

# METROLOGIE DES RAYONNEMENTS IONISANTS ET MESURES ENVIRONNEMENTALES

**Abdel-Mjid NOURREDDINE**

*Institut Pluridisciplinaire Hubert Curien  
IPHC  
23 rue de Loess  
B.P 28 - 67037 Strasbourg Cedex 2*

## **Résumé**

La radioprotection présente l'ensemble des mesures prises par les pouvoirs publics pour assurer la protection de l'homme et de son environnement contre les effets néfastes des rayonnements ionisants. La dosimétrie occupe une place importante dans ce domaine, car elle permet de quantifier et d'estimer le risque lié à l'utilisation des rayonnements en adéquation avec les limites réglementaires. Dans ce cours, nous allons passer en revue les concepts fondamentaux utilisés en métrologie et dosimétrie des rayonnements ionisants. Après la classification des rayonnements ionisants selon leurs interactions avec la matière biologique, on présentera les différentes grandeurs et unités mises en jeu et en particulier les nouvelles grandeurs opérationnelles qui sont de bons estimateurs majorant des grandeurs de protection. Elles sont directement reliées aux limites annuelles de dose efficace et de dose équivalente définies dans la réglementation française relative à la protection de la population et des travailleurs contre les expositions aux rayonnements ionisants. L'exposition naturelle moyenne de la population en France varie entre 2 à 2.5 mSv par an selon le lieu géographique. Elle provient essentiellement de trois sources : les rayonnements cosmiques, les éléments radioactifs contenus dans le sol et les éléments radioactifs naturels que nous absorbons en respirant ou en nous nourrissant. Le radon, gaz radioactif d'origine naturelle, présente un risque pour la santé publique et présente 30% de cette exposition. Enfin, nous allons donner quelques applications de dosimétrie et mesures environnementales développées récemment au laboratoire RaMsEs/IPHC de Strasbourg.

## **Abstract**

The subject of radiation protection covers all measurements taken by the authorities to ensure protection of the population and its environment against the harmful effects of ionizing radiation. Dosimetry occupies an important place in this field, because it makes it possible to consider and to quantify the risk of using radiations in accordance with the prescribed limits. In this course, we will review the fundamental concepts used in the metrology and dosimetry of ionizing radiations. After classification of ionizing radiations according to their interactions with biological matter, we will present the various quantities and units brought into play and in particular the new operational quantities that are good estimators raising protection standards. They are directly connected to the annual limits of effective dose and of equivalent dose defined in the French regulation relating to the protection of the population and of workers against ionizing radiations. The average natural exposure of the population in France varies between 2 to 2.5 mSv per year, depending on geographic location. It comes principally from three sources: cosmic radiation, radioactive elements contained in the ground and radioactive elements that we absorb when breathing or eating. Radon, which is a naturally occurring radioactive gas, is a public health risk and represents 30% of the exposure. Finally, we will give some applications of dosimetry and environmental measurements developed recently at RaMsEs/IPHC laboratory of Strasbourg.

## 1. Introduction

Un des objectifs de la radioprotection est de déterminer le risque potentiel des rayonnements ionisants de façon à s'en protéger efficacement. La directive EURATOM 96/29 [1] a fixé les normes de base relatives à la protection sanitaire de la population et des travailleurs contre les dangers résultants des rayonnements ionisants. Les expositions à la radioactivité naturelle du fait des activités humaines font désormais l'objet de dispositions spécifiques. Ces nouvelles dispositions s'appliquent notamment à des secteurs professionnels qui étaient jusqu'à présent peu concernés par la réglementation relative aux rayonnements ionisants. La surveillance de la radioactivité de l'environnement a été mise en place très tôt avec le développement des installations nucléaires. Cependant, elle a connu au cours de la dernière décennie une évolution significative tant du point de vue de la réglementation, que des techniques de prélèvement, du partage des responsabilités entre les acteurs de la radioprotection. La commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR) publie régulièrement des recommandations aux utilisateurs des sources de rayonnements ionisants. Destinées initialement pour la radiobiologie, ces recommandations concernent actuellement l'ensemble des travailleurs exposés à des rayonnements ionisants soit d'origine naturelle ou artificielle. Les dernières publications datent de 1991 (CIPR 60), et en mars 2008, elle a adopté de nouveaux textes tenant compte de l'avancée des connaissances scientifiques en biologie et en physique. Ces recommandations seront ensuite traduites en réglementation européenne ou nationale et affecteront les pratiques en radioprotection et tout particulièrement les calculs des équivalents de dose en considérant les nouvelles valeurs des coefficients de pondérations tissulaires.

## 2. Caractérisation des rayonnements ionisants

D'une manière générale, on peut définir un rayonnement ou radiation comme un mode de propagation de l'énergie dans l'espace, sous forme d'ondes électromagnétiques ou de particules. Les rayonnements ne peuvent être détectés et caractérisés que grâce à leurs interactions avec la matière dans laquelle ils se propagent. Ils peuvent céder au milieu qu'ils traversent la totalité ou une partie de leur énergie au cours de ces interactions.

Un rayonnement est dit ionisant quand il est susceptible d'arracher des électrons à la matière. Une définition plus exhaustive est donnée dans l'annexe I de la référence [2] : « un rayonnement ionisant est un transport d'énergie sous la forme de particules ou d'ondes électromagnétiques d'une longueur d'ondes inférieure ou égale à 100 nanomètres, soit d'une fréquence supérieure ou égale à  $3 \times 10^{15}$  hertz, pouvant produire des ions directement ou indirectement. ». L'équivalent en énergie correspond à 12,4 eV. Parmi ces rayonnements, on distingue ceux qui sont directement ionisants, particules chargées (alpha, bêta, ions, ...), de ceux qui sont dits indirectement ionisants car n'étant pas chargés (gamma, neutrons) ; ils n'ionisent la matière que par l'intermédiaire de particules chargées ionisantes qu'ils créent dans le milieu. Dans le tableau 1 sont classés les différents types de rayonnements selon leurs natures et spectres caractéristiques.

	<b>Spectres de raies</b>	<b>Spectres continus</b>
Rayonnements indirectement ionisants	$\gamma$ , X de fluorescence	X de freinage, neutrons
Rayonnements directement ionisants	$\alpha$ , électrons Auger	$\beta^-$ , $\beta^+$

Tableau 1 : classification des rayonnements ionisants.

