

LA DOSIMETRIE EXTERNE EN FLUX MIXTE (γ,n), GRANDEURS OPERATIONNELLES

Didier PAUL

CEA / INSTN
13108 Saint Paul lez Durance

INTRODUCTION

En 1991, l'ICRP (International Commission on Radiological Protection) introduit avec sa publication numéro 60 un nouveau système de protection radiologique, source d'inspiration de la directive 96/29/Euratom du 13 mai 1996. Cette directive entérine les nouvelles grandeurs de protection – la dose équivalente et la dose efficace – et impose des limites de dose plus contraignante pour les travailleurs exposés et pour le public.

Ces grandeurs comme les précédentes (l'équivalent de dose à l'organe et l'équivalent de dose efficace, ICRP Publication 26, 1977) ne sont pas mesurables et l'ICRU (International Commission on Radiation Units and Measurements) a instauré depuis 1985 un système opérationnel basé sur le concept d'équivalent de dose en un point donné dans une sphère réceptrice « ICRU ».

Les grandeurs opérationnelles définies par l'ICRU sont destinées à fournir des approximations raisonnables des grandeurs de protection de l'ICRP dans le but de respecter les limites réglementaires. Ces grandeurs sont donc des estimateurs « majorants » ($H_{op} \geq H_{pro}$) développées pour les besoins de l'étalonnage pratique de l'instrumentation affectée aux surveillances de l'environnement et des personnes. La cohérence des grandeurs opérationnelles avec les grandeurs de protection a fait l'objet d'un groupe de travail ICRP/ICRU et d'une publication commune : la publication 74 de l'ICRP (1996) et le rapport 57 de l'ICRU portant sur les facteurs de conversion utilisés en protection radiologique (irradiation externe).

L'application des recommandations de l'ICRP et de l'ICRU nécessite une bonne compréhension des nombreux concepts, grandeurs et techniques d'étalonnage, objet du premier paragraphe de ce chapitre. Les décrets de décembre 1998 relatifs à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants rendent obligatoire la dosimétrie opérationnelle pour toute opération se déroulant en zone contrôlée ou spécialement réglementée. Les modalités d'application sont fixées par l'arrêté de mars 1999 et portent en particulier sur les caractéristiques requises en dosimétrie active (opérationnelle) et les conditions d'étalonnage. Depuis 1985, les commissions internationales recommandent que les instruments de radioprotection soient étalonnés en terme de grandeurs opérationnelles.

La dosimétrie des neutrons qui comporte un certains nombre de spécificités quant à la détermination de l'équivalent de dose, issu d'une spectrométrie préalable et d'une dosimétrie de champ et individuelle. L'instrumentation fait l'objet d'un étalonnage particulier.

I. GRANDEURS OPERATIONNELLES DE L'ICRU POUR LA SURVEILLANCE DE L'ENVIRONNEMENT ET DE L'INDIVIDU (D'APRES PARAGRAPHE A.14 DE LA PUBLICATION N°60 DE L'ICRP ET LE RAPPORT N°51 DE L'ICRU)

Les grandeurs ICRU données dans les **rapports 39 et 51** de l'ICRU (ICRU, 1985,1993) sont destinées à fournir des approximations raisonnables de la dose efficace et de la dose équivalente pour la peau (quand ces grandeurs sont calculées avec la relation $Q-L$ du Tableau A-1 de la publication n°60 de l'ICRP) et à permettre le **respect de la réglementation**. La détermination de grandeurs de

remplacement liées à l'équivalent de dose efficace et à l'équivalent de dose à la peau (publication n°26 de l'ICRP, rapport n°39 de l'ICRU) a été faite séparément pour la surveillance de l'environnement (y compris les zones de travail) et la surveillance individuelle. Certaines conventions ont été utilisées pour cette surveillance. Toutes ces grandeurs sont basées sur le concept de **l'équivalent de dose en un point donné dans la sphère ICRU** composée d'oxygène (76,2 %), de carbone (11,1 %), d'hydrogène (10,1 %) et d'azote (2,6 %), de diamètre : 30 cm et de masse volumique : 1 g.cm^{-3} .

L'ICRU a modélisé le récepteur mais aussi l'émetteur en définissant des **champs de rayonnement dérivés** du champ de rayonnement réel pour la détermination des grandeurs opérationnelles. Les termes « **expansé** » et « **unidirectionnel** » sont donnés dans le rapport 39 de l'ICRU (traduction officielle CEA/IRSN) pour caractériser ces champs de rayonnement dérivés. Dans le champ expansé, la fluence et ses distributions angulaire et énergétique ont les mêmes valeurs dans le volume concerné que le champ réel au point de référence. Dans le champ expansé et unidirectionnel, la fluence et sa distribution en énergie sont les mêmes que dans le champ expansé, mais la fluence est unidirectionnelle. Le champ expansé est ainsi appliqué sur l'ensemble du dosimètre mais aussi sur tout le volume d'intérêt : le récepteur représenté par la sphère ICRU (Fig.1).

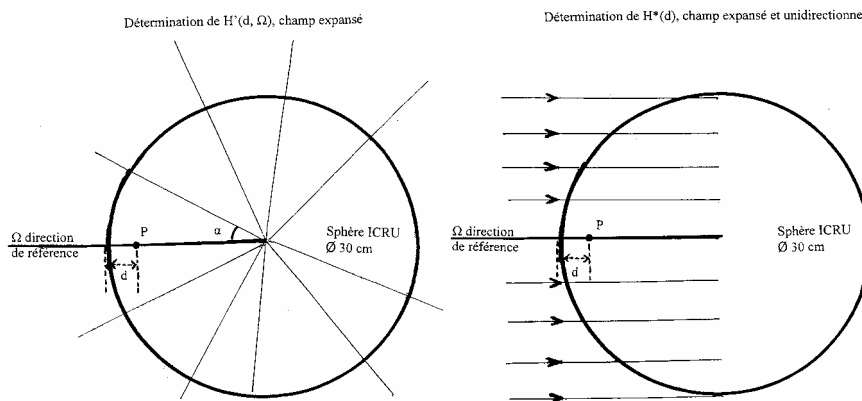


Fig. 1 - Détermination des grandeurs opérationnelles pour la surveillance des zones de travail et de l'environnement dans un champ dérivé (expansé) dont la fluence et ses distributions angulaire et énergétique ont dans la sphère ICRU les mêmes valeurs qu'au point de référence dans le champ réel (d'après G. Portal)

Surveillance de l'environnement :

Deux concepts liant le champ de rayonnement externe à la dose efficace et à la dose équivalente dans la peau sont introduits en vue de la surveillance de l'environnement et de la surveillance de zone. Le premier de ces concepts, l'équivalent de dose ambiant, $H^*(d)$, est approprié aux rayonnements fortement pénétrants, et le second, l'équivalent de dose directionnel, $H'(d, \Omega)$ se réfère aux rayonnements faiblement pénétrants. Le caractère « pénétrant » des rayonnements dépend (selon la définition donnée dans le rapport n° 51 de l'ICRU) du rapport à la valeur limite de l'équivalent de dose. Un rayonnement sera faiblement pénétrant si l'équivalent de dose le plus proche de la limite est l'équivalent de dose au niveau de la lentille de l'œil ou celui défini pour la peau, pour un rayonnement fortement pénétrant, l'équivalent de dose « corps entier » pour la dose efficace est le plus proche de la limite.

L'équivalent de dose ambiant, $H^*(d)$, en un point du champ de rayonnement, est l'équivalent de dose qui serait produit par le champ expansé et unidirectionnel correspondant, dans la sphère ICRU, à une profondeur « d », sur le rayon opposé à la direction du champ unidirectionnel ; d = 10 mm pour les rayonnements fortement pénétrants, 0,07 mm pour les rayonnements faiblement pénétrants (dose à la peau) et 3 mm pour l'œil (Fig.1).

L'équivalent de dose directionnel, $H'(d, \Omega)$ en un point du champ de rayonnement, est l'équivalent de dose qui serait produit par le champ expansé correspondant dans la sphère de l'ICRU, à une profondeur « d », sur un rayon dont la direction Ω est spécifiée ; d = 0,07 mm ou 3 mm (Fig. 1).

Surveillance individuelle :

Au lieu de deux grandeurs définies dans le rapport 39 de l'ICRU (ICRU, 1985) pour la surveillance individuelle, un concept simplifié appelé **équivalent de dose individuel ou personnel** $H_p(d)$ est recommandé pour des rayonnements fortement et faiblement pénétrants. Selon l'ICRU, rapport 51 (ICRU, 1993), $H_p(d)$ est l'équivalent de dose dans le tissu mou, à une profondeur appropriée « d », sous un point spécifié du corps ; d = 10 mm, 3 mm ou 0,07 mm.

Ces grandeurs sont dans leur principe adaptées aux besoins (paragraphe suivant) de la surveillance de zone et de la surveillance individuelle, rigoureusement définies, mesurables et traçables métrologiquement.

II. PASSAGE DE LA MESURE A LA DOSE ABSORBEE (DOSIMETRIE ABSOLUE ET RELATIVE), A L'EQUIVALENT DE DOSE ET A LA DOSE EFFICACE

La dosimétrie absolue relève plus de la spécialité du métrologue que celle du spécialiste en radioprotection qui travaille avec des dosimètres dits relatifs. Cependant, la radioprotection, par déduction, s'appuie sur la dosimétrie absolue qui caractérise les **références** avec lesquelles sont étalonnés les instruments relatifs.

