

**26. CAMPAGNES DE MESURES DE SPECTROMETRIE ET DE DOSIMETRIE NEUTRON
POUR L'ETALONNAGE DE DOSIMETRES INDIVIDUELS PGP-DIN
A DIFFERENTS POSTES DE TRAVAIL**

**H. MULLER, C. ITIE, B. ASSELINEAU, P. ALEXANDRE ET R. MEDIONI *
P.CROVISIER, P. VALIER-BRASIER ****

*** INSTITUT DE RADIOPROTECTION ET DE SURETE NUCLEAIRE
DEPARTEMENT DE PROTECTION DE LA SANTE DE L'HOMME ET DE DOSIMETRIE
*Service de Dosimétrie - Laboratoire d'études et de Recherches en Dosimétrie Externe
Centre d'Etudes de Fontenay-aux-Roses
BP n°6, 92265 - Fontenay-aux-Roses Cedex***

**** DIRECTION DES APPLICATIONS MILITAIRES
DEPARTEMENT DE SUPPORT TECHNIQUE ET ADMINISTRATIF
*Service de Protection contre les Rayonnements
Centre de Valduc
21120 – Is-sur-Tille***

Dans le cadre de la mise en application de recommandations décrites dans la publication 60 de la CIPR [1], le Service de Protection contre les Rayonnements (SPR) du CEA de Valduc doit déterminer les nouveaux coefficients d'étalonnage à affecter aux dosimètres individuels neutron PGP-DIN¹, afin de restituer correctement les doses engagées par les opérateurs séjournant à différents postes de travail. Ce service a fait appel au laboratoire LRDE (chargé des études et recherches en dosimétrie externe du service de dosimétrie SDOS de l'IPSN/DPHD) pour réaliser des mesures d'expertise en spectrométrie et dosimétrie des neutrons nécessaires à la détermination de ces coefficients. Les champs de radiations sont toutefois mixtes, présentant une composante neutronique et photonique. Outre les mesures demandées par le SPR, le SDOS/LRDE a procédé également à des mesures de débits d'équivalent de dose ambiant photon aux postes de travail considérés.

Ces mesures ont été effectuées au cours de deux campagnes successives : au total, 7 postes de travail ont été étudiés. L'emplacement des points a été décidé par le SPR en accord avec l'exploitant. Pour 4 de ces points, les résultats de spectrométrie obtenus ont été utilisés pour déterminer les nouveaux coefficients d'étalonnage à affecter aux dosimètres neutron PGP-DIN.

Les systèmes de mesures utilisés pour les deux campagnes étaient :

Pour la détermination de la composante neutronique

¹ Dosimètre thermoluminescent basé sur le principe de l'albédo, fourni et exploité par l'IPSN/LED

Trois remmètres (Berthold LB6411, Harwell N91 et Dineutron 31), trois types de dosimètres individuels à albédo utilisant des détecteurs thermoluminescents (${}^7\text{LiF}$ et ${}^6\text{LiF}$) et trois systèmes de spectrométrie ainsi qu'une modélisation :

- le système Multisphère permettant d'obtenir la distribution en énergie (entre 0,01 eV et 16 MeV) de la fluence, ainsi que l'équivalent de dose ambiant,
- le Rospec permettant de déterminer la distribution en énergie (entre 57 keV et 4,5 MeV) de la fluence, ainsi que l'équivalent de dose ambiant,
- le scintillateur liquide NE213 (détecteur à protons de recul) donnant la distribution en énergie (énergies comprises entre 2 et 20 MeV) de la fluence,
(A l'aide des deux derniers détecteurs, il est possible d'obtenir le spectre en énergie entre 57 keV à 20 MeV.)
- le code de calcul MCNP-4B.

Pour la détermination de la composante photonique

Trois radiamètres (FH40 GL10, Scintomat 6134A et Babyline) et un système de mesure photonique comportant deux détecteurs Geiger-Müller de sensibilité différente et dont les réponses en énergie légèrement différentes permettent, en plus de la mesure du débit d'équivalent de dose ambiant, une estimation approximative de l'énergie moyenne des photons.

Postes de travail expertisés

Deux points de mesures ont été réalisés dans une cellule utilisée pour entreposer de petites quantités de composés de plutonium entre les différentes phases de retraitement. Elle est constituée par des empilements d'alvéoles, à parois en acier doublées de plomb, séparés par des allées permettant l'accès des opérateurs (apport ou récupération de conteneurs de composés de plutonium).

Dans une cellule de retraitement, deux points ont été retenus : ils correspondent à la position occupée par un opérateur manipulant des produits dans une boîte à gants.

Les débits d'équivalent de dose ambiant neutron

Les résultats obtenus avec les différents instruments de mesures sont cohérents (les incertitudes relatives sont données avec un facteur d'élargissement $k=2$) [2]

L'écart maximum des résultats obtenus par rapport à la moyenne n'excède pas 10 %. L'écart maximum trouvé entre les remmètres est de 22%. De par sa conception (géométrie à deux sphères), le Dineutron peut poser des problèmes d'utilisation pour des mesures de sources ponctuelles (ex :

boîte à gants). Dans ce cas l'utilisateur de l'appareil doit s'assurer que les centres des deux sphères détectrices sont à égale distance du point source, et qu'une sphère ne masque pas l'autre. Un écart de 70% a été constaté pour les mesures effectuées près d'une boîte à gants en faisant varier, sur un même axe vertical, la position du Dineutron entre 130 cm et 150 cm. De ce fait, les résultats du Dineutron ont été exclus lors du calcul de la moyenne de l'équivalent de dose ambiant.

