



## Guide de radioprotection



## Réglementation relative aux rayonnements ionisants - Organisation nationale de la radioprotection

La transposition de la directive 96/29/Euratom du 13/05/1996 a introduit des modifications importantes dans la réglementation relative aux rayonnements ionisants. Elle a induit la parution de nombreux textes concernant d'une part l'organisation de la radioprotection, tant au niveau national qu'au niveau d'un établissement, et d'autre part la protection des personnes contre les dangers des rayonnements ionisants.

Cette directive reprend les recommandations et principes internationaux définis par la commission internationale de protection radiologique (CIPR), dans sa publication n°60.

La loi 2001 - 398 du 09/05/2001 a supprimé la commission interministérielle des radioéléments artificiels (CIREA) et l'office de protection des rayonnements ionisants (OPRI).

La loi n° 136 du 14 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité nucléaire, dite loi TSN, crée une Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN), indépendante. Elle participe au contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection et à l'information du public dans ces domaines. Elle est chargée de prendre les décisions réglementaires, d'autoriser la mise en service des installations nucléaires de base ainsi que celle relative à la détention et à l'utilisation de sources de rayonnements ionisants dans les secteurs d'activité de l'industrie, de la recherche et du médical.

Les missions nous concernant sont :

pour l'IRSN (décret 2002 - 254 du 22/02/2002) :

- la gestion de l'inventaire des sources radioactives,
- le contrôle des matières nucléaires,
- la gestion et l'exploitation des données dosimétriques des travailleurs,
- la surveillance radiologique de l'environnement,

et pour l'ASN (décret 2002 - 255 du 22/02/2002), l'inspection et le contrôle :

- les autorisations de détention et d'utilisation de sources de rayonnements ionisants (y compris les générateurs X et les accélérateurs de particules),
- l'inspection et le contrôle de l'organisation de la radioprotection, du transport des matières radioactives et de la gestion des déchets radioactifs.

Les textes traitant de la protection des personnes sont principalement :

- le décret 2003 - 462 du 21/05/2003, relatif à la protection générale des personnes contre les dangers des rayonnements ionisants (articles R 1333-1 à R 1333-92 du Code de la Santé publique),
- le décret 2003 - 296 du 31/03/2003, relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants : champ d'application et principe de radioprotection (articles R 231-73 à R 231 - 116 du Code du Travail),
- différents arrêtés d'application parmi lesquels :
  - l'arrêté du 30 /12/2004 relatif au suivi médical et à la dosimétrie des travailleurs,
  - l'arrêté du 26/10/2005 modifié, relatif à la formation de la PCR,
  - l'arrêté du 26/10/2005 relatif aux contrôles de radioprotection,
  - l'arrêté du 15 /05/2006 relatif aux conditions de délimitation et de signalisation des différentes zones.

Les obligations inscrites dans ces nouvelles réglementations sont développées dans le présent guide.

# Rayonnements ionisants - Notions fondamentales

## Manifestation de la radioactivité

Les éléments radioactifs, d'origine naturelle ou artificielle, sont caractérisés par l'instabilité de leur noyau. Elle se manifeste par l'émission de particules ( $\alpha$ ,  $\beta$ , neutrons) ou de photons ( $X$ ,  $\gamma$ ) qui constituent les radiations ionisantes, détectables uniquement par des appareils appropriés.

Ces radiations ont la propriété d'ioniser la matière, contrairement aux autres rayonnements tels que la lumière visible, les rayons infrarouges ou les ultrasons.

Tableau 1 : Longueurs d'onde des rayonnements ionisants et non ionisants

Type de rayonnements	Longueur d'onde $\lambda$
Rayonnements ionisants Particulaires : $\alpha$ , $\beta$ , neutrons Electromagnétiques : $\gamma$ , X	$\lambda < 100$ nm
Rayonnements ultraviolets	$100 \text{ nm} < \lambda < 400 \text{ nm}$
Lumière visible	$400 \text{ nm} < \lambda < 800 \text{ nm}$
Infra rouge	$800 \text{ nm} < \lambda < 10^6 \text{ nm}$
Hyperfréquence	$0,1 \text{ mm} < \lambda < 10 \text{ m}$
Ondes radio	$10 \text{ m} < \lambda < 10^6 \text{ m}$

1nm =  $10^{-9}$ m

## Grandeurs et unités

### Activité

L'activité A d'une source radioactive est liée au nombre de noyaux susceptibles de se transformer. Elle est définie par la relation  $A = \lambda N$  où N représente le nombre de noyaux ( $N = \frac{N_0}{m}$ ) et  $\lambda$  la constante de radioactivité.

$$\lambda = 0,693 / T_{1/2}$$

L'unité est le becquerel (Bq) : 1 Bq = 1 désintégration par seconde.

Cette unité étant très petite, l'activité s'exprime en multiples du becquerel :

- kilobecquerel (kBq) =  $10^3$  Bq
- mégabecquerel (MBq) =  $10^6$  Bq
- gigabecquerel (GBq) =  $10^9$  Bq
- térabecquerel (TBq) =  $10^{12}$  Bq

L'ancienne unité de radioactivité, le curie (Ci), ne doit plus être utilisée. Elle correspondait à l'activité de 1 gramme de radium 226. La relation entre ces deux unités est donnée par la formule suivante : 1 Ci = 37 GBq, soit  $3,7 \cdot 10^{10}$  Bq

### Période radioactive

La période radioactive ou temps de demi-vie  $T_{1/2}$  est le temps au bout duquel l'activité de la source a diminué de moitié. Elle est liée à la constante radioactive  $\lambda$  par la formule :

$$\text{Temps de demi-vie} = T_{1/2} = \frac{0,693}{\lambda}$$

Après n périodes, l'activité  $A_0$  est divisée par  $2^n$ .

Tableau 2 : Périodes radioactives de quelques radionucléides

Radionucléides à période courte (<100jours)	$^{99m}\text{Tc}$	$^{32}\text{P}$	$^{125}\text{I}$	$^{35}\text{S}$
	6 heures	14,3 jours	60,1 jours	87,9 jours

Radionucléides à période longue	$^{60}\text{Co}$	$^3\text{H}$	$^{137}\text{Cs}$	$^{63}\text{Ni}$	$^{14}\text{C}$	$^{40}\text{K}$
	5,27 ans	12,3 ans	30 ans	100 ans	5730 ans	$1,3 \cdot 10^7$ ans

### Energie

Elle s'exprime en électronvolts (eV) ou ses multiples (keV, MeV, ou GeV)

$$1 \text{ eV} = 1,6 \cdot 10^{-19} \text{ Joule}$$

Les énergies émises par des radionucléides sont très variées, allant de quelques keV (18,6 keV pour le tritium) à plusieurs MeV (voir fiche 7).

L'énergie moyenne d'une particule b représente environ le tiers de son énergie maximale.