L'opération absolue d'un dosimètre consiste à atteindre la dose absorbée en un point d'un milieu M au moyen d'un matériau détecteur M' , de masse m , placé dans le milieu M au point considéré.

La dose absorbée $\bar{D}_{M'}$ dans le milieu matériau M' est par définition reliée à l'énergie moyenne \bar{E} déposée dans la masse m , proportionnelle à la valeur g d'une grandeur mesurable. La relation fondamentale est la suivante :

$$\bar{D}_{M'} = \frac{\bar{E}}{m} = \frac{\omega g}{m} \quad (\text{d'après D. Blanc, « Les rayonnements ionisants » Ed.Masson, 1990})$$

La dose D_M recherchée est déduite de la mesure dans le matériau détecteur M' selon la théorie de la cavité, en remplaçant au point considéré, le matériau M' du détecteur par le milieu considéré.

Trois dosimètres absolus répondent directement à la définition de la dose absorbée : le calorimètre, le dosimètre chimique et la chambre d'ionisation.

La quantité caractéristique de ces dosimètres constitue le facteur de proportionnalité, ω , entre la grandeur mesurée et l'énergie moyenne \bar{E} .

Les dosimètres relatifs ont une réponse qui ne peut pas être directement liée à l'énergie déposée dans le matériau détecteur, car de nombreux paramètres physiques, chimiques et géométriques interviennent dans la réponse. Les caractéristiques de ces dosimètres doivent être déterminées au moyen des dosimètres absolus.

En radioprotection, dosimétrie externe, la grandeur mesurable considérée est l'**équivalent de dose**, produit de la dose absorbée par le **facteur de qualité** du rayonnement ($H = D \cdot Q$). Le passage de la mesure à l'équivalent de dose ou plutôt les équivalents de dose, définis dans l'ICRU, peut se faire selon plusieurs approches définies dans le rapport n°47 de l'ICRU (ICRU, 1992) :

- une approche microdosimétrique (absolue) basée sur la définition même de l'équivalent de dose à partir de la mesure de l'énergie linéaire y absorbée, grandeur proche du TEL et du facteur de qualité $Q(y)$,
- une approche qui consiste à mesurer une autre quantité avec un dosimètre relatif, par exemple l'exposition ou le kerma pour les photons et à appliquer un **coefficient de conversion** calculé. Ces facteurs dépendent de l'énergie du rayonnement incident, une information sur le spectre en énergie est nécessaire. Cette méthode est couramment employée pour les étalonnages.

Dans le cadre habituel de la radioprotection, la détermination de l'équivalent de dose est généralement faite selon la deuxième approche. La réglementation imposant le respect des limites est basée sur le concept de la dose efficace, grandeur relative au corps humain. Grandeurs de protection et grandeurs opérationnelles peuvent être reliées à des grandeurs radiométriques comme la fluence de particules ou dosimétriques comme le kerma, la dose absorbée ou encore entre elles par le biais des coefficients de conversion, comme le montre la figure 2.

Les grandeurs opérationnelles actuellement utilisées pour l'**étalonnage** des dosimètres ont été à l'origine définies en 1985 pour être compatibles avec les grandeurs de la publication n°26 de l'ICRP (ICRP, 1977). Depuis, l'ICRU a publié de nouveaux calculs concernant ses grandeurs en introduisant des données physiques récentes avec la révision de la relation Q-L de la publication n°60 de l'ICRP (rapport n°47 de l'ICRU, 1992) pour les photons et les électrons. De nouveaux pouvoirs de ralentissement pour les protons et les particules alpha (rapport n°49 de l'ICRU, 1993) ont conduit à une révision des coefficients de conversion pour les neutrons (publication n°74 de l'ICRP, rapport n°57 de l'ICRU).

La compatibilité des grandeurs opérationnelles (H_{op}) avec les nouvelles grandeurs de protection de la publication n°60 de l'ICRP (H_{prot}) suivant le principe général :

$$H_{prot} \leq H_{op}$$

a été étudié par un groupe de travail ICRP/ICRU. Les figures 2 et 3 issues de la **publication n°74 de l'ICRP** (ICRP, 1996) montrent quelques exemples de calculs de conversion entre les jeux de grandeurs pour les photons (Fig. 3) et les électrons (Fig. 4).

Le groupe de travail indique dans sa conclusion que dans la plupart des situations réellement rencontrées, les grandeurs opérationnelles définies par l'ICRU en 1985 constituent toujours une **base satisfaisante** pour les mesures de protection radiologique relativement à une irradiation externe en photon ou électron, ceci malgré tous les changements dans les deux jeux de grandeurs. La surestimation est typiquement de 20 % ou plus, quelle que soit la géométrie d'irradiation.

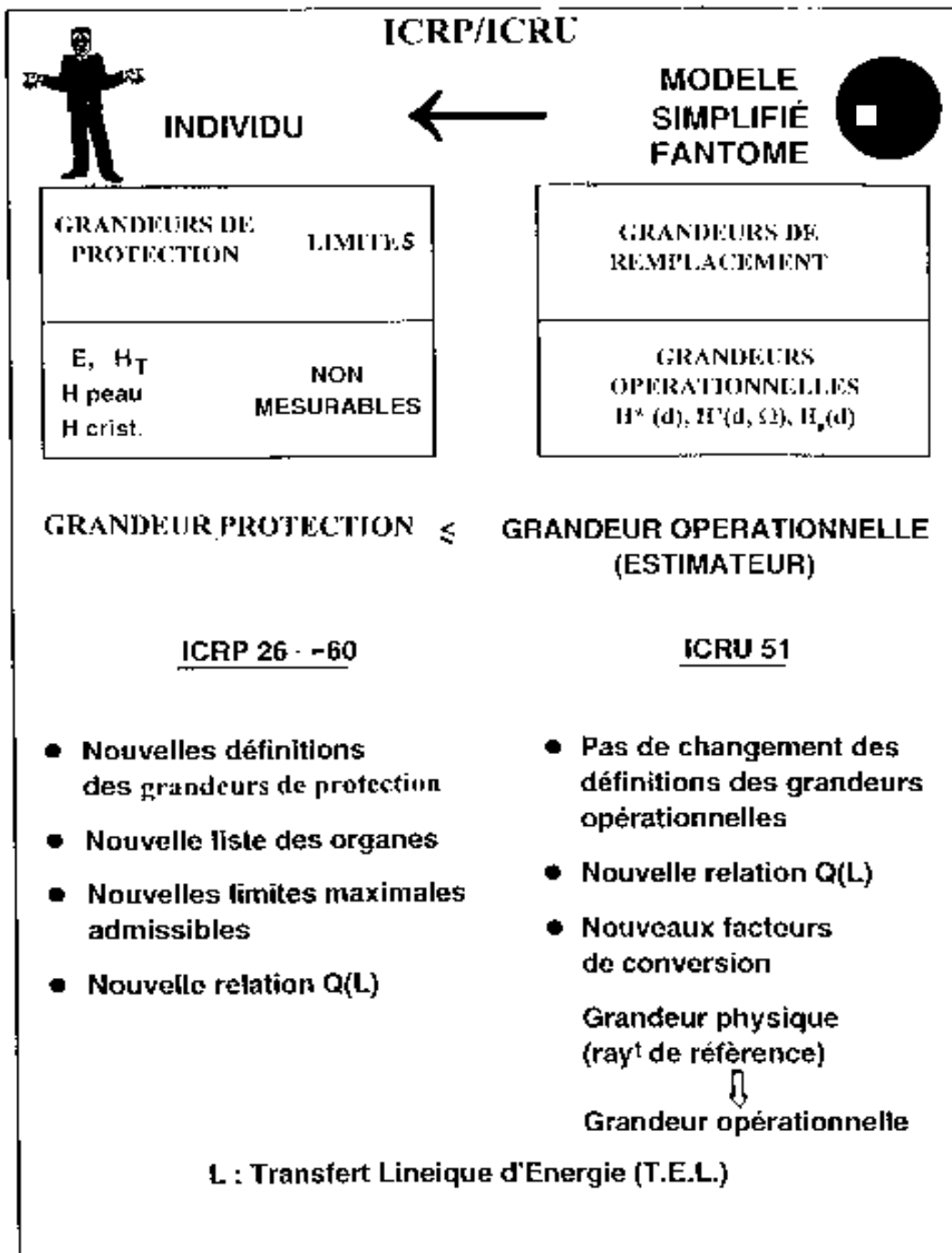


Fig. 2 – Estimation des grandeurs de protection de l'ICRP par les grandeurs opérationnelles de l'ICRU (d'après J.L. Chartier)