L'ionisation est le phénomène au cours duquel un électron est arraché à l'atome à la suite d'un transfert d'une énergie supérieure à son énergie de liaison ; il est donc créé un ion positif et un électron susceptible d'ioniser à son tour si son énergie est suffisante. Après l'ionisation, l'ion positif subit généralement un réarrangement de son cortège électronique, aboutissant à l'émission de rayons X de fluorescence ou plus rarement à l'expulsion

d'électrons Auger. Lorsque le transfert d'énergie n'est pas suffisant pour provoquer le départ d'un électron, il s'agit d'excitation ; cet état est transitoire et ultérieurement, l'atome subit un réarrangement analogue à celui décrit pour l'ionisation.

Le tableau 2 résume les différents processus d'interaction rayonnement matière et leurs conséquences.

Rayonnement	Type du processus	Conséquence après interaction
Particules chargées $\alpha, \beta$	Ionisation	Mise en mouvement d'électrons du matériau absorbant. Réorganisation du cortège électronique: émission de rayons X et/ou e- Auger
	Excitation	
	Rayonnement de freinage ( $\beta$ )	Emission d'un rayon X de freinage (spectre continu)
	Cas particulier en fin de parcours des ( $\beta^+$ ) : annihilation de la matière	Emission de 2 photons de 511 keV en sens opposé
photons $\gamma, X$	Effet photoélectrique (faible énergie)	Absorption total du photon incident et photoélectron Réorganisation du cortège électronique: émission de rayons X et/ou e- Auger.
	Effet Compton (énergies intermédiaires)	Diffusion du photon incident et éjection d'un électron Compton Réorganisation du cortège électronique: émission de rayons X et/ou e- Auger
	Effet de production de paires ( $E > 1,022$ MeV)	Absorption total du photon incident et mise en mouvement d'une paire e-/e+ Emission de 2 photons de 511 keV en sens opposé après annihilation
Neutrons	Absorption (n thermiques)	Emission d'un rayonnement de type : n, p, $\alpha, \gamma$
	Diffusion (n rapides)	Diffusion du n incident / projection du noyau de recul

Tableau 2 : Résumé des différents processus d'interaction rayonnement- matière

Lors de leur traversée dans la matière, les rayonnements directement ionisants subissent deux sortes d'interaction : avec les électrons du milieu, la force coulombienne conduit à une "collision" au cours de laquelle une partie de l'énergie incidente est transférée à la cible. Avec les noyaux du milieu, la force d'attraction ou de répulsion entraîne une déviation par rapport à la direction initiale et ce changement conduit à l'émission d'un rayonnement X de freinage. La matière agit donc comme un ralentisseur caractérisé par un pouvoir d'arrêt : un écran d'une épaisseur convenablement calculée, arrêtera donc toutes les particules chargées incidentes. On définit le pouvoir d'arrêt total exprimé généralement en MeV/cm :

$$S = -\frac{dE}{dx} = \left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{elec}} + \left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{nucl}}$$

Le pouvoir d'arrêt dépend du type de la particule, de son énergie et des propriétés de la matière traversée (densité et nombre de charge).

A l'inverse des particules chargées, les rayonnements indirectement ionisants ne sont pas soumis à des interactions de caractère obligatoire : l'interaction d'un photon, par exemple, avec la matière, obéit au hasard et aura une probabilité non nulle de traverser sans interaction une épaisseur de matière aussi grande soit-elle. On ne parlera plus de pouvoir d'arrêt, mais de coefficient d'atténuation  $\mu$ .

L'atténuation d'un faisceau d'intensité  $I_0$  dans un milieu d'épaisseur  $x$  dépend de la nature du milieu et de l'énergie du photon incident :

$$I(x) = I_0 e^{-\mu x} = I_0 e^{-N \sigma x}$$

$N$  étant le nombre de centre cible par unité de volume et  $\sigma$  est la section efficace totale d'interaction.

Pour les photons  $\sigma$  est la somme des sections efficaces des effets photoélectrique, Comptons et de création de paires. Pour les neutrons :

$$\sigma = \sigma_{\text{absorption}} + \sigma_{\text{diffusion}} \quad \text{avec} \quad \sigma_{\text{absorption}} = \sigma_{\text{capture}} + \sigma_{\text{fission}}$$

La section efficace d'absorption est prépondérante pour les neutrons thermiques et celle de diffusion est prédominante pour les neutrons rapides.

Dans la pratique, on utilise la grandeur  $x_{1/2}$ , l'épaisseur de matériau nécessaire pour atténuer d'un facteur 2 l'intensité du faisceau :

$$x_{1/2} = \frac{\text{Ln}2}{\mu} \quad \text{et} \quad I(nx_{1/2}) = \frac{I_0}{2^n}$$

### 3. Dosimétrie des rayonnements ionisants

#### 3.1 – grandeurs physiques

Un rayonnement est défini par les grandeurs particulières et énergétiques. Les grandeurs physiques utilisées en radioprotection sont essentiellement :

- énergie du rayonnement en MeV, et son intensité d'émission en %,
- activité de la source d'exposition en Bq ou débit de fluence : particules ou photons/cm<sup>2</sup>.s,
- dose en Gy ou débit de dose en Gy/s
- transfert linéique d'énergie en MeV/cm,
- coefficient d'atténuation massique en cm<sup>2</sup>/g.

Toute source de rayonnement est entourée d'un champ de particules : même si elle émet un faisceau bien défini géométriquement, des phénomènes secondaires, particulièrement des diffusions, font que le champ réel est beaucoup plus complexe, en direction comme en énergie. A l'intérieur d'un angle solide  $d\Omega$ , un point  $M$  du champ de rayonnement peut être défini par un spectre différentiel du nombre de particules en fonction de leur énergie. Dans un intervalle d'énergie compris entre  $E_1$  et  $E_2$ , la radiance particulière est :

$$p(E_1, E_2) = \int_{E_1}^{E_2} p_E dE$$

$p_E$  : distribution spectrale de la radiance de particules permet de remonter à toutes les quantités qui caractérisent le champ de rayonnement en un point  $M$  :

- Radiance énergétique :  $r = \int_0^{\infty} p_E dE$
- Fluence particulière :  $F = \int \int \int p_E dt d\Omega dE$
- Fluence énergétique :  $\Psi = \int \int \int E p_E dt d\Omega dE$

#### 3.2 - grandeurs dosimétriques

En 1911, Lind découvrait qu'un gramme de radium dans l'air produisait 0,7 gramme d'ozone par heure. C'est ainsi qu'il initiait les bases indispensables à toute étude radiobiologique où les relations Dose-Effet sont à l'origine de la compréhension des mécanismes et de l'estimation des risques que la radioprotection est amenée à prendre en compte.