### Dose absorbée

La pénétration des radiations ionisantes dans la matière se traduit par une cession d'énergie. La dose absorbée D est le rapport :

$$\frac{\text{Energie absorbée par la matière (Joule)}}{\text{Masse de matière irradiée (kg)}}$$

L'unité de dose absorbée est le Gray (Gy) 1 Gy = 1 J.kg<sup>-1</sup>.

Le débit de dose absorbée s'exprime en Gy.h<sup>-1</sup>.

En pratique, on utilise les sous-multiples mGy.h<sup>-1</sup> et  $\mu\text{Gy.h}^{-1}$ .

### Intéraction avec la matière

Les radionucléides utilisés couramment émettent des rayonnements dont l'énergie se situe généralement dans l'intervalle 10 keV et 10 MeV.

#### On distingue :

- Les particules chargées légères (  $e^+$ ,  $e^-$  et spectre d'électrons du rayonnement  $\beta$  ) ou lourdes (protons,  $\alpha$ , ions accélérés).
- Les rayonnements électromagnétiques X et  $\gamma$ , constitués de photons issus du cortège électronique pour les X, et du noyau de l'atome pour les  $\gamma$ .
- Les neutrons, particules lourdes non chargées pouvant donner lieu à des activations de la matière stable.

## Les particules chargées

### a) Particules chargées légères

- Leur trajectoire est sinuieuse.
- Le parcours moyen est relativement limité. Il dépend de l'énergie de la particule et de la densité en électrons de la matière traversée. En fait, on parle plutôt de portée des électrons, qui est la projection du parcours sur la direction  $2\pi$  avant.
  - Pour les tissus humains de masse volumique  $1 \text{ g/cm}^3$ , cette portée moyenne est inférieure à 7 microns pour les  $\beta$  du tritium par exemple. Elle est de l'ordre de 0,3 mm pour le  $^{14}\text{C}$ .
  - La pénétration des  $\beta$  de faible énergie (énergie maximale inférieure à 200 keV) est souvent considérée comme négligeable au regard de l'exposition externe. Dans le cas de l'exposition interne, il n'en est pas de même au niveau cellulaire.
- Le pouvoir d'arrêt d'un milieu pour une particule chargée légère est la résultante de deux types de phénomènes :
  - La collision : le choc avec les électrons de ce milieu aboutit soit à arracher un ou plusieurs électrons à l'atome (production d'un ion positif, soit à déplacer un électron, auquel cas on parle d'atome excité (tous les électrons sont présents mais pas tous à la bonne place). La réorganisation du cortège électronique conduit à l'émission de raies X mono énergétiques et à de l'énergie dégradée sous forme de chaleur ou de luminescence, par exemple, dans le cas de la désexcitation de l'atome.
  - Le freinage : il résulte de la modification de la trajectoire de l'électron au voisinage du noyau positif. Toute particule chargée, soumise à une accélération, émet un rayonnement électromagnétique.  
La perte de l'énergie de l'électron incident se retrouve sous forme d'un rayonnement X, dit « bremsstrahlung » (de l'allemand Brems = freins et strahlung = rayonnement). Cette émission n'est pas monoénergétique mais se répartit sous forme d'un spectre continu allant de 0 à l'énergie initiale de la particule incidente. Son intensité croît en fonction de l'énergie de la particule et du numéro atomique de la matière traversée.

L'énergie totale de la particule incidente se partage dans des proportions variables entre collision et freinage.

En conséquence, pour arrêter ces particules, il convient d'utiliser un matériau de faible numéro atomique, comme le plexiglas (cas du  $^{32}\text{P}$  dont  $E_{\text{max}} = 1,7 \text{ MeV}$ ), de façon à limiter le rayonnement X dû au freinage.

### b) Particules chargées lourdes

- Leur trajectoire est rectiligne.
- Le parcours des  $\alpha$  est faible (Voir fiche 1). Ainsi, les  $\alpha$  ne présentent pas de risque d'exposition externe mais leur pouvoir d'ionisation élevé les rend très nocifs en cas d'incorporation par inhalation ou ingestion dans l'organisme.
- Leur pouvoir d'ionisation est maximum en fin de parcours. Cette caractéristique permet de les utiliser dans des applications médicales avec des accélérateurs de particules dont l'énergie est réglée pour délivrer une dose maximale à une profondeur déterminée (hadronthérapie).

La fiche 1 présente ces notions de portée.

## Les rayonnements électromagnétiques X et $\gamma$ (photons)

Ils interagissent de trois manières avec la matière.

### a) L'effet photoélectrique

Le photon disparaît et communique à l'électron heurté toute son énergie, diminuée de l'énergie de liaison de la couche électronique concernée.

### b) L'effet Compton

Le photon ne disparaît pas après le choc, mais son énergie et sa direction sont modifiées. L'électron dit « Compton » emporte un certain quantum d'énergie. Il peut arriver que le photon retourne en arrière à  $180^\circ$  (phénomène de rétro-diffusion). Son énergie est alors limitée à 0,255 MeV, quelle que soit celle du photon incident. Dans ces deux cas, l'atome reste ionisé. Les électrons arrachés provoquent des lacunes dans les couches profondes. La réorganisation électronique qui s'ensuit est à l'origine de l'émission de raies X discrètes, caractéristiques de l'élément.

### c) L'effet de matérialisation

Au voisinage du noyau, le photon disparaît et donne naissance à une paire d'électrons  $e^-$  et  $e^+$ . Cette création de matière nécessite un équivalent énergétique de deux fois 0,511 MeV. Pour provoquer ce phénomène, il faut donc que le photon incident possède au minimum une énergie de 1,02 MeV. L'énergie excédentaire sert à communiquer de la vitesse aux électrons ainsi créés. Dès qu'il sera suffisamment ralenti, l'électron positif (anti-matière) va se recombiner avec un électron du milieu. Cette annihilation donnera naissance à deux  $\gamma$  de 0,511 MeV, émis à  $180^\circ$ .

## Les neutrons

Ces particules ne possèdent pas de charge électrique, ce qui leur permet de pénétrer aisément à l'intérieur du noyau. On distingue différentes réactions :

### a) La réaction élastique

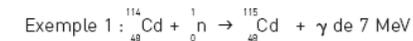
L'énergie cinétique est conservée. Le transfert d'énergie est maximal quand les masses des particules sont identiques. Les matériaux riches en protons (eau, béton, paraffine, polyéthylène...), dont la masse est voisine de celle du neutron, constituent donc des ralentisseurs efficaces pour les neutrons. Les protons ainsi mis en mouvement peuvent créer des ionisations.

### b) La réaction inélastique

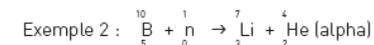
L'énergie cinétique n'est pas conservée. Le neutron pénètre dans le noyau qui émet alors un photon  $\gamma$  et un autre neutron d'énergie inférieure au neutron initial.

### c) La capture radiative (neutrons lents ou thermique d'énergie $< 0,025 \text{ eV}$ )

Le neutron est capturé par le noyau qui devient instable et peut émettre des particules ionisantes (proton,  $\alpha$ ) ou des photons  $\gamma$ . Les neutrons peuvent donc rendre radioactifs des noyaux stables à l'origine.