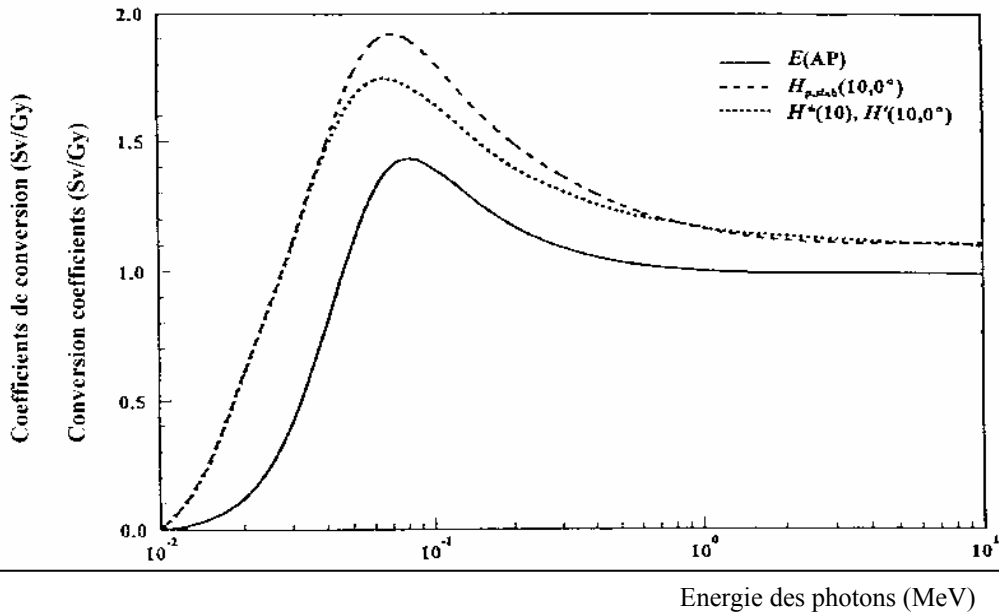


Fig. 3 – Coefficients de conversion du kerma dans l'air en grandeurs opérationnelles et en dose efficace en fonction de l'énergie des photons (géométrie d'irradiation AP) d'après la publication n°74 de l'ICRP (1996)

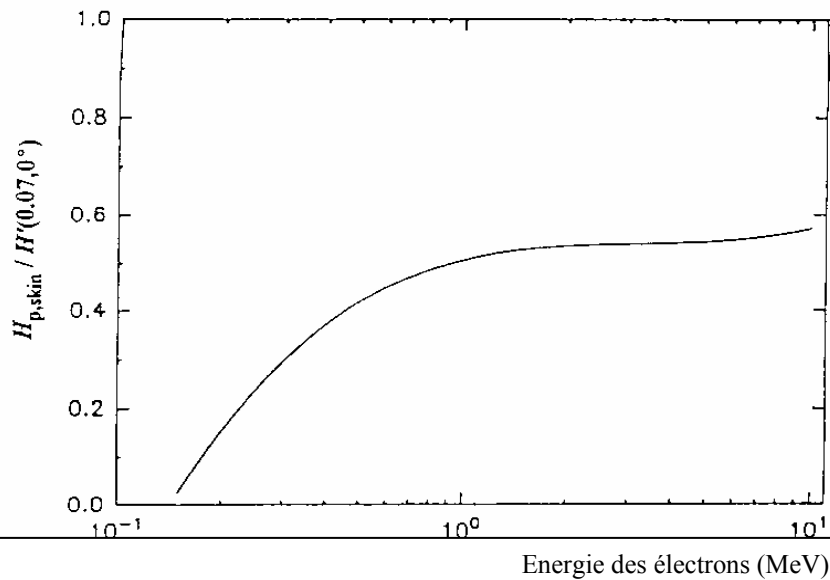


Fig. 4 - Rapport entre la dose équivalente à la peau et l'équivalent de dose directionnel ($H'(0,07;0^\circ) \approx H_p(0,07)$) en fonction de l'énergie des électrons, d'après la publication de l'ICRP n°74 (1996)

III. CARACTERISTIQUES DES INSTRUMENTS DE RADIOPROTECTION REQUISES EN DOSIMETRIE

La qualité d'un instrument de radioprotection réside dans sa capacité à répondre correctement aux grandeurs opérationnelles $H^*(d)$ et $H'(d, \Omega)$ définies pour les instruments de mesure d'ambiance et $H_p(d)$ pour les dosimètres individuels.

Dans le tableau I, pour les 2 catégories d'instruments et les différents rayonnements utilisés, pénétrants ou peu pénétrants, sont indiquées la quantité dosimétrique mesurée, fonction de l'étalonnage, et la grandeur opérationnelle considérée, issue de la conversion par un facteur approprié. Pour chacune de ces grandeurs, les réponses angulaire et énergétique de l'instrument sont rigoureusement étudiées.

Rappelons que la réponse d'un instrument est l'indication de la valeur de la quantité mesurée.

Dans le tableau I, compte tenu de la définition des différents équivalents de dose, la réponse angulaire de l'instrument doit être **isotrope** pour $H^*(10)$ c'est-à-dire que sa lecture doit être indépendante de la direction du rayonnement incident, non isotrope pour les autres équivalents de dose ou encore **isodirectionnelle** si la lecture varie avec la direction du rayonnement incident suivant la quantité opérationnelle considérée.

<i>Instrument</i>	<i>Pouvoir du rayonnement</i>	<i>Equivalent de dose</i>	<i>Réponse angulaire</i>	<i>Type de rayonnement</i>	<i>Grandeur Primaire</i>
Mesure d'ambiance (hors fantôme)	Pénétrant	$H^*(10)$ (ambiant)	Isotrope	Photon Electron Neutron	Kerma dans l'air Fluence Fluence
	Peu pénétrant	$H'(0,07)$ (directionnel)	Isodirectionnelle	Photon Electron Neutron Bêta	Kerma dans l'air Fluence Fluence Dose dans l'air ou le tissu, ou activité de la source
Dosimètre individuel	Pénétrant	$H_p(0,07)$ (individuel)	Isodirectionnelle	Photon Electron Neutron	Kerma dans l'air Fluence Fluence
	Peu pénétrant	$H_p(0,07)$ et $H_p(3)$	Isodirectionnelle	Photon Electron Neutron Bêta	Kerma dans l'air Fluence Fluence Dose dans l'air ou le tissu, ou activité de la source

Tableau I : Données sur les fonctions de conversion (d'après le rapport n°43 de l'ICRU, 1988)

En dosimétrie individuelle, l'IEC (International Electrotechnical Commission) recommande pour les photons que le rapport entre une lecture à un angle α et une lecture $\alpha = 0^\circ$ pour des angles allant de $+75^\circ$ à -75° soit au plus de $\pm 20\%$ à l'énergie du ^{137}Cs (662 keV) et de $\pm 50\%$ à l'énergie de l' ^{241}Am (60 keV).

En ce qui concerne la réponse en énergie, le tableau II donne les normes fixant les spécifications relatives aux dosimètres individuels passifs et actifs (d'après A. Rannou et al.).

Dosimètres	Photographiques (20 keV – 9 MeV)	Thermoluminescents dosimétrie individuelle	Electroniques
Norme	ISO 1757	CEI-ISO 1066	CEI 1283 (X, γ , β) et CEI 1323 (n) – 1995 CEI 1525 (X, γ , β et n) 1997
Réponse au débit de dose			< 20 % jusqu'à 1 Sv/h (¹³⁷ Cs pour les photons, ²⁴¹ Am-Be ou ²⁵² Cf pour les neutrons)
Réponse en énergie	$\pm 35\%$ pour les photons entre 20 keV et 1,2 MeV	$\pm 30\%$ entre 15 keV et 3 MeV pour les photons $\pm 30\%$ entre 50 keV et 3 MeV pour les rayonnements β	$\pm 30\%$ entre 50 keV et 1,5 MeV par rapport au ¹³⁷ Cs pour les photons, -50%,+100% pour 6 MeV (test uniquement sur site réacteur) $\pm 50\%$ pour les neutrons entre 100 keV et 15 MeV
Réponse angulaire	$\pm 30\%$ pour angles 0°, $\pm 30^\circ$, $\pm 45^\circ$, $\pm 60^\circ$ et aux énergies 58 keV ou ²⁴¹ Am et γ du ¹³⁷ Cs ou ⁶⁰ Co	15% pour les angles 0°, $\pm 20^\circ$, $\pm 40^\circ$, $\pm 60^\circ$ et pour les photons de 60 \pm 5 keV	Entre 0° et $\pm 75^\circ$: $\pm 20\%$ pour ¹³⁷ Cs $\pm 50\%$ pour ²⁴¹ Am $\pm 30\%$ pour ²⁴¹ Am-Be ou ²⁵² Cf

Tableau II : Normes internationales fixant les spécifications relatives aux dosimètres individuels (d'après A. Rannou et al.)

Plusieurs dosimètres mesurent l'équivalent de dose dans les tissus adjacents au port du badge à 0,07, 3 et 10 mm de profondeur. Les dosimètres thermoluminescents qui sont de bons "équivalents-tissu" pour les photons ont des réponses angulaire et en énergie proches de l'idéal grâce à l'adjonction de filtres. Leur volume sensible est cependant encore trop épais pour la dosimétrie bêta. Malgré quelques détecteurs spécifiques (ultra-minces ou dopés au carbone), leur utilisation en dosimétrie bêta est réservée aux énergies élevées (par exemple, ⁹⁰Sr-⁹⁰Y). Les films photographiques avec filtres sont toujours utilisés bien qu'étant de mauvais « équivalents-tissu ». L'indépendance énergétique pour différents angles d'incidence est en général difficile à assurer surtout aux basses énergies pour les photons.