La dose provenant du grec « Dosis », action de donner est utilisée initialement en médecine pour définir les quantités de médicament à administrer, son usage s'est étendu à toute quantité

déterminée, notamment en radiobiologie, en radiologie et en radioprotection. On définit différents types de doses :

### 3.2.1 - Dose transférée : Kerma

La quantité dénommée Kerma (Kinetic Energy Released in Matter) a été définie pour les rayonnements indirectement ionisants. Elle traduit le premier acte du transfert d'énergie par collision aux particules secondaires. Elle présente la somme des énergies cinétiques initiales de toutes les particules chargées mises en mouvement par les rayonnements dans le volume de masse  $dm$  du milieu :

$$K = \frac{\sum E_{\text{cin}}}{dm}$$

Dans le système international des unités (SI), le kerma est exprimé en gray (symbole : Gy) :  $1\text{Gy} = 1\text{ J/kg}$ . Bien que son usage ne soit plus autorisé depuis 1er janvier 1986, une ancienne unité est encore souvent employée le rad ( $1\text{ rad} = 10^{-2}\text{ Gy}$ ).

Le Kerma s'applique quelle que soit la nature du rayonnement indirectement ionisant. Lorsque le milieu absorbant est l'air, on parle de Kerma et de débit de Kerma dans l'air.

### 3.2.2 - Dose absorbée

La dose absorbée est une grandeur dosimétrique fondamentale en radioprotection, qui permet de quantifier l'interaction d'un rayonnement avec la matière. La dose absorbée, en un point M se définit comme le rapport de l'énergie effectivement absorbée dans un élément de volume de masse  $dm$  :

$$K = \frac{dE_{\text{abs}}}{dm} \quad \text{unité SI : Gy}$$

Selon les applications, les doses absorbées sont très variables : 0,2 mGy lors d'une radiographie dentaire, 1 mGy lors d'une radiographie thoracique, 2 Gy lors d'une séance de radiothérapie, 10 kGy dans l'ionisation des denrées alimentaires et jusqu'au 50 kGy pour la stérilisation des matériaux chirurgicaux.

Le calcul des doses absorbées dépend essentiellement de trois paramètres :

- nature des rayonnements,
- énergie ou spectre d'énergie,
- fluence ou débit de fluence.

Un champ de rayonnements au sens général peut comprendre :

- des particules alpha émises sous forme de raies monoénergétiques,
- des rayonnements bêta d'énergie répartie suivant un spectre continu ou des électrons monoénergétiques (électrons de conversion),
- des photons  $\gamma$  émis sous forme de raies monoénergétiques,
- des photons de freinage suivant un spectre d'énergie continu,
- des neutrons généralement sous forme de spectre d'énergie plus ou moins complexe.

Si on désigne par  $F$  la fluence des particules incidentes et par  $\rho$  la masse volumique du milieu, pour les particules chargées la dose absorbée dépend essentiellement du pouvoir d'arrêt électronique :

$$D = F \cdot \frac{S_{\text{elec}}}{\rho}$$

Pour les photons, elle dépend de l'énergie  $E$  et du coefficient d'atténuation linéaire  $\mu$  :

$$D = F \cdot E \frac{\mu}{\rho} (1 - g)$$

$g$  est introduit pour corriger le coefficient d'absorption par la partie qui pourrait être rayonnée par des électrons ayant acquis une forte énergie (rayonnement de freinage).

Pour les neutrons, le calcul de dose est beaucoup plus complexe, car les interactions sont diverses en fonction de l'énergie et du milieu. La méthode générale consiste à calculer pour chaque réaction considérée une contribution à la dose par la formule :

$$D = F \sum N_i \sigma_i E_i$$

$N_i$  : nombre de cibles dans le milieu susceptibles de donner la réaction,

$\sigma$  : section efficace de la réaction,

$E_i$  : énergie moyenne des particules chargées produites au cours de la réaction (protons, alpha, noyau de recul, ...).

Pour remonter à la dose réelle, il faut faire intervenir un facteur d'accroissement prenant en compte les photons gamma produits, les neutrons diffusés provenant de réactions ayant eu lieu dans des volumes voisins.

### 3.3 – Grandeurs de protection

La notion de dose absorbée dans la matière ne rend pas compte à elle seule des effets provoqués dans les tissus de l'organisme vivant.

L'énergie cédée par unité de masse entraîne en effet sur les atomes et molécules, des ionisations et excitations, mais dans la matière vivante cet effet physique initial engendre des suites de nature biochimique d'abord dans la cellule touchée puis éventuellement dans le tissu. On conçoit que la densité d'énergie cédée doit jouer un rôle, c'est-à-dire ce que nous venons de définir comme le transfert linéique d'énergie. Des expériences sur des animaux de laboratoire confirment ce fait : à même dose absorbée délivrée par des rayonnements ionisants de nature différente, les effets globaux étudiés ne sont pas les mêmes.

L'effet des rayonnements sur les organismes vivants dépend de la dose absorbée dans les tissus, mais également de la nature du rayonnement et de la sensibilité des tissus ou organes exposés.

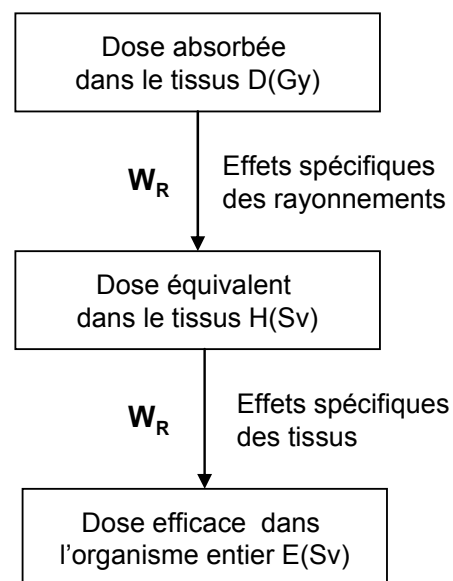


Figure 1 : Facteurs de qualité et effets spécifiques des rayonnements ionisants

#### 3.3.1 – Dose équivalente

Pour tenir compte de cette différence d'efficacité biologique du rayonnement incident, on a introduit un facteur, appelé facteur de pondération radiologique ( $W_R$ ). Si on multiplie la dose absorbée dans un tissu vivant par ce coefficient, on obtient une grandeur qui mesure l'effet biologique, appelée dose équivalente  $H_T$  :

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

$D_{T,R}$  est la dose absorbée moyenne pour l'organe ou le tissu T due au rayonnement R.