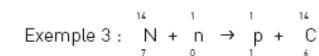


Cette réaction sert à mettre en évidence les neutrons thermiques dans les dosimètres photographiques en superposant un écran de cadmium sur l'émulsion.



On dit que le bore est neutrophage. Sous forme d'acide borique, il peut être injecté dans le circuit primaire des réacteurs nucléaires pour arrêter la réaction en chaîne.

Sous forme gazeuse ( $\text{BF}_3$ ), il peut être utilisé dans des compteurs de neutrons (c'est alors la particule alpha qui est ionisante).



La production de  $^{14}\text{C}$  est due à la réaction des neutrons cosmiques sur les premières couches de la troposphère.

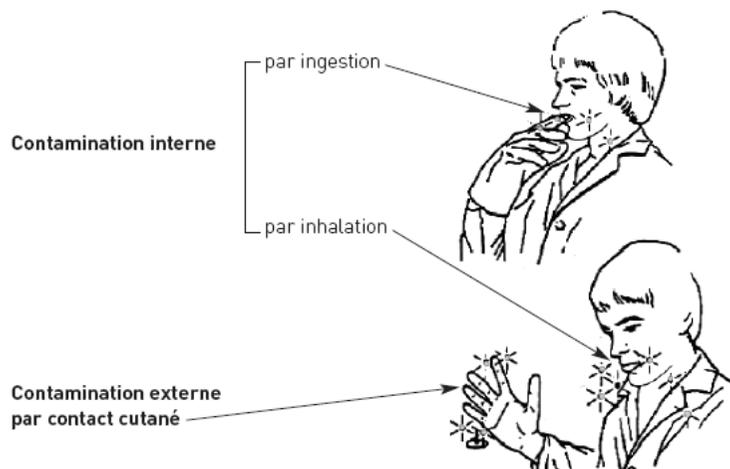
## Les écrans

Ce chapitre est entièrement traité dans la fiche 2.

## Différents types d'exposition

L'emploi des radionucléides peut provoquer une exposition externe, une contamination externe ou une contamination interne.

- **L'exposition externe** est provoquée par une source radioactive située à distance de l'individu. Cette source peut émettre des rayonnements qui interagissent avec le corps humain en créant des ionisations. L'exposition peut être globale ou partielle.
- Une **contamination externe** est provoquée par un produit radioactif qui s'est déposé sur la peau, les vêtements ou les plans de travail. Elle peut conduire à l'incorporation des produits radioactifs dans l'organisme.
- Une **contamination interne** se produit lorsque les produits radioactifs ont pénétré dans l'organisme par inhalation, ingestion ou par voie cutanée (plaie par exemple). Ce phénomène d'incorporation conduit à l'exposition interne.



Les dégâts biologiques provoqués par une exposition interne ou externe sont de même nature. Lors d'une contamination interne, les caractéristiques physico-chimiques du radionucléide déterminent le tissu biologique sur lequel il se fixe. De sa période biologique (différente de sa période radioactive) dépend son élimination après métabolisation. La période effective ( $T_{\text{eff}}$ ) est le temps pendant lequel le radionucléide pourra agir sur l'organisme. Elle est liée à la période radioactive ( $T_{\text{rad}}$ ) et à la période biologique ( $T_{\text{biol}}$ ) par la relation suivante :

$$\frac{1}{T_{\text{eff}}} = \frac{1}{T_{\text{rad}}} + \frac{1}{T_{\text{biol}}} \rightarrow T_{\text{eff}} = \frac{T_{\text{biol}} \cdot T_{\text{rad}}}{T_{\text{rad}} + T_{\text{biol}}}$$

Exemple : Période effective de l' $^{125}\text{I}$  fixé sur la thyroïde

Sa période radioactive étant de 60,2 jours et sa période biologique de 138 jours, la période effective de l' $^{125}\text{I}$  pour cet organe est donc égale à 42 jours.

## Effets des rayonnements ionisants sur l'homme

### Dose absorbée équivalente (E)

Pour quantifier les effets des rayonnements ionisants dans les tissus vivants, il faut déterminer une grandeur qui tienne compte de la qualité du rayonnement : c'est la dose équivalente, anciennement appelée équivalent de dose. Elle est exprimée en sievert (Sv) et est reliée à la dose absorbée par la relation :

$$\text{Dose équivalente} = \text{Dose absorbée} \cdot W_R$$

où  $W_R$  est le facteur de pondération radiologique que la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR) a défini pour chaque type de particule ou de rayonnement. De plus, la CIPR a défini, pour les principaux tissus de l'organisme, un facteur de pondération tissulaire  $W_T$ , qui introduit la notion de dose efficace comme étant le produit de la dose équivalente, corrigée par le facteur de pondération tissulaire.

$$\text{Dose efficace} = \text{Dose équivalente} \cdot W_T$$

Les valeurs de  $W_R$  et  $W_T$  sont indiquées dans la fiche 3. La connaissance de la dose absorbée par un tissu biologique ainsi que des valeurs de  $W_R$  et  $W_T$  permet, à partir de l'irradiation partielle d'un tissu, de calculer la dose équivalente reçue par tout l'organisme.

Exemple :

1 mGy de photons  $\gamma$  associé à 1 mGy de neutrons de 1 MeV induit une dose équivalente de :

$$1 \text{ mGy} \cdot 1 + 1 \text{ mGy} \cdot 20 = 21 \text{ mSv}$$

$\downarrow$                        $\downarrow$   
 $W_R$  des  $\gamma$              $W_R$  du neutron de 1 MeV

Si cette dose équivalente est délivrée au poumon, la dose correspondante efficace pour l'organisme entier sera égale à :

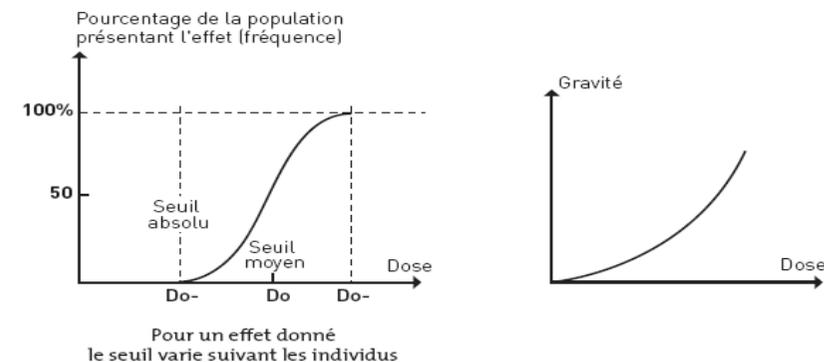
$$21 \text{ mSv} \times 0,12 = 2,52 \text{ mSv}$$

$\downarrow$   
 $W_T$  poumon

### Effets des rayonnements sur l'homme <sup>(1) et (2)</sup>

Les effets des irradiations sur l'homme sont de deux types:

#### a) Effets non aléatoires ou non stochastiques



(1) Fascicule de la formation certifiée des Personnes Compétentes en Radioprotection édité par l'Institut de Physique Nucléaire de Lyon

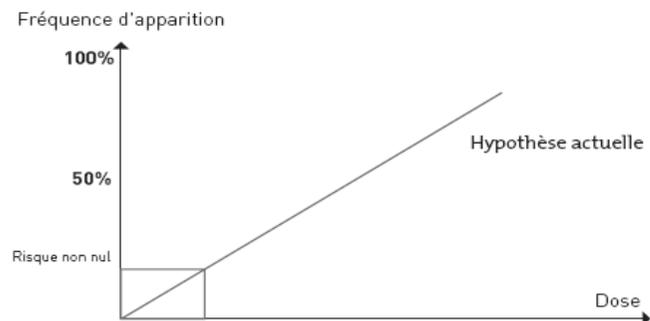
(2) Médecin et risque nucléaire, document édité par la faculté de médecine de Grenoble, le Conseil Général et l'ordre des médecins de l'Isère

Ces effets (également appelés déterministes) ont les caractéristiques suivantes :

- ils sont observés aux fortes doses,
- ils apparaissent obligatoirement au-dessus d'un seuil qui varie avec le débit de dose,
- leur gravité augmente avec la dose reçue.

Des exemples de ces effets sont décrits dans la fiche 4, en fonction de la dose absorbée soit par l'organisme entier, soit par un tissu biologique particulier.

## b) Effets aléatoires ou stochastiques



Il s'agit d'effets cancérogènes ou mutagènes :

- ils sont observables ou prépondérants aux faibles doses (à fortes doses, ils sont masqués par les effets non aléatoires),
- pour des raisons de sécurité, et en l'absence de certitude scientifique, il est admis qu'il n'existe pas de dose seuil en dessous de laquelle ils ne se manifesteraient pas,
- dans une population exposée, ils apparaissent au hasard (tous les individus ne sont pas obligatoirement touchés),
- leur probabilité d'apparition dans une population croît avec la dose,
- leur gravité est indépendante du niveau d'exposition,
- leur temps d'apparition est long (quelques années à quelques dizaines d'années).

La fiche 5 rend compte de l'état des connaissances sur le sujet, avec le résultat de différentes enquêtes épidémiologiques.

## Exposition à la radioactivité d'origine naturelle et médicale

### Radioactivité naturelle

Ils existent trois catégories de rayonnements ionisants d'origine naturelle.

#### a) Les rayonnements cosmiques

Ils sont multipliés par 2 quand l'altitude croît de 1500m :

à Paris	0,3 mSv / an
à 1500 m	0,6 mSv / an
à 3000 m	1,2 mSv / an

à Quito (2800 m)	1,6 mSv / an
à La Paz (3658 m)	2,7 mSv / an
à 18 000 m	10 mSv / heure
en cas d'éruption solaire	0,1 à 1 mSv / heure

#### b) Les rayonnements telluriques

à Paris	0,4 mSv / an
en Bretagne	de 1,8 à 3,5 mSv / an
dans le Massif Central (Lodève)	70 mSv / an (ponctuellement)
à Kerala (Inde)	13 mSv / an
au Brésil	5 à 10 mSv / an

#### c) Les radionucléides présents dans le corps humain

Leur présence est due à l'ingestion d'aliments en contenant naturellement.

Dans ce cas, l'exposition est due principalement au potassium  $^{40}\text{K}$  :

le corps humain (70 kg) contient 145g de potassium dont 0,012% est du  $^{40}\text{K}$ , ce qui correspond à une activité de 4428 Bq et à une dose efficace de 0,2mSv / an.

Mais il faut noter également la présence de Carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ) avec une activité de 3.500 Bq.

Activité ingérée chaque jour par l'homme : 100 Bq de  $^{14}\text{C}$  et 100 Bq de  $^{40}\text{K}$  (d'après Bulletin de liaison SFEN n°128)

Au total, l'activité moyenne de l'organisme est donc d'environ 8000 Bq.

De façon générale, des éléments radioactifs sont présents dans pratiquement tout notre environnement.

Tableau 3 : Activité naturelle de quelques substances

POISSON	100 Bq / kg
POMME DE TERRE	100 à 150 Bq / kg
HUILE DE TABLE	180 Bq / l
LAIT	50 Bq / l (Potassium 40) 80 Bq / l (radioactivité naturelle totale)
EAU MINERALE	1Bq / l (Radium 226) 2 Bq / l (Uranium)
EAU DE PLUIE	0,3 à 1 Bq / l
EAU DE L'ISERE	0,3 Bq / l
EAU DE MER	10 Bq / l
SOL SEDIMENTAIRE	400 Bq / kg
SEDIMENTS DE L'ISERE (40K)	1000 Bq / kg
SOL GRANITIQUE	8000 Bq / kg

Tableau 4 : Bilan de l'exposition naturelle

Type d'exposition	Dose en mSv	
	moyenne	maximale
Cosmique (externe)	0,35	2
Tellurique (externe) $^{238}\text{U}$ , $^{40}\text{K}$ , $^{232}\text{Th}$	0,4	1,5
Corps humain (interne) $^{40}\text{K}$ , $^{14}\text{C}$ , $^{238}\text{U}$ , $^{232}\text{Th}$	1,6	60
Total	2,35	63,5

## L'exposition d'origine médicale

Le tableau 5 présente les doses moyennes délivrées lors de différents examens radiologiques.

Tableau 5 : Doses en fonction de l'examen réalisé

Radiographie	Dose à la peau (mSv)	Dose équivalente (mSv)	Variations*
Thorax	0,7	0,1	[0.05-0.36]
Crâne	2	0,15	[0.13-1.35]
Abdomen	3	1,0	[0.3-4.5]
Urographie intraveineuse	20	3,5	[0.7-10.4]
Transit œso-gastroduodénal	90	3,8	[1.2-9.4]
Lavage baryté	97	7,7	[4.6-10.2]
Scanner abdominal	-	2,6	-
Scanner thoracique	-	4,8	-

(\*) Fourchette des estimations d'équivalent de dose efficace réalisées dans différents pays (d'après UNSCEAR).

## Les normes de radioprotection

### Objectifs des normes de sécurité

Les valeurs limites d'exposition fixées aux articles R. 231-76 et R. 231-77 du Code du Travail sont associées aux principes fondamentaux suivants :

- **la justification**

Toute activité entraînant une exposition aux rayonnements ionisants doit être justifiée par une analyse coût/avantage, mettant en évidence que le détriment est suffisamment faible par rapport au bénéfice que l'on retire de cette pratique.

- **l'optimisation**

L'optimisation consiste à réduire les doses individuelles et collectives à un niveau aussi bas que possible, compte tenu des impératifs sociaux et économiques (Principe ALARA\*).

- **la limitation des expositions individuelles**

Il faut également réduire les expositions individuelles aux limites pour lesquelles le risque est jugé acceptable.