En dosimétrie de zone pour les photons, les instruments de mesure d'ambiance qui posent des problèmes de sensibilité excessive au-dessous de 100 keV en terme d'exposition ou de kerma varient moins fortement en fonction de l'énergie pour la mesure de $H^*(10)$. Cette conversion heureuse en équivalent de dose permet à beaucoup d'instruments mesurant l'exposition ou le kerma de déterminer $H^*(10)$ par un simple changement d'échelle pour passer des anciennes grandeurs et unités aux nouvelles.

Pour le rayonnement bêta, l'instrument le plus utilisé en métrologie est la chambre à extrapolation qui présente une réponse quasi isodirectionnelle relativement à $H^*(0,07,\Omega)$.

La dosimétrie des neutrons constitue un chapitre à part entière qui dépasse le cadre de cet exposé.

La dosimétrie opérationnelle est généralement associée à la dosimétrie active, comme décrite dans l'arrêté du 23 mars 1999, au service des principes d'optimisation et de limitation en radioprotection. Les dosimètres électroniques (diodes silicium) règnent en maître pour les photons. Malgré ses petites dimensions, le détecteur présente une bonne sensibilité. Par contre le silicium n'est pas un bon « équivalent-tissu » compte tenu de son numéro atomique relativement faible. En dosimétrie individuelle, ils sont étalonnés en $H_p(d)$, leur réponse entre dans les limites de variation autorisées par la norme CEI à partir de 60 keV jusqu'à 3 MeV. Notons que certains dosimètres sont munis d'une diode supplémentaire pour permettre la mesure de $H_p(0,07)$ à partir d'une énergie de l'ordre de 15 à 20 keV.

IV. L'ETALONNAGE : GRANDEURS DE REFERENCE ET PROCEDURES ASSOCIEES

On entend par étalonnage d'un instrument, la détermination du **facteur d'étalonnage** N par lequel on multiplie la lecture de l'instrument pour obtenir l'équivalent de dose désiré :

$$N = H / M$$

où M est la lecture de l'instrument dans un champ de référence où l'équivalent de dose est connu.

Pour bien étalonner un instrument, il faut étudier sa réponse angulaire, spectrale et la manière dont elle dépend d'autres paramètres. L'ensemble des procédures à accomplir et les caractéristiques requises apparaissent dans les normes IEC et ISO qui définissent également les champs de référence appropriés pour réaliser ces étalonnages (photon, électron, neutron).

A l'heure actuelle, les laboratoires de métrologie utilisent encore les quantités primaires du tableau I : **kerma dans l'air, fluence, dose absorbée dans l'air ou le tissu, activité de la source**, comme **grandeurs de référence** et transforment ces données en grandeurs opérationnelles par l'intermédiaire de facteurs de conversion calculés, que l'on trouve dans les rapports 47 et 57 de l'ICRU et la publication n°74 de l'ICRP.

La procédure pour les dosimètres d'ambiance bêta est différente de celle des photons et des neutrons puisqu'elle n'utilise pas de facteurs de conversion calculés. Les dosimètres sont étalonnés en terme de dose absorbée sous 7 mg.cm^{-2} de matériau « équivalent-tissu ». Cette mesure est équivalente à celle de $H'(0,07)$ avec un facteur de qualité égal à 1.

L'étalonnage des **dosimètres individuels** se fait en présence d'un **fantôme adéquat** qui reproduit le rayonnement diffusé par le corps de l'individu, contribution intégrée dans la définition de $H_p(d)$.

Pour les photons, le facteur d'étalonnage de beaucoup d'instruments est relativement indépendant de l'énergie. La procédure d'étalonnage est complexe, plusieurs méthodes sont utilisées pour réduire l'incertitude sur le facteur d'étalonnage (normes ISO). Pour obtenir une précision de mesure de 30 %, il faut réaliser un étalonnage de l'instrument avec une précision inférieure à 10 % ce qui implique des références connues à moins de 5 %.

Le rapport n° 47 de l'ICRU recommande le fantôme PMMA de 30 cm x 30 cm x 15 cm dont la masse est proche de la sphère ICRU et dont les caractéristiques de rétrodiffusion sont proches de celles du corps humain.

V. DOSIMETRIE DES NEUTRONS

Problématique :

L'évaluation des doses reçues par les individus exposés à des neutrons constitue un problème spécifique de protection radiologique. Ce problème est lié à la nature même des neutrons produits, à leurs effets biologiques et à la présence d'un champ mixte constitué à la fois de rayonnements neutroniques et de rayonnements γ , dans des proportions parfois très différentes. L'instrumentation développée est complexe, particulière et non universelle, elle est souvent constituée d'une combinaison de détecteurs pour couvrir l'ensemble du problème qui avant d'être « dosimétrique » est « spectrométrique ». La Commission Internationale de Protection Radiologique a par ailleurs introduit dans son rapport numéro 60 (ICRP, 1991) de nouveaux concepts en dosimétrie mais aussi un abaissement des limites maximales admissibles et une révision à la hausse des facteurs de qualité des neutrons, utilisés pour la détermination des grandeurs opérationnelles de l'ICRU et donc l'étalonnage des dosimètres. La correspondance entre les deux jeux de grandeurs définis n'est pas aussi bonne que pour les photons en vertu de la différence conceptuelle entre le facteur de pondération radiologique W_R utilisé par l'ICRP et le facteur de qualité Q utilisé par l'ICRU.

Les neutrons sont principalement produits dans les ateliers de fabrication des éléments combustibles, les réacteurs nucléaires ou auprès des châteaux de transport. Les accélérateurs de particules produisent également des neutrons par réaction nucléaire sur des cibles. L'origine des neutrons peut être encore cosmique. En radioprotection, les énergies détectées s'étendent de 10^{-3} eV à 10^8 eV et les équivalents de dose sont compris entre quelques dixièmes de mSv et quelques mSv (hors accident de criticité). Ces champs de neutrons génèrent des spectres complexes de particules chargées secondaires interagissant avec le tissu biologique avec une efficacité biologique supérieure à celle des photons, dépendant de l'énergie des neutrons. La surveillance radiologique des travailleurs en vertu du respect des limites de dose réglementaires en terme de dose efficace est donc délicate.

Les facteurs W_R et W_T nécessaires au calcul de la dose efficace sont donnés dans le chapitre précédent (Publication 60 de l'ICRP). En ce qui concerne les neutrons, l'ICRP définit aussi une relation donnant une approximation de W_R , plus pratique à utiliser au niveau des calculs que la fonction en escalier :

$W_R(E_n) = 5 + 17 \exp[-(\ln(2E_n))^2/6]$ où E_n est l'énergie des neutrons en MeV.

La Commission a également modifié ses recommandations concernant la relation formelle entre le facteur de qualité $Q(L)$ et le transfert linéique d'énergie infini, L , afin de refléter les valeurs les plus élevées de l'efficacité biologique maximum relative pour les neutrons intermédiaires. Ces valeurs sont données dans la publication n°60 et sont nécessaires pour le calcul de l'équivalent de dose ambiant $H^*(10)$ ou de l'équivalent de dose individuel $H_p(10)$. Plusieurs méthodes sont possibles (figure 5).

- la méthode globale qui permet de convertir directement la fluence totale des neutrons en équivalent de dose par l'intermédiaire d'un coefficient expérimental
- les méthodes spectrométriques faisant intervenir soit une matrice de coefficients de conversion expérimentaux appliqués à la fluence différentielle intégrée sur l'ensemble du spectre, soit le facteur de qualité $Q(L)$ d'après la distribution des transferts linéiques du champ de rayonnements.