L'unité de la dose équivalente est le Sievert (Sv), l'ancienne unité est le rem : 1 Sv = 100 rem. La publication 60 de la CIPR a attribué à chaque type de rayonnement les facteurs de pondération  $W_R$  :

$W_R = 1$  pour les photons, électrons et muons de toutes énergies,

$W_R = 20$  pour les articles alpha, fragments de fission et noyaux lourds.

Pour les neutrons selon les dernières recommandations CIPR :

$$W_R = \begin{cases} 2.5 + 18.2e^{-\frac{(\ln E_n)^2}{6}} & \text{si } E_n < 1 \text{ MeV} \\ 5 + 17e^{-\frac{(\ln 2E_n)^2}{6}} & \text{si } E_n \geq 1 \text{ MeV} \end{cases}$$

Notons que la notion de facteur de pondération radiologique s'applique principalement aux faibles doses absorbées dans l'organisme humain et aux effets aléatoires qui peuvent en découler. Pour les fortes doses, une analyse plus fine est nécessaire, elle relève du domaine du médecin spécialiste.

### 3.3.2 - Dose efficace

Certains tissus ou organes du corps humain sont plus radiosensibles que d'autres. Une même dose équivalente peut induire des effets biologiques et des risques différents en fonction de l'organe irradié. On a introduit une nouvelle grandeur, caractéristique de l'effet des rayonnements ionisant sur le vivant : la dose efficace, notée E. C'est la somme des doses équivalentes délivrées aux différents tissus et organes du corps, par exposition externe et interne, et pondérées par un facteur de pondération tissulaire  $W_T$  dont les valeurs sont données au tableau 3 :

$$E = \sum_T W_T \cdot H_T = \sum_T W_T \cdot \sum_R W_R \cdot D_{T,R} \quad \text{unité SI : Sv}$$

Tissu ou organe	$W_T(\%)$	$\sum W_T(\%)$
Gonades	8	8
moelle osseuse (rouge), colon, poumons, estomac, seins	12	60
vessie, foie, œsophage, thyroïde	4	16
Peau, surface des os, cerveau, glandes salivaires	1	4
Autres tissus ou organes	12	12

Tableau 3 : Valeurs des facteurs de pondération tissulaire

### 3.3.3 - Dose engagée

Les grandeurs dosimétriques (exposition, Kerma et dose absorbée) concernent uniquement l'exposition externe du aux rayonnements ionisants. Dans le cas de l'incorporation de radionucléides (exposition interne), l'irradiation dure tant que les radionucléides séjournent dans l'organisme. Leur décroissance est liée à leur période effective, tenant compte à la fois de la période physique et de la période biologique. La dose reçue par un individu résultant de l'incorporation de radionucléides est donc intégrée sur une durée définie, on parle alors de dose engagée.

#### a) Dose équivalente engagée

C'est l'intégrale sur le temps du débit de dose équivalente au tissu ou à l'organe T qui sera reçu par un individu à la suite de l'incorporation de matière radioactive. Pour une incorporation d'activité à un moment  $t_0$ , elle est définie par la formule :

$$H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0+\tau} \dot{H}_T(t) dt \quad \text{unité SI : Sv}$$

$\dot{H}_T(t)$  : débit de dose équivalente à l'organe ou au tissu T au moment t

$\tau$  : période sur laquelle l'intégration est effectuée.

Si la valeur de  $\tau$  n'est pas donnée elle est implicitement de 50 ans pour les adultes et pour les enfants du nombre d'années restant jusqu'à l'âge de 70 ans.

### b) Dose efficace engagée

Elle correspond à la somme des doses équivalentes engagées dans les divers tissus ou organes par suite d'une incorporation multipliées chacune par le facteur de pondération tissulaire  $W_T$  approprié :

$$E(\tau) = \sum_T W_T \cdot H_T(\tau) \quad \text{unité SI : Sv}$$

$\tau$  est indiqué pour le nombre d'années sur le quel est faite l'intégration.

### c) Dose efficace engagée par unité d'incorporation

C'est la dose efficace engagée par l'incorporation (DPUI) d'un Becquerel d'un radioélément donné. Elle est exprimée en Sv/Bq.

Pour un même radioélément elle dépend :

- du mode d'incorporation (ingestion ou inhalation),
- de la forme chimique du radioélément,
- de l'âge de l'individu.
- On l'appelle également coefficient de dose efficace.

### 3.3.4 - Dose collective

C'est la somme des doses individuelles dans une population, exprimée en « homme.Sv ». On l'obtient en multipliant la dose efficace moyenne reçue par le nombre de personnes concernées. Les valeurs des doses collectives à l'échelle de populations de plusieurs millions de personnes dépassent le millier même pour de faibles expositions.

A titre d'exemple, en France (60 millions d'habitants), les doses collectives annuelles dues à la radioactivité naturelle et aux soins médicaux sont de 150 000 et 60 000 homme.Sv, les expositions individuelles s'élevant à 2,5 mSv et 1 mSv en moyenne.

A titre de comparaison, la dose collective des 4 700 000 personnes habitant la région de Tchernobyl est environ 100 fois supérieure. Cette exposition est très inégalement répartie selon qu'il s'agit de la population générale ou des personnes ayant participé de près ou de loin - les liquidateurs - aux opérations de décontamination.

### 3.3.5 - Limites de dose

Dans le tableau 4, sont données les valeurs maximales de référence (annuelles sur 12 mois consécutifs) fixées dans la réglementation pour l'exposition aux rayonnements ionisants du des travailleurs et du public.

Travailleurs	Dose efficace	20 mSv/an en moyenne sur 5 ans et non dépassement de 50 mSv/an
	Femmes enceintes	< 2 mSv à la surface de l'abdomen/9 mois
	Dose équivalente	
	Cristallin	150 mSv/an
	Peau et extrémités	500 mSv/cm <sup>2</sup> /an à une profondeur de 7mg/cm <sup>2</sup>
Public	Dose efficace	1 mSv/an en moyenne sur 5 ans
	Dose équivalente	
	Cristallin	15 mSv/an
	Peau et extrémités	50 mSv/an

Tableau 4 : Valeurs des limites annuelles des doses équivalentes et des doses efficaces [3]

Ces valeurs s'appliquent à la somme des doses résultant de l'irradiation externe dans une période spécifiée et des doses engagées sur cinquante ans résultant d'incorporations pendant la même période. Les femmes qui allaitent ne doivent pas être maintenues à un poste de travail où il existe un risque d'incorporation de substances radioactives.



