relativement lourde à mettre en œuvre se prête particulièrement à la détection des éléments qui se distribuent de manière plus ou moins uniforme dans l'organisme, par exemple K, Co, Cs. Le système de mesure est appelé anthropogammamètre.
- mesure des radiations émises par un organe (glande thyroïde, poumons) : Elle se pratique surtout pour les incorporations de iode radioactif qui se fixe en bonne partie (20 à 30%) dans la thyroïde; il est donc facile de le mesurer avec une sonde blindée placée en regard de la glande thyroïde. Les temps de mesure sont de l'ordre de quelques minutes. L'instrument est un détecteur à scintillation, généralement un cristal de NaI, qui permet l'identification des radioéléments par analyse spectrométrique.

### Mesures in vitro

L'analyse de la radioactivité sur un prélèvement biologique permet de déterminer la contamination interne. Si l'urine est généralement utilisée pour des raisons de facilité d'une part, et parce qu'elle est représentative des excréta corporels d'autre part, il est des cas où une mesure de l'activité du sang ou des selles peut être plus appropriée.

En présence d'émetteurs  $\gamma$ , la technique de mesure pratiquée sur le prélèvement est semblable à celle des mesures in vivo. Il est difficile cependant d'atteindre, par cette méthode, une aussi bonne sensibilité. En présence d'émetteurs  $\beta$  ou  $\alpha$ , où la technique in vitro est la seule applicable, le prélèvement est mesuré en scintillation liquide ou par comptage après préparation sur couche mince.

## 14.4.2 Méthode de surveillance d'incorporation de substances radioactives - exposition interne

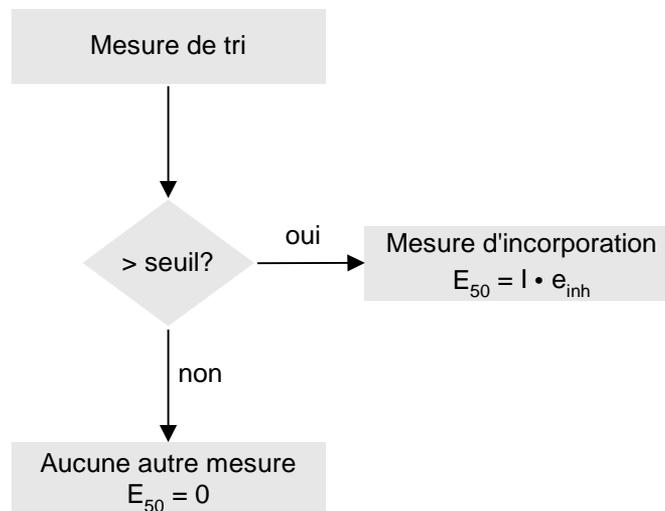
La surveillance de la contamination interne (appelé également surveillance de l'incorporation) a pour objectif de mesurer l'activité incorporée, I, et par là la dose efficace engagée,  $E_{50}$ .

Les personnes qui travaillent régulièrement avec des sources radioactives non-scellées doivent être soumises à une surveillance d'incorporation.

On distingue les deux méthodes de surveillance suivantes :

- mesure de tri; il s'agit d'une mesure simple permettant de s'assurer que l'activité incorporée est située en-dessous d'un seuil; celui-ci est fixé en général de manière à ce qu'une personne reçoive une dose annuelle inférieure à 1 mSv. Le diagramme de décision pour la surveillance de l'incorporation par mesure de tri est donné à la Figure 14.2.

- mesure d'incorporation proprement dite; il s'agit d'une mesure permettant la détermination de  $E_{50}$ ; elle doit être effectuée par un service de dosimétrie au bénéfice d'une homologation;



**Figure 14.2** Diagramme de décision pour la surveillance de la contamination interne (ou incorporation) par mesure de tri.

Si l'on mesure à un instant donné l'activité dans un organe (ou dans une excrétion), l'activité incorporée  $I$  dépendra alors:

- de la modalité d'incorporation (unique ou chronique; inhalation ou ingestion);
- du temps séparant l'incorporation de la mesure;
- de la fraction de l'activité incorporée se fixant sur l'organe ou la fraction de l'activité excrétée par jour.

La démarche consistant, à partir des activités mesurées, à déterminer la quantité incorporée et la dose efficace engagée correspondante est du ressort de l'expert local de radioprotection.

Les méthodes de surveillance spécifiques aux radionucléides les plus fréquemment utilisées sont décrites dans l'Ordonnance sur la dosimétrie individuelle.

## 14.5 Registre dosimétrique central

L'Ordonnance sur la radioprotection règle les obligations de notification concernant les données dosimétriques. Le service de dosimétrie individuelle et le titulaire d'autorisation sont obligés de transmettre les valeurs de dose au registre dosimétrique central de l'OFSP.

## 14.6 Résumé

- Le contrôle individuel de l'exposition externe s'effectue à l'aide du dosimètre personnel passif porté au niveau de la poitrine (badge). Le dosimètre mesure les grandeurs  $H_p(10)$  (dose individuelle en profondeur) et  $H_p(0.07)$  (dose individuelle à la peau).
- En cas de port d'un tablier de protection,
  - le dosimètre personnel est placé sous le tablier.
  - un deuxième dosimètre peut être placé sur le tablier (double dosimétrie)
- En cas de risque particulier d'irradiation des mains, on porte un dosimètre-bague.
- La surveillance d'incorporation se fait à l'aide de mesure de tri
  - Les procédures sont définies dans l'ordonnance sur la dosimétrie individuelle
- La mesure de l'incorporation s'effectue :
  - soit in vivo; pour des rayonnements pénétrants (anthropogammamètre, moniteur thyroïdien);
  - soit in vitro; pour les rayonnements peu pénétrants (mesure du tritium et du carbone-14 dans l'urine, mesure des actinides dans les selles).
- On distingue deux situations d'incorporation :
  - l'inhalation (par les voies respiratoires) –  $e_{inh}$
  - l'ingestion (par voie orale) –  $e_{ing}$
- Les doses reçues par les personnes professionnellement exposées aux radiations sont reportées dans le registre dosimétrique central.

## Exercices

1. Indiquer un programme de surveillance dans le cas du travail avec du H-3 et du C-14 sous forme non-scannée.
2. Calculer la dose efficace engagée reçue par une personne qui inhale 40 kBq de  $^{125}\text{I}$ .
3. Quelle grandeur mesurée par le dosimètre badge, dose individuelle en surface ou en profondeur, est normalement plus grande ou égale à l'autre ?