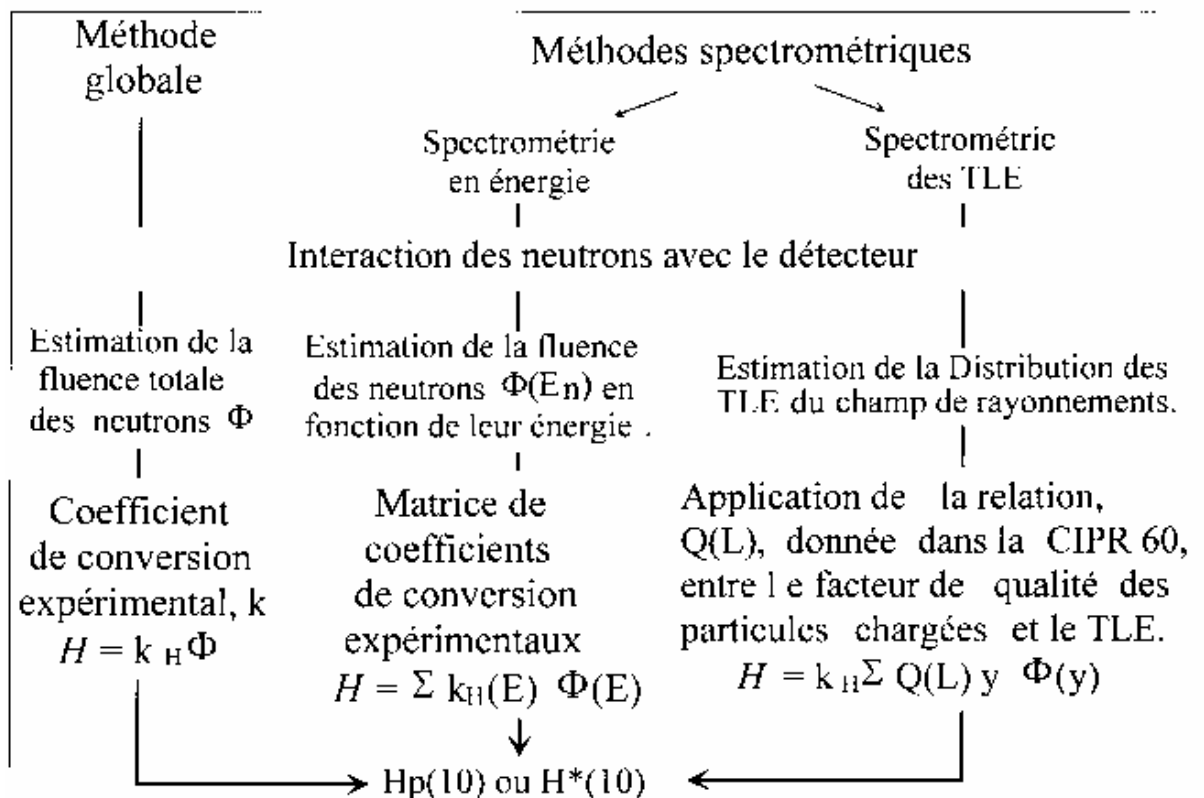


Fig. 5 Méthodes d'évaluation de l'équivalent de dose individuel ou de l'équivalent de dose ambiant (d'après Bordy)

Pour le calcul de la dose efficace E , les valeurs de W_R utilisées sont déterminées par les caractéristiques du rayonnement incident sur les organes (ou le tissu) et appliquées à la dose absorbée moyenne dans les organes considérés. Les mêmes valeurs de W_R sont utilisées, que les organes soient profonds ou superficiels, ou encore, quelles que soient les modifications spectrales du champ de rayonnement avant d'atteindre les organes. Cette simplification engendre une certaine instabilité entre les grandeurs de protection et les grandeurs opérationnelles comme le montre la figure 6.

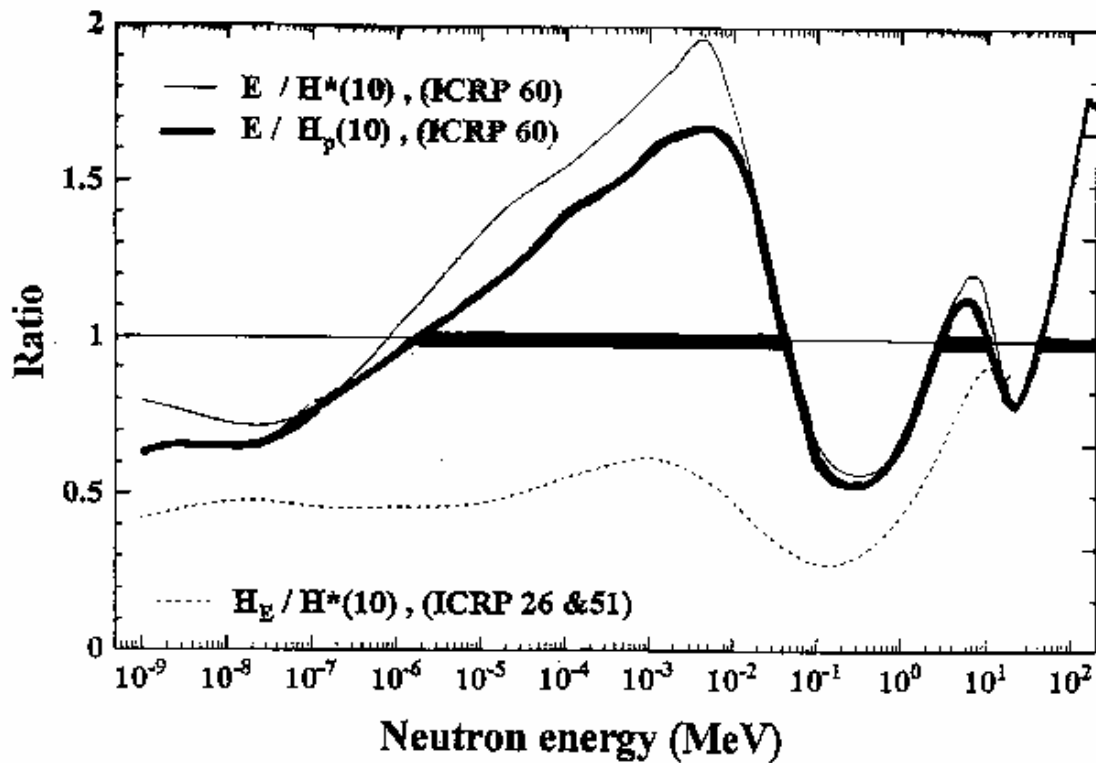


Fig. 6 Rapports $E/H^*(10)$ et $E/H_p,slab(10)$ pour la géométrie d'irradiation Antéro Postérieur (d'après ICRU 57 Fig.57)

Plusieurs zones énergétiques sont caractérisées par une substantielle sous-estimation de la grandeur opérationnelle par rapport à la dose efficace, au-dessous de 50 keV et aux énergies supérieures à 30 MeV, touchant les activités auprès des accélérateurs ou encore celle des vols spatiaux ou de haute altitude.

Cependant, pour juger des performances de l'estimateur c'est à dire la grandeur opérationnelle ou grandeur de remplacement par rapport à la dose efficace : $H \geq E$, une réponse correcte ne peut être faite sans prendre en compte le spectre total des neutrons. En général, cette condition est satisfaite pour de nombreux cas usuels rencontrés, en particulier, les installations du cycle du combustible comme le démontre la figure 7 pour la dosimétrie individuelle (d'après Chartier, 1998).

$H^*(10)$ apparaît donc comme un relativement bon estimateur de la dose efficace à l'exception des faibles (<10 keV) et hautes énergies, $H_p(10)$ également pour différentes géométries d'irradiation sauf dans le cas où la personne serait irradiée de dos, la dose efficace serait alors sous estimée.

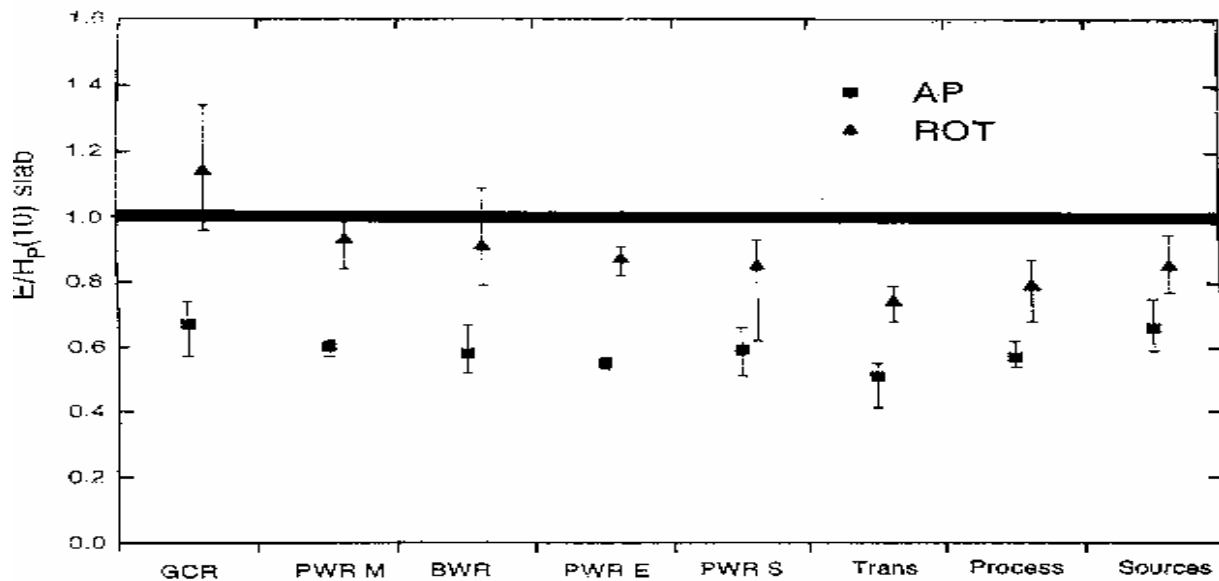


Fig. 7 Rapport $E/H_p(10)$ slab pour différents spectres « réalistes » de neutrons (d'après Chartier,1998)

L'ICRP Publication 74 (1996) et l'ICRU Report 57 (1998) contiennent les résultats relatifs aux photons, aux neutrons et aux électrons en ce qui concerne les relations entre les grandeurs physiques de base (fluence, kerma, dose absorbée), les grandeurs de protection (via les coefficients W_R et W_T sur des fantômes anthropomorphes) et les grandeurs opérationnelles (via $Q(L)$ sur fantôme ICRU). On trouve en particulier dans ces publications, les valeurs numériques des coefficients de conversion pour les rayonnements monoénergétiques. Dans le cas d'un spectre « large » de rayonnement, il est recommandé de déterminer le coefficient de conversion moyen relatif au spectre concerné à l'aide d'une interpolation par la méthode « des 4 points de Lagrange ».