### 3.4 – Grandeurs opérationnelles

Le majeur inconvénient des grandeurs de protection (dose équivalente, dose efficace, dose engagée et dose collective) est qu'elles ne sont pas directement mesurables. Dans ce contexte, l'ICRU (International Commission on Radiation Units and measurements) a introduit le concept de grandeurs opérationnelles (mesurables à l'aide de détecteurs) ayant pour objectif d'estimer de façon "raisonnable" les grandeurs de protection.

#### 3.4.1 - Dosimétrie de zone ou d'ambiance

Pour définir ses grandeurs opérationnelles, l'ICRU utilise une sphère de 30 cm de diamètre en matériau équivalent tissu qui représente le corps humain (masse volumique  $\rho = 1 \text{ g/cm}^3$ , composition : 76,2 % d'oxygène, 11,1 % de carbone, 10,1 % d'hydrogène et 2,6 % d'azote). Ces grandeurs se réfèrent à la dose équivalente en Sv qui existerait dans la sphère si cette dernière était placée dans le champ de rayonnement.

##### a) Equivalent de dose ambiant

L'équivalent de dose ambiant  $H^*(d)$  en un point dans le champ de rayonnement est la dose équivalente qui serait produite par le champ de rayonnement à une profondeur  $d$  (en mm) dans la sphère ICRU, sur un rayon qui fait face à la direction du champ unidirectionnel. Cette grandeur est utilisée pour estimer les doses dues à des rayonnements fortement pénétrants. La profondeur recommandée est 10 mm et l'on peut écrire  $H^*(10)$ . Les appareils de contrôle d'ambiance sont calibrés à partir de cette grandeur, qui donne une approximation (surestimation) raisonnable de la dose efficace.

##### b) Equivalent de dose directionnel

L'équivalent de dose directionnel  $H'(d, \Omega)$  en un point dans le champ de rayonnement est la dose équivalente qui serait produite par le champ de rayonnement à une profondeur  $d$  dans la sphère ICRU, sur un rayon et dans une direction spécifiée  $\Omega$ . Cette grandeur est communément utilisée pour estimer les doses des rayonnements faiblement pénétrants. Les profondeurs recommandées sont 0,07 mm (pour la peau  $7 \text{ mg/cm}^2$ ) et 3 mm (pour le cristallin  $300 \text{ mg/cm}^2$ ) et l'on peut écrire  $H'(0,07, \Omega)$  et  $H'(3, \Omega)$ .

#### 3.4.2 - Dosimétrie individuelle

L'équivalent de dose individuel  $H_p(d)$  est la dose équivalente dans le tissu mou au point spécifié sur la surface du corps à une profondeur  $d$  (en mm). Le champ de rayonnement étant le champ réel où se trouve l'individu. Les profondeurs  $d$  préconisées par l'ICRU sont :

- 0,07 mm pour la peau (rayonnements faiblement pénétrants) :  $H_p(0,07)$ ,
- 3 mm pour le cristallin (rayonnements faiblement pénétrants) :  $H_p(3)$ ,
- 10 mm pour le corps entier (rayonnements fortement pénétrants) :  $H_p(10)$ .

En pratique, les mesures de  $H_p(10)$  et de  $H_p(0,07)$  sont réalisées en plaçant un dosimètre opérationnel à la surface du corps. Ce dosimètre peut être constitué d'un détecteur recouvert d'une épaisseur appropriée de matériau équivalent tissu.

#### 3.4.3 - Grandeurs opérationnelles et limites annuelles de dose

Les grandeurs opérationnelles étant de bons estimateurs majorant les grandeurs de protection, elles peuvent être reliées aux limites annuelles de dose efficace et de dose équivalente à la peau et au cristallin définies dans la réglementation (tableau 5).

Grandeurs de protection	Grandeurs opérationnelles	Limites annuelles
Dose efficace	$H_p(10)$	20 mSv
Dose équivalente : peau	$H_p(0,07)$	500 mSv
Dose équivalente : cristallin	$H_p(3)$	150 mSv

Tableau 5 : Limites annuelles des grandeurs opérationnelles

La figure 2 ci-dessous résume les relations entre les différentes grandeurs utilisées en dosimétrie et radioprotection.

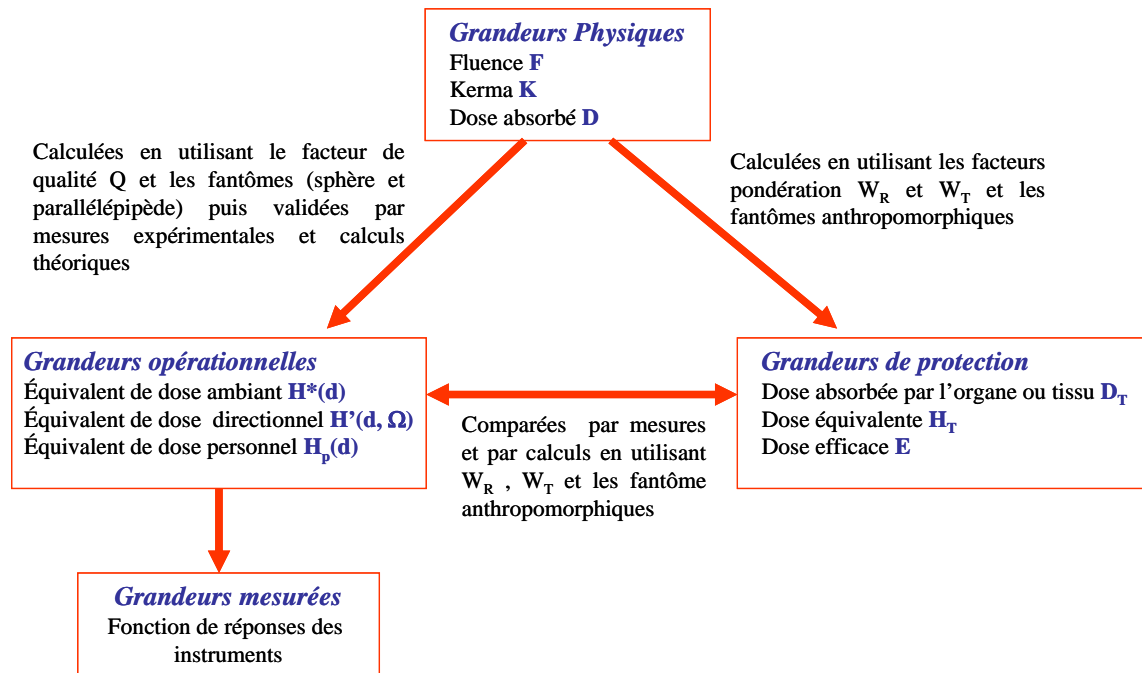


Figure 2 : Relation entre les différentes grandeurs utilisées en radioprotection et dosimétrie

#### 4 - Modalités de calculs de dose en cas d'exposition

Dans la référence [4] sont définies les modalités de calculs des doses efficaces et des doses équivalentes résultant de l'exposition des personnes aux rayonnements ionisants. Ces prescriptions s'appliquent à la somme des doses résultant de l'irradiation externe dans une période spécifiée et des doses engagées sur 50 ans (jusqu'à l'âge de 70 ans pour les enfants) résultant d'incorporations pendant la même période.