Les valeurs des équivalents de dose ambiants données par le système Multisphère et le Rospec associé au NE213 sont en parfait accord pour leurs domaines de mesure en énergie communs.

Les distributions en énergie de la fluence neutron

Les résultats montrent une assez bonne cohérence sur les distributions en énergie [2]. Les mesures à l'aide du spectromètre Rospec donnent une distribution en énergie de la fluence tout à fait comparable à celle d'un spectre de Pu-F₄ avec une énergie moyenne du pic rapide d'environ 1,5 MeV. Les mesures réalisés par le système Multisphère indiquent que la fluence des neutrons d'énergie inférieure à 57 keV représente, suivant les points de mesures, entre 45 et 50 % de la fluence totale. Toutefois, la contribution de ces neutrons ne représente que de 7 à 15 % de l'équivalent de dose ambiant total dû aux neutrons, selon le point de mesure considéré.

Les mesures de la composante photonique

Le débit d'équivalent de dose ambiant dû à la composante photonique représente, suivant le point de mesure considéré, entre 15% et 20% du débit d'équivalent de dose ambiant neutron.

Les incertitudes sur ces mesures sont de l'ordre de ± 20 %. Ces valeurs élevées des incertitudes sont dues aux valeurs très faibles des débits d'équivalents de dose ambiants de la composante photonique à mesurer (typiquement inférieurs à 20 μ Sv/h).

Les deux compteurs GM ont permis d'évaluer le débit d'équivalent de dose ambiant photon mais aussi d'estimer l'énergie moyenne des rayonnements photon aux points étudiés qui varie entre 60 KeV et 200KeV [2].

Étalonnage des PGP-DIN

Les coefficients d'étalonnage ont pu être calculés à partir d'une part des résultats des PGP-DIN, donnés par le Laboratoire d'Exploitation Dosimétrique (LED), et d'autre part de l'équivalent de dose ambiant déterminé aux postes de travail expertisés. La valeur de ce coefficient varie entre 1,3 pour le poste face à une boîte à gants (point 4, source ponctuelle), et 3,2 pour le poste dans le local de stockage

(point 1, plusieurs sources multidirectionnelles). Ce coefficient est appliqué aux résultats donnés par le LED pour un poste de travail bien déterminé.

Evaluation de l'efficacité d'atténuation des rayonnements d'un écran de protection

Lors de la deuxième campagne, des mesures ont été réalisées pour déterminer l'efficacité, sur une boîte à gants, d'un écran de protection biologique en "Kiowaglass". Cet écran n'altère pas la distribution en énergie mais il réduit le débit d'équivalent de dose ambiant d'un facteur 2 pour les neutrons et d'un facteur 3 pour les photons.

Les mesures de spectrométrie, avec et sans écran, ont été comparées aux résultats des simulations effectuées avec le code Monte-Carlo MCNP-4B. Les distributions de la fluence en fonction de l'énergie ainsi que la valeur de l'équivalent de dose ambiant sont en très bon accord.

CONCLUSION

Les mesures des débits d'équivalent de dose ambiant dus aux neutrons, effectuées à l'aide de techniques différentes (spectrométrie ou rem-mètres), ont donné des résultats cohérents entre eux pour les deux campagnes de mesures menées dans les laboratoires de retraitement du plutonium du CEA Valduc. Ces débits varient suivant les points de mesures considérés, de quelques $\mu\text{Sv/h}$ à plus d'une centaine de $\mu\text{Sv/h}$ (neutron) et à plusieurs centaines de $\mu\text{Sv/h}$ (photon).

La contribution relative des équivalents de dose ambiants photon et neutron est très variable le rapport photon /neutron pouvant s'étendre entre < 1 et 100.

Enfin, les distributions en énergie des fluences neutroniques montrent une contribution importante des neutrons directement émis par une source de Pu-F₄ (énergie autour de 1,5 MeV) avec une composante de neutrons ralentis d'importance variable suivant les postes de travail. La variété des spectres observés confirme la nécessité d'effectuer un étalonnage spécifique des dosimètres individuels à albédo pour chaque poste de travail où ils sont portés par les opérateurs. [3]

Références

- "1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection", ICRP Publication 60, vol. 21 n°1/3,
- « Résultats de campagnes de mesures réalisées du 5 au 8 février et du 14 au 17 mai dans les laboratoires de l'unité de retraitement du plutonium située au bâtiment 118 du CEA Valduc », C. Itié, H. Muller, B. Asselineau, P. Alexandre et R. Médioni, Rapport SDOS/2001-07, septembre 2001
- Présentation à la réunion des LARD à Barcelone le 19 octobre 2001, H.Muller, Publication dans la revue Radioprotection à venir