Surveillance de l'environnement et dosimétrie individuelle :

La surveillance dosimétrique des travailleurs repose, en pratique, soit sur une surveillance des postes de travail soit sur la mesure au niveau individuel.

Pour la surveillance de l'environnement en routine, les « rem-compteurs » les sievert-compteurs aujourd'hui ont pratiquement résolu le problème de mesurer des débits d'équivalent de dose sans beaucoup d'information sur les spectres de neutrons. Le dosimètre idéal comporte une réponse en fluence isotrope, avec une dépendance en fonction de l'énergie semblable à celle du coefficient de conversion fluence-équivalent de dose ambiant (figure 8 d'après ICRU 57 Fig.31). Les compteurs proportionnels remplissent relativement convenablement cette condition. Les compteurs à ^3He utilisant la réaction de capture non radiative (n,p) sont les plus utilisés car sensibles aux neutrons thermiques (section efficace de 5000 barns) et aux neutrons rapides s'ils sont enveloppés dans une sphère modératrice de polyéthylène qui thermalise les neutrons. L'adjonction de cadmium permet d'ajuster la réponse pour approcher la courbe de conversion fluence – équivalent de dose. Des compteurs à protons de recul sont également utilisés. Ils sont fondés sur la réaction de collision élastique sur l'hydrogène de l'enveloppe du compteur. Le gaz de remplissage peut être un gaz équivalent-tissu. Sensibles aux photons, ces compteurs ne détectent que les neutrons d'énergies supérieures à quelques keV. Cette réaction (protons de recul) est aussi utilisée avec des scintillateurs organiques (NE213) en solution dans du styrène.

Les compteurs proportionnels équivalents tissu (CPET) sont utilisés en microdosimétrie pour mesurer le transfert linéique d'énergie des neutrons par simulation des dépôts d'énergie produits par le ralentissement des particules chargées à l'échelle des structures biologiques (cavité de Bragg-Gray).

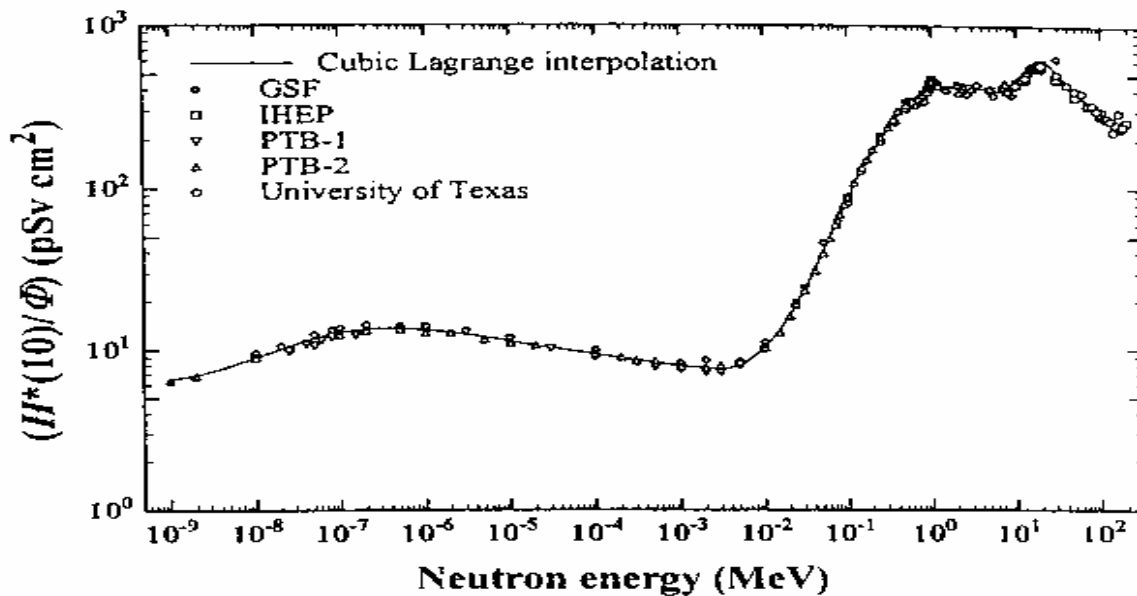


Fig. 8 Coefficients de conversion de référence fluence – équivalent de dose ambiant calculés par différentes institutions

Les dosimètres individuels sont souvent classés en 2 catégories, les « passifs » et les « actifs ». Le tableau III (Griffith, 1992) résume les caractéristiques des techniques passives les plus couramment employées et décrites par Rannou (1999).

	Albédo (TLD)	Détecteurs à bulles	CR-39 (DST)	Film NTA
Réponse en énergie	médiocre	très bonne	bonne	acceptable
LID (mSv)	0,005-0,2	0,005-0,2	0,02-0,3	0,3-0,8
LSD (mSv)	>100	1-10	>50	>100
Réponse photon	oui	non	non	oui, un peu
Coût détecteur	modéré	élevé	faible	faible
Sensibilité à l'environnement	très faible	Température et chocs	très faible	faible
Facilité de lecture	excellente	bonne	bonne	fastidieuse

Tableau III : Caractéristiques des dosimètres individuels neutrons passifs les plus courants avec les limites inférieure de détection (LID) et supérieure de détection (LSD) (Griffith,1992)

Le dosimètre à albedo est basé sur l'utilisation d'un couple de détecteurs thermoluminescents : le ⁶Li sensible aux neutrons de basse énergie (thermalisés par le corps humain, effet albedo) grâce à une réaction (n,α) et le ⁷Li sensible aux photons et peu sensible aux neutrons. La réponse de ce dosimètre

décroît très rapidement au-delà de 10 keV environ et son facteur d'étalonnage n'est valable que pour une installation donnée.

Les détecteurs solides de traces, insensibles aux électrons (donc aux photons) sont sensibles aux particules alpha, aux ions lourds et aux fragments de fission issus de réactions avec les neutrons. Ces particules génèrent des traces latentes dans un diélectrique minéral ou organique, révélées chimiquement et dénombrées par comptage au microscope. La réaction (n,p) permet de détecter des neutrons au-dessus de 50 keV et la réaction (n, α) permet la mesure des neutrons thermiques. La réponse angulaire de ces dosimètres s'écarte un peu de la norme.

Les émulsions photographiques nucléaires détectent les protons de recul issus de la réaction (n,p) avec l'hydrogène présent dans le matériau pour des neutrons rapides d'énergie supérieure à 1 MeV environ.

Les dosimètres à bulles contiennent de fines gouttelettes de fréon dispersées dans un gel polymère transparent. L'énergie libérée lors des interactions des neutrons provoque la vaporisation des gouttelettes, comptables à l'œil nu. Il existe deux types de dosimètres, un pour les neutrons thermiques, un pour les neutrons intermédiaires et rapides.

Cette liste n'est pas exhaustive, il manque entre autres les détecteurs à activation (dosimètres individuels et dosimètres de zone) utilisés pour la dosimétrie des neutrons en cas d'accident de criticité caractérisé par l'émission initiale d'un champ de rayonnement mixte (n, γ) intense et de courte durée. Différentes cibles métalliques sont activées pour couvrir l'étendue du spectre, en particulier des cibles d'or et de cuivre pour les neutrons thermiques, d'indium et de soufre pour les neutrons rapides. La mesure par comptages (spectrométrie γ,β) de l'activité induite de l'élément formé permet d'évaluer la fluence neutronique intégrée. Ces détecteurs sont insensibles aux gammas, ils permettent d'évaluer grossièrement la distribution en énergie des neutrons, la fluence des neutrons et l'équivalent de dose par le biais des facteurs de conversion. Le tableau IV donne les caractéristiques nucléaires des radioéléments formés dans le dosimètre criticité de zone (SNAC 2) utilisé au CEA. On retrouve ces éléments au niveau de la ceinture de criticité portée par le personnel exposé à ce risque.

Elément	Isotope mesuré	Energie gamma (MeV)	I %	Période
Magnésium	24Na	1,368	100	14,96 h
Nickel	58Co	0,810	99,4	70,8 j
Indium	115mIn	0,336	45,9	4,48 h
Cuivre	64Cu	0,511	36,2	12,7 h
Or	198Au	0,412	95,6	2,69 j
Ebonite (soufre)	32P	E β max=1,71 MeV	100	14,28 j

Tableau IV : Caractéristiques nucléaires des radioéléments formés dans le dosimètre criticité SNAC 2 (de Choudens, 1997).

La dosimétrie individuelle active fait appel à l'électronique et à l'utilisation de diodes silicium en particulier. Plusieurs études ont été menées pour trouver un système répondant aux cahier des charges, avec une ou plusieurs diodes (méthode différentielle). L'un des dosimètres sur le marché comporte une diode unique (jonction PN) avec un système d'analyse des temps de montée des impulsions pour discriminer les photons et les neutrons (Bordy, 1997). La diode est précédée d'un convertisseur en polyéthylène dopé en bore 10 permettant la détection des neutrons thermiques et rapides jusqu'à 15 MeV. Sa gamme de mesure s'étend de 1 μ Sv à 10 Sv pour un débit d'équivalent de dose compris entre 10 μ Sv/h et 1 Sv/h. Conformément à la norme, la variation de la réponse en énergie est de +/- 50 % sur toute la gamme d'énergie (voir figure 9) et la variation de la réponse angulaire (source Am-Be) est de +/- 30 % entre - 75° et + 75°. La sensibilité aux photons d'un tel système, en Hp(10), est inférieure à 5 % (Lahaye, 2000).