La dose efficace **E** (exprimé en Sv) reçue par un individu du groupe d'âge **g** est donnée par la relation :

$$E = E_{\text{externe}} + E_{\text{interne}} \quad \text{avec} \quad E_{\text{interne}} = \sum_j h(g)_{j,\text{ing}} J_{j,\text{ing}} + \sum_j h(g)_{j,\text{inh}} J_{j,\text{inh}}$$

$h(g)_{j,\text{ing}}$  et  $h(g)_{j,\text{inh}}$  exprimées en Sv/Bq, représentent respectivement les doses efficaces engagées par unité d'incorporation (DPUI) d'un radionucléide **j** ingéré ou inhalé par un individu du groupe d'âge **g**.

$J_{j,\text{ing}}$  et  $J_{j,\text{inh}}$  exprimées en Bq, représentent respectivement l'incorporation par ingestion ou inhalation du radionucléide **j**.

Pour conduire au calcul de doses efficaces, on dispose de toute une série de coefficients de dose incorporées qui sont classés par :

- ingestion avec le facteur  $f_1$  de transit intestinal
- inhalation, les valeurs sont indiquées pour trois types de rétention pulmonaire (F : clairance pulmonaire rapide, M : clairance pulmonaire moyenne, S : clairance pulmonaire lente, correspondant à des formes chimiques, très solubles, moyennement solubles et peu solubles) dépendant uniquement de la vitesse de passage du radionucléide dans le sang.
- population par tranches d'âges ( $\leq 1$  an, 1 – 2 ans, 2 – 7 ans, 7 – 12 ans, 12 – 17 ans et  $> 17$  ans) et les travailleurs.

Pour les descendants du radon ( $^{222}\text{Rn}$ ) et du thoron ( $^{220}\text{Rn}$ ) seront appliqués les facteurs de conversion conventionnels exprimant la dose efficace par unité d'exposition à l'énergie potentielle alpha ( $\text{Sv}/(\text{jour}\cdot\text{h}/\text{m}^3)$ ) :

- $^{222}\text{Rn}$  dans les habitations  $f_c = 1,1$
- $^{222}\text{Rn}$  dans les lieux de travail  $f_c = 1,4$
- $^{220}\text{Rn}$  sur les lieux de travail  $f_c = 0,5$

## 5 - Sources naturelles de rayonnements ionisants

Les sources de rayonnements ionisants sont très largement appliquées dans les secteurs de la médecine et de l'industrie sous forme de générateurs électriques de rayons X, d'accélérateurs de particules et de sources radioactives scellées non scellées. Les utilisations les plus courantes concernent le domaine médical pour le diagnostic et le traitement. Dans l'industrie, les utilisations des rayonnements ionisants sont très variées : radiographie, détection, traçage, stérilisation

Dans cette partie de cours, nous nous limitons aux sources d'expositions naturelles. D'origine à la fois cosmique et terrestre, la radioactivité naturelle constitue pour l'homme une source d'exposition inévitable qui varie fortement selon les lieux géographiques et les modes de vie.

### 5.1 - Exposition externe

#### 5.1.1 - Rayonnements cosmiques

Notre système solaire est continuellement bombardé par des particules chargées, de haute énergie, constituant un rayonnement cosmique dit primaire. En pénétrant dans l'atmosphère terrestre, ces particules interagissent avec les constituants de l'air en donnant un ensemble complexe de particules secondaires (protons, neutrons,...) et de photons. Les particules produites réagissent à leur tour pour donner des phénomènes de cascade nucléonique dans l'atmosphère. L'intensité du rayonnement cosmique varie essentiellement en fonction de l'altitude, mais aussi de la latitude (elle est plus élevée au niveau des pôles) et de l'activité solaire. Le débit d'équivalent de dose dû aux rayonnements cosmiques est en moyenne de  $0,3 \text{ mSv}/\text{an}$  au niveau de la mer. Mais il varie considérablement en fonction de l'altitude (figure 3) et de la latitude.

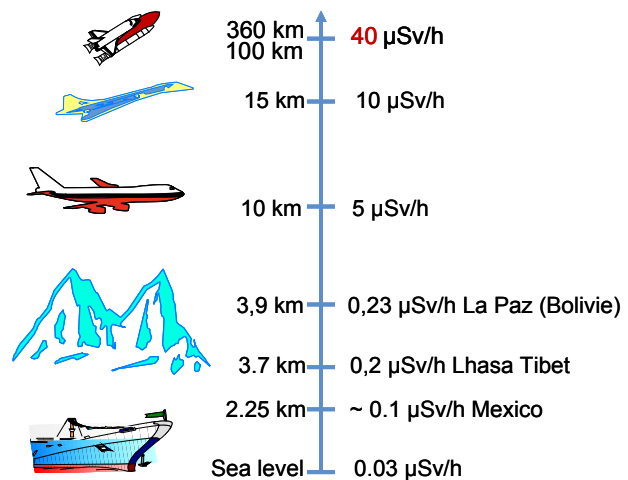


Figure 3 : Variation de l'exposition aux rayonnements cosmiques en fonction de l'altitude [5]

#### 5.1.2 - Rayonnements telluriques

Nous sommes exposés aux rayonnements dus aux radioéléments présents dans l'écorce terrestre. Il existe une cinquantaine de radioéléments naturels dont la plupart font partie des 3 familles naturelles du thorium, de l'uranium et de l'actinium. C'est le thorium qui existe en quantité la plus importante (10 ppm en moyenne). On trouve ensuite l'uranium (2 à 3 ppm), puis l'actinium. Un autre radioélément contribue de façon notable, c'est  $^{40}\text{K}$  isotope naturel du potassium. Sa concentration est de l'ordre de 100 à 1000 Bq/kg dans le sol. Au niveau de

la France, à l'intérieur des habitations la composante terrestre en incluant les matériaux de construction (rayonnements cosmiques déduits) est en moyenne de 55 nGy/h. Il varie cependant largement en fonction de la composition du sol. L'équivalent de dose reçu en Bretagne ou dans les Vosges est de 2 à 3 fois supérieur à celui reçu dans le Bassin Parisien. Dans certaines régions, comme l'état de Kerala sur la côte Nord-Ouest de l'Inde, il atteint même 30 mSv/an. La figure 4 représente les valeurs des expositions telluriques en France.