Ces limites sont telles qu'elles permettent :

- d'éviter tout effet pathologique, en se situant bien au-dessous des seuils des effets déterministes,
- de maintenir le détriment éventuel provoqué par les effets aléatoires à un niveau jugé acceptable pour l'individu et la société.

\* ALARA : contraction des mots anglais « As Low As Reasonably Achievable »

### Valeurs limites d'exposition

Le cumul des expositions internes et externes ne doit pas dépasser les valeurs indiquées dans la fiche 6.

Ces valeurs limites sont déterminées en fonction des différentes catégories de personnels exposés.

Deux catégories de travailleurs ont été définies :

- La catégorie A regroupe les travailleurs susceptibles de recevoir, dans les conditions habituelles de travail, une dose efficace supérieure à 6 mSv par an ou une dose équivalente supérieure aux 3/10 des limites annuelles fixées à l'article R.231-76 du décret n°2003-296.

- Les travailleurs de catégorie B sont ceux qui, dans les conditions habituelles de travail, sont susceptibles de recevoir annuellement une dose efficace supérieure à 1mSv ou une dose équivalente supérieure au 1/10 des limites fixées à l'article R.231-76.

Actuellement, pour le public, les expositions doivent rester inférieures à 1mSv.

Pour les femmes enceintes, l'exposition de l'enfant à naître doit être aussi réduite que possible, et **rester inférieure à 1mSv**.

Pour l'exposition interne, la nouvelle réglementation définit des coefficients de dose efficace engagée par inhalation (ou par ingestion). Ces coefficients sont établis non seulement en fonction de la taille de l'aérosol, mais également en tenant compte de la faculté de rétention dans le poumon (indices F, M et S pour Fast = rapide, Medium = moyen, Slow = lent, et V pour vapeur).

## Définition des sources scellées et des sources non scellées

### Sources scellées

Les sources scellées ont une structure ou un conditionnement qui empêche, en utilisation normale, toute dispersion de matière radioactive dans le milieu ambiant.

### Sources non scellées

Les sources non scellées sont des sources dont la structure et le conditionnement dans les conditions normales d'emploi ne permettent pas de prévenir une dispersion de la substance radioactive dans le milieu ambiant.

# Mesures d'ordre technique

## Définition des zones

Préalablement à toute mise en œuvre, au vu des informations délivrées par le fournisseur et après avoir procédé à une évaluation des risques et recueilli l'avis de la PCR, le directeur d'unité doit délimiter, autour de la source, les zones suivantes :

- une zone surveillée, dès lors que les travailleurs sont susceptibles de recevoir :
  - une dose efficace dépassant 1 mSv / an, dans les conditions normales de travail,
  - ou une dose équivalente dépassant un dixième de l'une des limites fixées pour la peau, les mains, les avant-bras, les pieds et les chevilles (soit 50 mSv), ou le cristallin (soit 15 mSv).
- une zone contrôlée, dès lors que les travailleurs sont susceptibles de recevoir :
  - une dose efficace de 6 mSv / an, dans les conditions normales de travail,
  - ou une dose équivalente dépassant les trois dixièmes de l'une des limites fixées pour la peau, les mains, les avant-bras, les pieds et les chevilles (soit 150 mSv) ou le cristallin (soit 45 mSv)

A l'intérieur d'une zone contrôlée, lorsque le risque d'exposition dépasse certains seuils, des zones spécialement réglementées ou interdites d'accès peuvent être délimitées et signalées (voir fiches 10 et 11). L'arrêté du 15 mai 2006 précise les valeurs pour lesquelles ces zones sont délimitées.

En zone contrôlée, en plus de la dosimétrie passive, la dosimétrie opérationnelle, lorsqu'elle se justifie techniquement, est obligatoire.

## Formation et information

Les travailleurs susceptibles d'intervenir en zones surveillée ou contrôlée bénéficient d'une formation à la radioprotection, renouvelée au minimum tous les trois ans.

En outre, les travailleurs sont informés des effets néfastes des rayonnements ionisants sur l'embryon, en particulier au début de la grossesse : ceci afin d'inciter les femmes à déclarer précocement leur état et à prendre connaissance des mesures de prévention prévues.

Le directeur d'unité remet, contre émargement, à tout travailleur intervenant en zone contrôlée, une notice rappelant les risques particuliers, liés au poste de travail ou à l'intervention, les règles de sécurité et les instructions à suivre en cas de situation anormale.

## c) Contrôles et règles portant sur les travailleurs exposés

- Surveillance de l'exposition externe et interne

Tous les travailleurs exposés, quel que soit leur classement, doivent bénéficier d'une évaluation individuelle de l'exposition par dosimétrie passive (voir fiche 12, le film dosimètre). Cependant, ces dosimètres ne sont pas sensibles à tous les types de rayonnements (notamment les rayons  $\beta$  de faible énergie). Par ailleurs, dans le cas de risque d'exposition partielle, la surveillance doit parfois être complétée par un dosimètre additionnel (poignet, doigt).

En zone surveillée (ZS), seule la dosimétrie passive est requise. La périodicité est au moins trimestrielle.

En zone contrôlée (ZC), et dès lors que le risque d'exposition externe est avéré, les travailleurs doivent également être surveillés par dosimétrie opérationnelle ou active (voir plus bas). La périodicité est mensuelle.

Le cas échéant, des mesures permettant d'évaluer l'exposition interne (prélèvements d'air au poste de travail, anthropogammamétrie, radiotoxicologie urinaire...) sont mises en œuvre dans ces deux zones.

Les résultats sont portés sur la fiche d'exposition du dossier médical et sont destinés aux médecins de prévention.

## Aspects réglementaires en cas d'accident d'exposition

Selon le Code de la Sécurité Sociale (art. L.411-1) :

« est considéré comme accident du travail, quelle qu'en soit la cause, l'accident survenu par le fait ou à l'occasion du travail à toute personne salariée ou travaillant à quelque titre ou en quelque lieu que ce soit pour un ou plusieurs employeurs ou chefs d'entreprise ».

Les éléments constitutifs de l'accident du travail sont précisés par la jurisprudence. Ainsi, « l'accident du travail est caractérisé par l'action violente et soudaine d'un élément extérieur provoquant une lésion de l'organisme humain ».

En cas d'accident du travail, la victime doit informer le directeur d'unité dans les meilleurs délais et fournir un certificat médical précisant la nature et le siège des lésions.

Or, une exposition accidentelle aux rayonnements ionisants (exposition externe, contamination sans blessure) ne provoque pas de lésion d'apparition immédiate. Elle ne peut donc pas être reconnue comme accident du travail. Les affections aiguës ou chroniques susceptibles de résulter de l'exposition aux rayonnements ionisants figurent dans le tableau ci-dessous : elles doivent donc faire l'objet d'une déclaration de maladie professionnelle.

Néanmoins, toute exposition accidentelle doit être signalée à la personne compétente en radioprotection et au médecin de prévention (Voir fiche 14). La dose reçue lors de cette exposition accidentelle doit être évaluée et consignée dans le dossier médical.