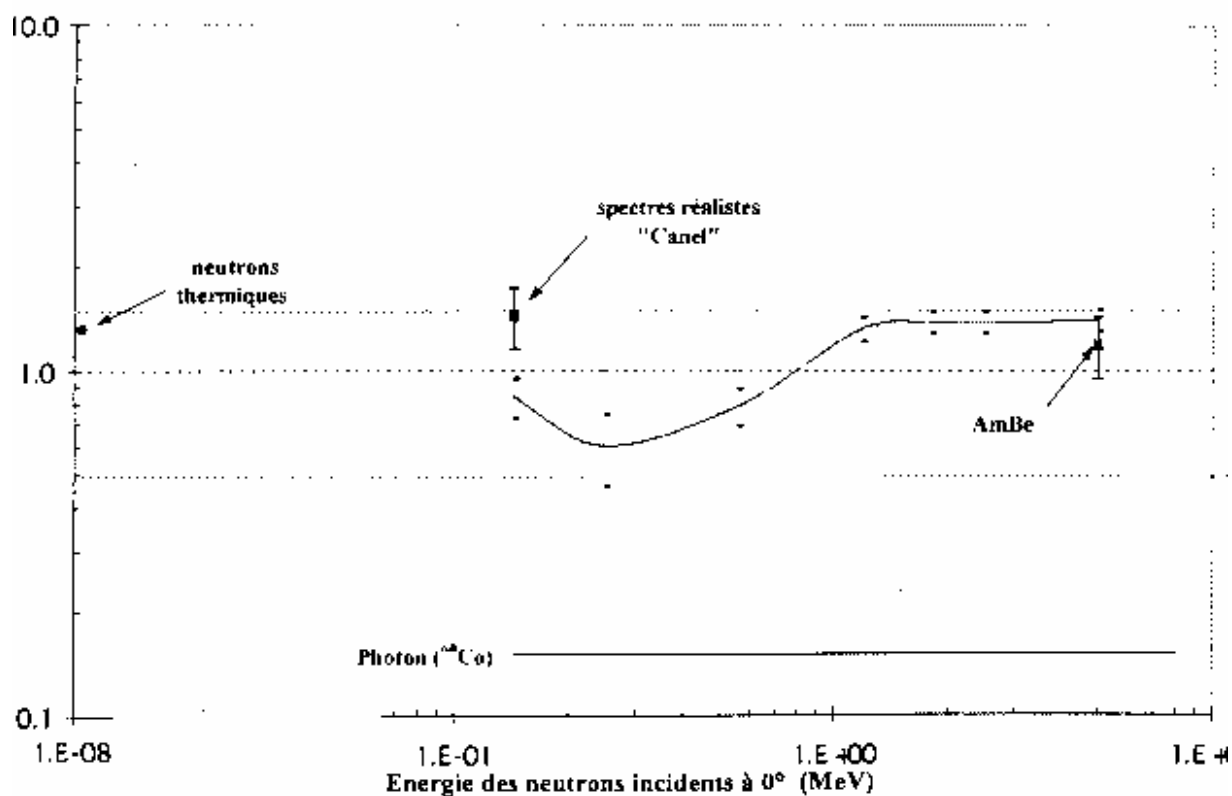


Fig. 9 Réponse du prototype Saphydose-n en fonction de Hp(10)

Une revue des dosimètres passifs et actifs individuels a été publiée par Alberts et al (1996). Cet article met l'accent sur l'importance de l'étalonnage de tels dosimètres dans des champs neutroniques de référence.

Etalonnage des dosimètres, spectrométrie des neutrons :

L'étalonnage d'un dosimètre se fait depuis 1985 en fonction de la valeur $H^*(10)$ ou $Hp(10)$ selon des procédures parfaitement normalisées par l'ISO dans des champs de référence (ISO,1989). Les dosimètres d'ambiance sont étalonnés dans l'air, les dosimètres individuels sur fantôme en utilisant les sources à spectre large (Am-Be, Am-B, ^{252}Cf ou ^{252}Cf modérée par D_2O) et les spectres réalistes recommandés par l'ISO. Ces derniers récemment introduits permettent d'étalonner le dosimètre avec des spectres en énergie simulant ceux rencontrés aux postes de travail dans différentes installations (Chartier et al,1997, Paul,1997). La figure 10 présente l'installation « CANEL » conçue et mise au point à l'Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire pour fabriquer des spectres modulaires, réalistes (figure 10). Compte tenu de la dépendance inéluctable de la réponse des dosimètres en fonction de l'énergie et de l'angle, cette solution permet d'affecter au dosimètre un coefficient d'étalonnage acceptable propre à certaines situations radiologiques faisant apparaître généralement un spectre dégradé par des protections biologiques. Cette approche nécessite, d'une part la connaissance des courbes de réponse en énergie des systèmes dosimétriques mesurée dans des champs de référence de neutrons monoénergétiques, d'autre part, une caractérisation des spectres par plusieurs méthodes spectrométriques, aux postes de travail et dans le laboratoire d'étalonnage pour valider les spectres réalistes simulés.

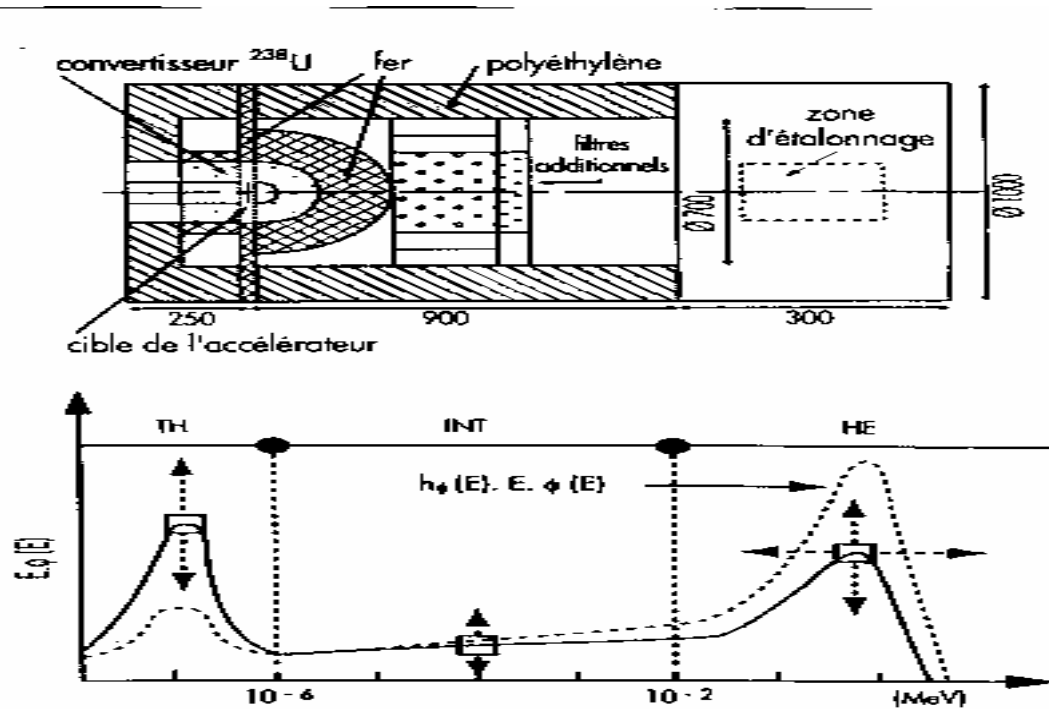


Fig. 10 a) Dispositif d'étalonnage à spectres larges de neutrons (CANEL) de l'IRSN, b) modèle de spectre réaliste

Les dosimètres n'étant pas parfaits, la caractérisation spectrale en énergie des champs de rayonnement aux postes de travail, grâce à des moyens de spectrométrie opérationnelle est un préalable indispensable à leurs étalonnages.

La spectrométrie permet de caractériser un champ de rayonnement en terme de distribution en énergie, elle fait appel généralement à plusieurs techniques pour couvrir l'ensemble du spectre à mesurer. Ces techniques sont décrites précisément dans un article de synthèse rédigé par Alevra (Alevra, 1999). Les deux principales sont la spectrométrie par protons de recul et la spectrométrie par sphères de Bonner.

La spectrométrie par protons de recul emploie essentiellement des compteurs proportionnels gazeux (CH_4 et H_2) et des scintillateurs organiques tels que le NE213. La restitution du spectre de fluence en énergie de fait par l'intermédiaire d'un code de déconvolution à partir de la distribution des hauteurs d'impulsion. Le domaine couvert par cette technique se situe entre environ 100 keV et 2 MeV.