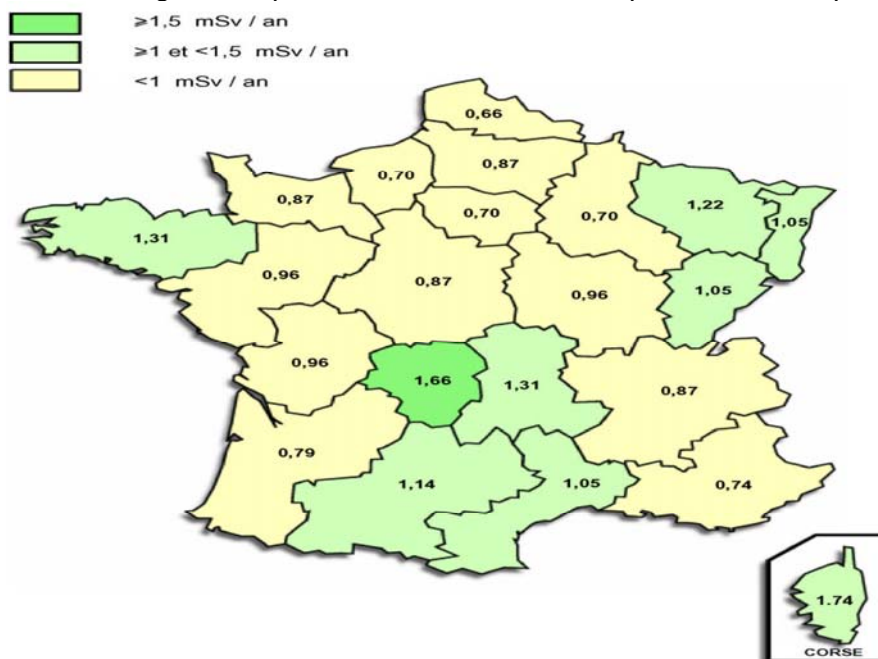


Figure 4 : Répartition moyenne par région de l'exposition tellurique en France

## 5.2 - Exposition interne

Nous respirons de l'air radioactif, nous buvons de l'eau radioactive, nous consommons des aliments radioactifs. Ces isotopes radioactifs naturels se fixent dans notre organisme. Ils sont d'origine cosmogénique ou proviennent des éléments radioactifs contenus dans le sol.

### 5.2.1 - Isotopes cosmogéniques

On connaît une vingtaine d'isotopes cosmogéniques dont les plus courants sont :  $^{14}\text{C}$ ,  $^7\text{Be}$ ,  $^3\text{H}$  et  $^{22}\text{Na}$ . Les incorporations annuelles moyennes par ingestion pour chacun de ces radioisotopes sont respectivement 20 kBq, 1 kBq, 500 Bq et 50 Bq ce qui correspond à des doses efficaces annuelles de 12  $\mu\text{Sv}$ , 0.03  $\mu\text{Sv}$ , 0,01  $\mu\text{Sv}$  et 0.15  $\mu\text{Sv}$ . A titre d'exemple,  $^{14}\text{C}$  résulte de l'interaction des neutrons cosmiques sur les noyaux d'azote de l'atmosphère via la réaction  $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$ . La formation constante de  $^{14}\text{C}$  au cours du temps permet la datation des organismes vivants.

### 5.2.2 - Isotopes d'origine tellurique

Toutes les familles naturelles ont dans leur chaîne un isotope du radon qui est un gaz rare radioactif ( $^{222}\text{Rn}$  engendré par le  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{220}\text{Rn}$  appelé également thoron, engendré par le  $^{224}\text{Ra}$ ). Ces gaz émanent du sol, des eaux et des matériaux de construction. Les valeurs moyennes des concentrations ont été évaluées à 2 Bq/m<sup>3</sup> en plein air et 20 Bq/m<sup>3</sup> dans les habitations pour le plus important d'entre eux : le  $^{222}\text{Rn}$ . Ces gaz et leurs descendants solides irradient les poumons. L'isotope  $^{40}\text{K}$  présent dans le sol, passe en partie dans les plantes que nous consommons et se fixe dans notre organisme.

Enfin, le tableau 6 résume la contribution des diverses composantes de la radioactivité naturelle. Il faut toutefois se souvenir que ce sont des valeurs moyennes susceptibles de variations importantes en fonction de l'altitude, de la latitude et de la composition du sous-sol.

Sources naturelles	Exposition (mSv/an)	Totaux (mSv/an)
<i>Exposition externe</i>		
Rayonnement cosmique	0,30	0,62
Rayonnement tellurique	0,32	
<i>Exposition interne</i>		
Isotopes cosmogéniques	0,01	0,94
<sup>40</sup> K	0,17	
<sup>222</sup> Rn + descendants	0,55	
<sup>220</sup> Rn + descendants	0,15	
Divers	0,06	
Total		1,56

Tableau 6 : Valeurs moyennes des expositions annuelles dues aux sources naturelles en France

Pour conclure ce paragraphe, il semble intéressant de présenter une vue synthétique des principales sources d'exposition de l'homme avec les équivalents de dose correspondants (tableau 7). Il ne faut pas perdre de vue qu'il s'agit de valeurs moyennes et que certains groupes d'individus (travailleurs de l'énergie nucléaire, populations habitant dans certaines régions) sont exposés à des équivalents de dose plus importants.