Tableau 7 : Affections provoquées par les rayonnements ionisants, telles qu'elles sont présentées dans le tableau n°6 des Maladies Professionnelles reconnues par le régime général de la Sécurité Sociale.

Désignation des maladies	Délai de prise en charge	Liste indicative des principaux travaux susceptibles de provoquer ces maladies
Anémie, leucopénie, thrombopénie ou syndrome hémorragique consécutifs à une irradiation aiguë	30 jours	Tous travaux exposant à l'action des rayons X ou des substances radioactives naturelles ou artificielles ou à toute autre source d'émission corpusculaire, notamment : <ul style="list-style-type: none"> <li>• extraction et traitement des minerais radioactifs,</li> <li>• préparation des substances radioactives,</li> <li>• préparation de produits chimiques et pharmaceutiques radioactifs,</li> <li>• préparation et application de produits luminescents radifères,</li> <li>• recherches ou mesures sur les substances radioactives et les rayons X dans les laboratoires,</li> <li>• fabrication d'appareils pour radiothérapie et d'appareils à rayons X,</li> <li>• travaux exposant les travailleurs aux rayonnements dans les hôpitaux, les sanatoriums, les cliniques, les dispensaires, les cabinets médicaux, les cabinets dentaires et radiologiques, dans les maisons de santé et les centres anticancéreux,</li> <li>• travaux dans toutes les industries ou commerces utilisant les rayons X, les substances radioactives, les substances ou dispositifs émettant les rayonnements indiqués ci-dessus.</li> </ul>
Anémie, leucopénie, thrombopénie ou syndrome hémorragique consécutifs à une irradiation chronique.	1 an	
Blépharite ou conjonctivite	7 jours	
Kératite	1 an	
Cataracte	10 ans	
Radiodermite aiguë	60 jours	
Radiodermite chronique	10 ans	
Radioépithéliome aiguë des muqueuses	60 jours	
Radiolésions chroniques des muqueuses	5 ans	
Radionécrose osseuse	30 ans	
Leucémies	30 ans	
Cancer broncho-pulmonaire primitif par inhalation	30 ans	
Sarcome osseux	50 ans	

## Fiche

# 1 Pénétration dans la matière

### Parcours des alpha dans l'air

Radionucléide	<sup>148</sup> Sn	<sup>222</sup> Th	<sup>210</sup> Po	<sup>228</sup> Th
Energie (MeV)	2,1	4,2	5,3	8,78
Parcours (cm)	1,1	2,6	3,84	8,57

### Portée des électrons dans l'air

Une formule approchée, valable de 50 keV à 2 MeV, permet de connaître la pénétration des électrons dans la matière.

$$P = 0,412 \cdot E^n$$

P = portée en g/cm<sup>2</sup>  
E = l'énergie en MeV

$$n = 1,265 - 0,0954 \ln E \text{ (E en MeV)}$$

Pour en déduire la valeur **en centimètres**, il suffit de diviser par la masse volumique (en g/cm<sup>3</sup>) du matériau considéré.

Le schéma ci-dessous exprime, de façon graphique, la pénétration pour un certain nombre de matériaux.

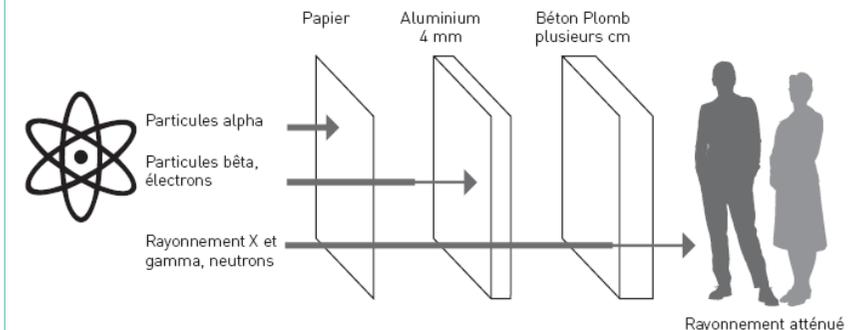


Schéma récapitulatif : pénétration dans la matière des différents types de rayonnements ionisants

# 2 Écrans de protection

## Rayonnements alpha $\alpha$

Sans objet car leur pénétration est faible.

## Rayonnements bêta $\beta$

Choisir de préférence des matériaux de numéro atomique faible pour éviter le rayonnement de freinage.

Une épaisseur de 10 mm de plexiglas suffit à arrêter tous les bêta d'énergie inférieure à 2 MeV.

## Rayonnements gamma $\gamma$

Pas de notion de parcours maximal (contrairement aux particules chargées) : donc, derrière un écran, il subsiste toujours une fraction de la composante initiale. Les écrans doivent être constitués de matériaux denses, à numéro atomique élevé, comme le fer, le plomb ou l'uranium (appauvri en  $^{235}\text{U}$ ).

La loi simplifiée d'atténuation s'écrit :

$$\Phi_x = \Phi_0 \cdot e^{-\mu x}$$

$\Phi_x$  = fluence des photons après la traversée de l'écran d'épaisseur x.  
 $\Phi_0$  = fluence initiale des photons avant l'écran.  
 $\mu$  = coefficient massique total d'atténuation en  $\text{cm}^{-1}$  (il caractérise les différents types d'effets d'interaction des photons dans la matière).  
 x = épaisseur de l'écran en cm.

Valeurs du coefficient  $\mu$  pour le plomb

E (MeV)	0,1	0,2	0,5	0,7	1	2
$\mu$ ( $\text{cm}^{-1}$ )	60	9,5	1,8	1,2	0,8	0,52

Le rapport  $\frac{\Phi_x}{\Phi_0}$ , appelé facteur de **transmission**, est  $< 1$ .

Inversement, le rapport  $\frac{\Phi_0}{\Phi_x}$ , appelé facteur d'**atténuation**, est  $> 1$ .

Les épaisseurs caractéristiques apportent un facteur d'atténuation de deux (soit un facteur de transmission = 1/2) ou de dix (facteur de transmission = 1/10).

Elles sont encore appelées « épaisseur moitié » ( $X_{1/2}$ ) et « épaisseur dixième » ( $X_{1/10}$ ).

La valeur de l'épaisseur 1/2 est égale à 0,3 fois celle de l'épaisseur 1/10 :  $X_{1/2} = 0,3 X_{1/10}$ .

Valeurs d'épaisseurs moitié et dixième en mm

Radionucléide	$X_{1/2}$		$X_{1/10}$	
	Béton	Plomb	Béton	Plomb
Cobalt 60	84	11,5	280	38
Césium 137	66	6	220	20
Iridium 192	54	3,5	180	11

Exemple :

Si  $X_{1/10} = 20\text{mm}$ , un facteur d'atténuation de 800 peut être obtenu en associant 3 épaisseurs moitié ( $2 \cdot 2 = 8$ ) et deux épaisseurs dixième ( $10 \cdot 10 = 100$ ). Soit :

$$3 (0,3 \cdot 20) + 2 \cdot 20 = 58\text{mm}$$

## Pour les neutrons

La loi générale s'écrit :  $\Phi_x = \Phi_0 \cdot e^{-\Sigma x}$  où  $\Sigma$  représente le coefficient total d'absorption et de diffusion en  $\text{cm}^{-1}$ .