La spectrométrie par sphères de Bonner permet de couvrir une gamme d'énergies plus large, des neutrons thermiques jusqu'à 20 MeV mais avec une moins bonne résolution en énergie. Ce système « multisphères » se compose de détecteurs proportionnels (^3He ou BF_3) placés au centre de sphères modératrices en polyéthylène de différents diamètres et on recueille les comptages fournis par les 8 ou 9 sphères de différents diamètres (entre 2'' et 18''). A l'aide des fonctions de réponse en énergie de chaque sphère associée à son détecteur et d'un code matriciel de déconvolution des comptages, il est possible de remonter au spectre de neutrons incident en retenant la solution analytique la plus réaliste parmi différentes solutions mathématiquement possibles. Un exemple de spectre est donné, figure 11, il a été obtenu en associant ces différentes techniques spectrométriques.

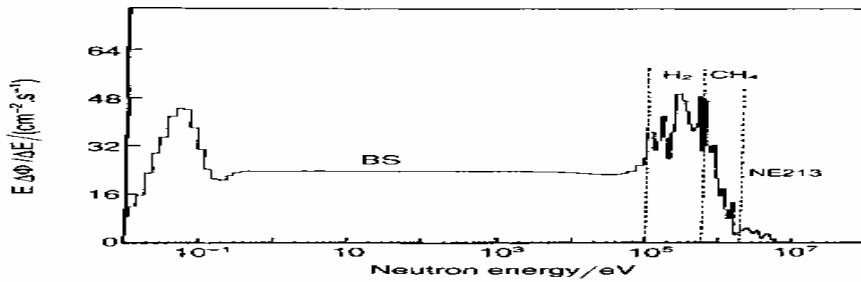


Fig. 11 Exemple d'un spectre de neutrons mesuré auprès d'un conteneur (Posny,1992)

D'autres techniques existent comme la mesure du temps de vol basée sur la relation liant la vitesse des neutrons et leur énergie. Elle consiste à mesurer le temps écoulé entre l'émission des neutrons à la source et leur détection. Elle a l'inconvénient de n'être applicable qu'aux champs de rayonnements pulsés. Les détecteurs à activation développés pour la dosimétrie de criticité et les chambres à fission (Uranium 235, 238, Neptunium 237) permettent également de faire de la spectrométrie en jouant sur les seuils en énergie correspondant aux sections efficaces d'activation et de fission.

Toutes ces mesures de spectrométrie ou de dosimétrie d'ambiance, individuelle comportent des incertitudes plus importantes que pour les photons. Une surestimation ou sous-estimation de l'équivalent de dose donc de la dose efficace d'un facteur 2 ou 3 n'est pas surprenante, en particulier pour les faibles valeurs rencontrées en radioprotection.

Références :

Arrêté du 23 mars 1999 précisant les règles de la dosimétrie externe des travailleurs affectés à des travaux sous rayonnements en application des articles 20 bis et 25-I du décret du 28 avril 1975 modifié et des articles 31 bis et 34-I du décret du 2 octobre 1986 modifié

Aubert B., Paul D., Sabattier R. (1997) – Dosimétrie du personnel en milieu hospitalier – Radioprotection Vol.32, n°2, pages 163 à 179

Barthe J. (1999) – Dosimètres, principes et performances – EPU INSTN/SFPH/IGR, INTN/Cadarache

Biau A., Basset A., Valero M. (1999) – La dosimétrie opérationnelle en milieu médical, besoins et moyens - EPU INSTN/SFPH/IGR, INTN/Cadarache

Blanc D. (1990) - Les Rayonnements Ionisants, détection, spectrométrie, dosimétrie. Masson, Paris

CEI - (Commission Electrotechnique Internationale) - 1525 (1996) Instrumentation pour la radioprotection – Rayonnement X, gamma et bêta d'énergie élevée, et neutroniques. Moniteur individuel à lecture direct d'équivalent de dose et/ou débit d'équivalent de dose

Chartier J.L. (1998) – Résultats des travaux du groupe de travail ICRP/ICRU sur les conséquences des recommandations de l'ICRP Publication 60 en dosimétrie des neutrons – Journées SFRP/SPT sur la dosimétrie des neutrons, INSTN/Cadarache

De Choudens H., Troesch G. (1997) - Radioprotection dans les installations nucléaires. Lavoisier TEC&DOC

Décrets n° 98-1185 et 98-1186 du 24 décembre 1998 modifiant le décret n°86-1103 du 2 octobre 1986 modifié relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants

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

Herbaut Y., Chemtob M., Chary J. (1995) – Aptitude des appareils de mesure de l'irradiation externe destinés à la surveillance des zones de travail ou à la dosimétrie individuelle à mesurer les nouvelles grandeurs opérationnelles – Cas des photons – Journées SFRP/ATSR sur l'instrumentation en radioprotection des travailleurs, INSTN/Saclay

ICRP - (International Commission on Radiological Protection) - Publication 26 (1977) Recommendations of the ICRP, Ann. ICRP 1 (3).

ICRP – Publication 60 (1991) Recommendations, Ann. ICRP 21 (1-3).

ICRP – Publication 74 (1996) Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation, Ann. ICRP 26 (3-4).

ICRU - (International Commission on Radiation Units and Measurements) Rapport 39 (1985) Détermination des Equivalents de Dose dus aux sources externes de Rayonnement, Pergamon Press, Oxford.

ICRU - Rapport 43 (1988) - Determination of Dose Equivalents from External Radiation Sources, Part 2, Pergamon Press, Oxford.

ICRU – Rapport 47 (1992) - Measurement of Dose Equivalents from External Photon and Electron Radiations, Pergamon Press, Oxford.

ICRU – Rapport 51 (1993) - Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry, Pergamon Press, Oxford.

ICRU – Rapport 74 (1998) - Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation, Pergamon Press, Oxford.

ISO - (International Standards Organization) - 8963 (1988) Dosimetry of X and gamma reference radiations for radiation protection over the energy range from 8 keV to 1,3 MeV

ISO - 4037 (1992) X and gamma reference radiations for calibrating dosimeters and dose ratemeters and for determining their response as a function of photon energy, Part 1 et 2

ISO - 6980 (1992) Reference beta radiations for calibrating dosimeters and doserate meters and for determining their response as a function of beta radiation energy

Lirsac P.N., Ammerich M., Nolibé D. (1999) – Bases biologiques de la radioprotection - EPU INSTN/SFPH/IGR, INTN/Cadarache

Portal G. (1989) Communication personnelle.

Rannou A, Barthe J, Aubert B, Bregeon B., Champlong J., Colson P., Espagnan M., Herbaut Y., Thévenin J.C., Valero M. (1998) – Etat de l'art des techniques de dosimétrie individuelle et analyse des besoins – Radioprotection Vol.33, n°4, 405 - 433

Servière H. (1999) – Méthode d'étalonnage des dosimètres individuels actifs et passifs pour les rayonnements photoniques - EPU INSTN/SFPH/IGR, INTN/Cadarache

Thomas R.H. (1996) – Conversion coefficients for external radiations – Proceedings of International Congress on Radiation Protection, IRPA9 1-61/62

Alberts W.G., Bordy J.M., Chartier J.L., Jahr R., Klein H., Luszik-Bhadra, Posny F., Schuhmacher H., Siebert B.R.L. (1996) Neutron Dosimetry, Radioprotection, 31, n°1, pp.37-65

Alevra A.V. (1999) Neutron Spectrometry, Radioprotection, 34, n°4, pp.305-333

Bordy J.M., Lahaye T., Landre F., Hoflack C., Lequin S., Barthe J. (1997) Single diode detector for individual neutron dosimetry using pulse shape analysis, 8^e symposium sur la dosimétrie des neutrons, 1995, Paris, Radiat. Prot. Dosim. 70, pp.73-78

Chartier J.L., Jansky B., Kluge H., Schraube H. and Wiegel B. (1997) Recent Developments in the Design, Realisation and Specification of Realistic Neutron Calibration Fields, 8^e symposium sur la dosimétrie des neutrons, 1995, Paris, Radiat. Prot. Dosim. 70, pp.305-312

Griffith R. (1992) Individual Neutron Monitoring – Needs for the Nineties, 7^e symposium on Neutron Dosimetry, 1991, Berlin, Radiat. Prot. Dosim. 44, pp.259-266

ICRU Rapport 57 (1998) Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation ; pergamon Press, Oxford.

ISO 8529 (1989) International Standardisation Organisation (ISO) Neutron reference radiation for calibrating neutron-measuring devices used for radiation protection purposes and for determining their response as a function of neutron energy. Genève : ISO

Lahaye T., D. Cutarella, S. Ménard, A. Rannou, T. Bolognese-Milsztajn (2000) Dosimètre individuel électronique pour les neutrons : Saphydose-n, Radioprotection, 35, n°2, 223-230

Paul D., Pelcot G. Itié C. (1997) Advances in Realistic Neutron spectra : Progress in fluence monitoring of the DD reaction, 8^e symposium sur la dosimétrie des neutrons, 1995, Paris, Radiat. Prot. Dosim. 70, pp.331-335

Posny F., Chartier J.L. and Buxerolle M. (1992) Neutron Spectrometry System for Radiation Protection : Measurements at Work Places and in Calibration Facilities, Radiat. Prot. Dosim., 44, n°1, pp.239-242

Rannou A. (1996) La dosimétrie des neutrons, journée EDF « Effets biologiques des neutrons : conséquences en radioprotection, Paris.