	Exposition interne	Exposition totale
Radioactivité naturelle	0,94	1,64
Irradiation à des fins médicales	0,015	0,8
Essais nucléaires	0,02	0,04
Energie d'origine nucléaire	0,015	0,02
total	0,99	2,5

Tableau 7 : Inventaire général des engagements de dose (mSv/an) pour un individu moyen

## 6- Exemples de R & D en dosimétrie

Dans le domaine R & D en métrologie des rayonnements ionisants, l'équipe RaMsEs (Radioprotection et Mesures Environnementales) de l'Institut Pluridisciplinaire Hubert Curien (IPHC) de Strasbourg a développé un nouveau système de dosimétrie passive basé sur l'utilisation des détecteurs photostimulables à bases du BaFBr(Eu). Des mesures expérimentales de la fonction de réponse, en dose et en énergie, des neutrons et des rayonnements  $\gamma$  ont été réalisées et complétées par des calculs de modélisation Monte-Carlo par MCNP. Il ressort de cette étude que ce système peut être adapté à la dosimétrie passive des faibles et des fortes doses. Les résultats montrent un seuil de détection en équivalent de dose de 23  $\mu$ Sv pour les neutrons rapides et de 1,5  $\mu$ Gy pour les rayonnements  $\gamma$  d'énergie 1,2 MeV [6].

L'équipe RaMsEs développe également un nouveau système de dosimétrie en temps réel basé sur l'utilisation de capteurs à pixels actifs. Ce projet consiste à concevoir des capteurs CMOS pour la détection des neutrons et des particules alpha, pour en faire des dosimètres électroniques impulsions personnels. Des capteurs MIMOSA ont été déjà soumis à des tests de détection de particules  $\alpha$  en milieu radioactif (Radon et descendants) à l'aide d'une chaîne d'acquisition conçue pour cette application [7-8]. Une première campagne de mesures de nos dispositifs électroniques a démontré la détection efficace de neutrons rapides auprès de la source AmBe au laboratoire et confirmée auprès de celle calibrée aux normes ISO disponible au Laboratoire de Dosimétrie et de Métrologie des Neutrons à l'IRSN à Cadarache. Les neutrons sont convertis en protons dans une feuille de polyéthylène

d'épaisseur 1 mm, puis détectés dans un capteur CMOS de type pixels AlphaRad. Nous avons obtenu une efficacité proche du maximum théorique de  $1,2 \cdot 10^{-3}$ , performance qui intéresse d'autres équipes travaillant dans le domaine des neutrons [9].

## 7 - Conclusion

Selon l'UNSCEAR (Comité scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets des rayonnements atomiques) « *les sources de rayonnements sont considérées comme naturelles dans la mesure où l'exposition qui en résulte n'est pas augmentée de manière significative par l'homme* ». En application de la loi sur la Transparence Nucléaire de juin 2006 avec la volonté d'assurer une diffusion et une accessibilité aux données sur la radioactivité, l'Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire (IRSN) est chargé de la gestion du réseau national de mesures de la radioactivité de l'environnement. Il regroupe les résultats des analyses radiologiques de l'environnement qui sont contenues dans les programmes réglementaires destinés à surveiller l'impact des rejets issus des activités nucléaires soumises à autorisation ou déclaration et les résultats des analyses et mesures réalisées à la demande des collectivités territoriales, des services de l'Etat et de ses établissements publics. Les analyses sont effectuées soit par l'IRSN soit par des laboratoires agréés par les ministres chargés de la santé et de l'environnement. Le laboratoire RaMsEs de l'IPHC Strasbourg fait partie des laboratoires habilités pour les mesures de la radioactivité dans l'environnement. Dans ce contexte, il est accrédité par le COFRAC pour la dosimétrie réglementaire des travailleurs et pour le programme 135 relatif à l'analyse en laboratoire des radionucléides dans des échantillons de l'environnement. Ces analyses sont effectuées par différentes techniques : spectrométrie gamma [10], scintillation liquide et comptage alpha-beta global.

Les mesures de dosimétrie se heurtent à des limitations techniques persistantes, que les capteurs à pixels actifs sont susceptibles de repousser considérablement. En particulier, la dosimétrie individuelle des neutrons constitue une des difficultés actuelles de la radioprotection des travailleurs. La dosimétrie dite active ou opérationnelle est devenue réglementaire en France; les valeurs des seuils recommandées par les nouvelles recommandations de la CIPR rendent nécessaire la mise en place d'une nouvelle génération de dosimètres neutrons.

## Bibliographie

[1] : Directive 96/29/Euratom du Conseil du 13 mai 1996 fixant les normes de base relatives à la protection sanitaire de la population et des travailleurs contre les dangers résultant des rayonnements ionisants, Journal officiel de l'Union européenne n°L-159 du 29 juin 1996

[2] Décret n° 2002-460 du 4/04/02 relatif à la protection générale des personnes contre les dangers des rayonnements ionisants, NOR: MESX0200020DA, <http://www.legifrance.gouv.fr>

[3] : Décret n°2003-296 du 31 mars 2003 relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants, NOR: SOCX0200138D, <http://www.legifrance.gouv.fr>

[4] Arrêté du 1er septembre 2003 définissant les modalités de calcul des doses efficaces et des doses équivalentes résultant de l'exposition des personnes aux rayonnements ionisants, NOR: SANC0323527A, <http://www.legifrance.gouv.fr>

[5] C. Jimonet et H. Métivier, Personne compétente en radioprotection - Principes de radioprotection – réglementation, Edition EDP Sciences (2007) ISBN : 978-2-86883-948-0

- [6] D. Mouhssine, A. Nourreddine, A. Nachab, A. Pape, F. Fernandez, A new environmental dosimeter with imaging plates for the fast neutron monitoring  
Nuclear Instruments and Methods in Physics B 227(2005) 609
- [7] D. Husson, A. Bozier, S. Higuere, T.D. Le, A. Nourreddine, AlphaRad, a new integrated CMOS System-on-Chip for high efficiency alpha particles counting  
Nuclear Instruments and Methods in Physics A 569(2006) 845
- [8] S. Higuere, D. Husson, M. Trocmé, A. Nourreddine, T.D. Lê, N. Michielsen, Measurement of  $^{222}\text{Rn}$  at the level with the AlphaRad chip  
Radiation Measurements, 43 (2008) 1059
- [9] M. Trocmé, S. Higuere, D. Husson, A. Nourreddine and T. D. Lê, Development of a new electronic personal neutron dosemeter using a CMOS active pixel sensor  
Radiation Protection Dosimetry 126 (2007) 536
- [10] A. Nachab, A. Nourreddine, M. Benjelloun, S. Kihel, D. Oster, A. Pape, Uranium analysis of sediments by  $\gamma$ -ray spectrometry with corrections for self-absorption  
Nuclear Instruments and Methods in Physics B 215 (2004) 228