Pour ralentir les neutrons, choisir de préférence des matériaux hydrogénés : eau, paraffine, polyéthylène, béton....

Une fois ralentis (ils sont dits thermiques), on peut interposer des matériaux neutrophages qui capturent les neutrons. Dans certains cas, il faut noter que cette réaction peut produire un **rayon  $\gamma$**  très énergétique. Par exemple, avec le cadmium, l'énergie du gamma est de 7 MeV.

On préférera le  $^{10}\text{B}$  qui donne un  $\alpha$  peu pénétrant.

Epaisseur dixième pour quelques matériaux usuels  
Neutrons rapides

Matériaux	Masse volumique ( $\text{g.cm}^{-3}$ )	Epaisseur dixième (mm)
Eau	1	23
Graphite	1,62	21
Béton	2,3	23,2
Fer	7,8	14,3

Valeurs de  $\Sigma$   
Neutrons rapides

Matériaux	$\Sigma$ ( $\text{cm}^{-1}$ )
Eau	0,1
Graphite	0,11
Béton	0,099
Fer	0,16

## 3 Facteurs de pondération

Valeurs issues de l'annexe II de l'arrêté du 1<sup>er</sup> septembre 2003, définissant les modalités de calcul des doses efficaces et des doses équivalentes résultant de l'exposition des personnes aux rayonnements ionisants.

### Radiologique $W_R$

Type de rayonnements	Energie (E)	$W_R$
Photons, électrons	Quelle que soit l'énergie	1
Neutrons	E , 10 KeV	1
	10 KeV , E , 100 KeV	5
	100 KeV , E , 2 MeV	20
	2 MeV , E , 20 MeV	10
Protons	E . 20 MeV	5
	E . 2 MeV	5
Alpha, fragments de fissions, noyaux lourds	Quelle que soit l'énergie	20

### Tissulaire $W_T$

Tissu ou Organe	$W_T$
Gonades	0,20
Moelle rouge	0,12
Côlon	0,12
Poumon	0,12
Estomac	0,12
Vessie	0,05
Seins	0,05
Foie	0,05
Œsophage	0,05
Thyroïde	0,05
Peau	0,01
Surface des os	0,01
Autres tissus	0,05

## 4 Effets non aléatoires ou déterministes\*

### Irradiation externe globale de l'organisme

Phase	Temps d'apparition des symptômes	Dose absorbée ( $\beta, X, \gamma$ )	Symptomatologie
<b>Phase initiale</b> Durée de quelques heures	premières heures	$\leq 1 \text{ Gy}$ $> 1 \text{ Gy}$ $> 5 \text{ Gy}$	- absence de signe clinique - nausées, vomissements, fatigue intense - troubles digestifs : douleurs abdominales, diarrhées - hyperthermie
	premières minutes	$> 15 \text{ Gy}$ $> 15 \text{ Gy}$	- signes cutanés : rougeur fugace et douloureuse - état de choc : pâleur, sueurs, pouls filtrant - signes neurologiques : convulsions, obnubilation, désorientation
<b>Période de latence</b> Durée d'autant plus courte que l'irradiation est importante	5 à 15 jours		- pas de signe clinique - surveillance hématologique : numération des globules rouges, globules blancs, plaquettes
<b>Phase critique</b> Symptomatologie d'autant plus importante que la dose est élevée		DL 50** : 4,5 Gy  $> 6 \text{ Gy}$	- fièvre, infections, hémorragies en rapport avec l'aplasie médullaire entraînant une baisse des globules rouges, des globules blancs et des plaquettes - signes digestifs : vomissements, diarrhées, hémorragies digestives
<b>Evolution tardive</b>	plusieurs mois		- manifestations cliniques diverses liées à l'importance de l'irradiation

\* Ils sont observés après une exposition à de fortes doses non fractionnée dans le temps.

\*\* Dose létale (DL 50/60 jours) correspondant à l'éventualité d'un décès dans un délai de 60 jours pour 50 % des individus irradiés dans les mêmes conditions (il s'agit de la dose délivrée à la moelle osseuse).



## 5 Effets aléatoires ou stochastiques

### ☐ Cancers

#### Effets aux fortes doses

Divers facteurs influencent la fréquence des cancers en rapport avec une exposition aux radiations ionisantes : la dose, le débit de dose, la nature des rayonnements, la partie du corps irradiée, le sexe, l'âge....

Les enquêtes épidémiologiques portant sur des populations **exposées à de fortes doses, à fort débit de dose**, mettent en évidence un excès de cancers par rapport à des populations comparables non exposées :

- Un excès de mortalité par cancer (257 décès) touchant principalement le rectum et la vessie, et par leucémie (environ 100 décès) a été observé dans une population de 83 000 femmes traitées par curiethérapie ou radiothérapie externe.
- Un excès de mortalité par cancer (140 décès) et par leucémie (37 décès) a été observé dans une population de 14 000 rhumatisants atteints de spondylarthrite ankylosante et traités par irradiation de la colonne vertébrale (2 à 6 Gy).
- Un excès de mortalité par cancer (147 décès) et par leucémie (54 décès) a été observé chez 4 801 survivants de Hiroshima et Nagasaki ayant été exposés à une dose estimée > à 0,5 Sv (dose absorbée au niveau du colon) et suivis jusqu'en 1988.

#### Effets aux faibles doses

Les enquêtes épidémiologiques intéressant des populations exposées aux faibles doses (0,2 Gray) ne permettent pas de conclure du fait du nombre important de cancers apparaissant dans la population. En France, plus de 25 % des décès sont dus à un cancer.

### ☐ Effets génétiques

On n'a pas pu mettre en évidence à ce jour d'effet génétique chez l'homme.

## 6 Valeurs limites d'exposition

Valeurs sur 12 mois consécutifs

Catégories de personne	Dose efficace (mSv)	Dose équivalente (mSv)		
		cristallin	peau	mains, avant-bras, pieds, chevilles
Travailleurs Apprentis et Etudiants > 18 ans	≤ 20	≤ 150	≤ 500	≤ 500
Apprentis et Etudiants < 18 ans	≤ 6	≤ 50	≤ 150	≤ 150
Public	≤ 1	≤ 15	≤ 50	
Femmes enceintes*	<1 sur l'enfant à naître*			
Catégorie A	> 6	> 45	> 150	> 150
Catégorie B	≤ 6	≤ 45	≤ 150	≤ 150

\*Les femmes qui allaitent ne doivent pas être maintenues à un poste de travail où il existe un risque d'incorporation de substances radioactives.

# 9 Consignes générales

## Elles signalent :

- L'existence et la délimitation des zones surveillées et contrôlées ainsi que celles des enceintes de stockage.
- La nature et l'activité nominale du (ou des) radionucléides utilisé(s) ainsi que les dangers liés à son (leur) utilisation.
- Les consignes édictées par la personne compétente pour la mise en œuvre des sources ainsi que pour les conduites à tenir en cas d'incident ou d'accident.
- L'obligation de signaler à la personne compétente tout incident ou accident.
- La copie des instructions de sécurité établies par le fournisseur, dans le cas d'un appareil utilisant une source scellée.
- Les dispositions spécifiques du règlement intérieur relatives aux conditions d'hygiène et de sécurité en zone contrôlée.
- Les issues de secours.
- Les bonnes pratiques de laboratoire avant, pendant et après manipulation (voir fiche 17).
- Le nom et le numéro de téléphone de la personne compétente en radioprotection.
- Les noms, adresses et numéros de téléphone du médecin de prévention et de l'ingénieur de sécurité.
- Les coordonnées téléphoniques de l'ASN et de la préfecture de département.

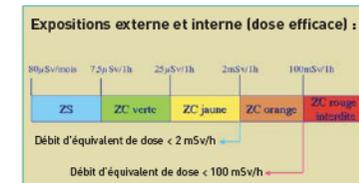
**Les consignes seront présentées sous forme d'affiche et devront figurer dans tous les lieux où leur présence est jugée nécessaire.**

# 10 Zones contrôlées (Zc) et surveillées (Zs). Zones d'accès spécialement réglementé

## En cas d'exposition externe et interne (en termes de dose efficace)

La détermination des zones peut se faire à partir de la dose efficace susceptible d'être reçue en une heure (ou sur un mois pour la limite Publique/ZS), entraînant des expositions supérieures à **1 mSv** ou **6 mSv** ou **20 mSv** pour la valeur maximale du temps de présence annuel possible auprès de ces sources (durée  $\leq$  temps de travail annuel légal). Dans l'incertitude sur le temps exact de présence de rayonnement dans la zone, on prendra 1607 heures.

A l'intérieur de la zone contrôlée, des zones spécialement réglementées peuvent être créées, dont l'accès peut être limité ou interdit (voir arrêté "zonage"). Les schémas ci-dessous explicitent ces valeurs\*.



Les deux valeurs de débits d'équivalent de dose indiquées sur ce schéma sont à considérer en exposition externe corps entier.

Pour l'exposition externe des extrémités, le schéma ci-dessous indique les valeurs à prendre en compte, en termes de dose équivalente susceptible d'être reçue en 1 heure.



**La zone contrôlée peut être limitée aux locaux réservés au stockage et à la manipulation des solutions mères à condition que les autres pièces d'utilisation demeurent attenantes et groupées en zone surveillée.**

Dans la pratique, il faut s'efforcer de faire coïncider les limites des zones avec celles des locaux.

\*en termes de dose efficace susceptible d'être reçue en 1 heure.

# 12 Le film dosimètre (dosimétrie passive)

Une dosimétrie passive est obligatoire pour tous les travailleurs pénétrant en zone surveillée ou contrôlée. Elle est généralement assurée au moyen de films dosimètres. Toutefois, elle n'a pas de raison d'être lorsque sont manipulées des sources émettant des rayonnements auxquels le film est insensible (voir plus bas, § Principe).

## Principe

Ce dosimètre est constitué d'une émulsion photographique. Lors du développement du film, il apparaît un noircissement dont l'intensité est proportionnelle à l'équivalent de dose reçu par le film.

Pour identifier la nature du rayonnement et pour corriger la réponse du film en fonction de l'énergie du rayonnement, le film est inséré dans un boîtier comportant des filtres de différentes natures.

Le dosimètre ainsi constitué est sensible aux  $\beta$  d'énergie supérieure à 200 keV, aux X, aux  $\gamma$  et aux neutrons thermiques ( $E \leq 0,025$  eV).

Il est insensible aux  $\beta$  de faible énergie et aux neutrons rapides, et inutile pour les  $\alpha$ .

La détection des neutrons rapides nécessite la mise en œuvre d'un film supplémentaire inséré dans le même boîtier. L'équivalent de dose dû aux neutrons est déterminé par comptage des traces laissées par les protons de recul dans l'émulsion.

## Mise en œuvre

- Le film dosimètre est **nominatif**. Il ne doit être porté que par la personne dont le nom figure sur le film (à l'exception des dosimètres de zone, mis en œuvre dans le cadre d'une dosimétrie d'ambiance).
- Il doit être porté au niveau de la poitrine, pendant les heures de travail.
- La mesure au niveau des mains est faite par un dosimètre additionnel, sous forme de bague (doigt) ou de bracelet (poignet).
- En dehors des heures de travail, les dosimètres sont rangés, par nom, sur un tableau.
- Pour les personnels de catégorie A, les films sont développés au minimum mensuellement.
- Pour les personnels de catégorie B, au minimum trimestriellement.

## Conseils importants

- Éviter l'exposition des dosimètres à des sources de chaleur (soleil, radiateur) et à certains produits chimiques.
- Il est important de porter le film dosimètre sur l'endroit (c'est-à-dire face portant le nom vers l'avant), notamment pour les émetteurs  $\beta$  : en effet, pour mesurer ce rayonnement, le dosimètre comporte généralement une partie sans écran, située sur l'avant.
- Lors de déplacements dans d'autres laboratoires, il est nécessaire de porter le dosimètre du laboratoire d'origine, même si le laboratoire que l'on visite fournit son propre dosimètre.

## Fiche

# 13 Les appareils de mesure

### Caractéristiques des principaux appareils utilisés pour la mesure des débits d'équivalents de dose

Détecteur	Rayonnements détectés	Sensibilité	Avantages	Inconvénients
Chambre d'ionisation Type « Babyline »	$\beta$ , X et $\gamma$ sous 7 et 300 mg/cm <sup>2</sup>	1 $\mu$ Sv / h à 100 mSv / h	Excellente réponse relative aux tissus de l'organisme	Fragile et volumineux
Compteur Geiger Muller	X et $\gamma$ Energie > 50 keV	Variable selon le type d'appareil	Robuste et peu encombrant	Mauvaise réponse aux énergies faibles
Compteur à hélium 3 et sphère polyéthylène	Neutrons de toute énergie	1 $\mu$ Sv / h à 100 mSv / h	Excellente réponse relative aux tissus de l'organisme	

## Adresses utiles

### ASN

6 place du Colonel Bourgoin  
75012 PARIS  
Tél. : 01.40.19.87.23

### I.R.S.N Institut Radioprotection Sûreté Nucléaire

Siège social  
Clamart et Fontenay-aux-Roses  
BP17 - 92262 Fontenay-aux-Roses Cedex  
77-83, avenue du Général-de-Gaulle  
92140 Clamart  
Tél. : 01 58 35 88 88

### Institut Curie

8, rue Louis Thuillier  
75005 PARIS  
Tél. : 01.44.32.40.00

### Hôpital Percy

101, avenue Henri Barbusse  
92140 CLAMART  
Tél. : 01.41.46.60.00