

**ETUDE ET PRESENTATION D'UN DETECTEUR NEUTRON POUR LA DOSIMETRIE
D'AMBIANCE ET DE CRITICITE A L'AIDE D'UN DOSIMETRE
RADIOPHOTOLUMINESCENT**

M. Girod, L. Bourgois, G. Cornillaux¹

CEA Saclay

DEN/DSP/SPR/SERD

91191 Gif / Yvette Cedex

Le SPR du CEA Saclay met en œuvre des dosimètres RPL (ASAHI-TOSHIBA modèle SC-1) afin d'assurer la métrologie des champs photoniques de 10 keV à 10 MeV, en terme des grandeurs dosimétriques KERMA et H*(10).

Le milieu détecteur constitutif du dosimètre, qui est un verre méta-phosphate dopé à l'argent, n'est cependant pas sensible directement aux rayonnements neutroniques.

Fort de cet enseignement, notre but a été d'étudier la réalisation d'un dosimètre d'ambiance pour la dosimétrie des champs mixtes gamma/neutron, ceci par la mise en œuvre d'un couple convertisseur [neutron-gamma] et dosimètre RPL SC-1.

Cette étude s'est déroulée selon 3 phases :

- Etude de faisabilité de notre dosimètre d'ambiance par code de calcul de Monte Carlo [MCNP 4B],
- Validation de notre modélisation par étude expérimentale d'une part sur faisceau neutrons mono-énergétique produit par un accélérateur de particules et d'autre part sur champ mixte neutron/gamma émis par des sources radioactives.
- Mise en œuvre de notre dosimètre d'ambiance dans les cas réels pour la dosimétrie de criticité (sur réacteur d'étude SILENE).

Pour les neutrons rapides, il faut utiliser un modérateur permettant de ralentir suffisamment les neutrons et amener une population importante à une énergie compatible avec le seuil de coupure du cadmium et provoquer une capture radiative dans ce matériau. La géométrie de ce modérateur a été étudiée pour obtenir le meilleur rendement aux neutrons rapides. Ce principe, combiné avec les principaux avantages de la RPL par excitation laser impulsif (la faible pré-dose des verres RPL recuits ($30 \pm 2 \mu\text{Sv}$), et le très faible coefficient de variation -5 % à 100 μSv et 1 % au delà de 1 mSv-) nous permet d'envisager un bon rendement et bonne mesure de l'équivalent de dose neutrons.

¹ Stagiaire DESS radioprotection Grenoble

Afin de connaître la réponse théorique du détecteur, des calculs ont été effectués à l'aide du code de transport Monte-Carlo MCNP4B.

On a simulé le détecteur avec l'ensemble de ses composants à 1 mètre d'une source isotropique de neutrons. On a calculé alors, l'équivalent de dose ambiant sous 10 mm - H*(10)- photon reçu par le verre et l'équivalent de dose ambiant sous 10 mm neutron à 1 mètre de cette même source.

On a alors calculé le rapport R entre ces deux équivalents de dose, ce qui donnera la réponse théorique du détecteur :

$$R = \frac{H^*(10) \text{ neutrons à 1m de la source}}{H^*(10) \text{ photons dans le verre au centre du détecteur à 1m de la source}}$$

Pour ces calculs, les facteurs de conversion fluence-équivalent de dose ambiant sont issus de la publication 74 de la CIPR. Pour les neutrons, les bibliothèques de sections efficaces sont issues de ENDF/VI et des données spéciales sur l'hydrogène dans le polyéthylène pour les neutrons thermiques. Pour les photons, les données standard de MCNP4B ont été utilisées.

Trois types d'émissions neutroniques ont été simulés.

Des émissions mono énergétiques de neutrons, des spectres de sources de type α, n) $^{241}\text{Am-Be}$; $^{241}\text{Am -B}$; $^{241}\text{Am -Li}$, de spectres de fission de l' ^{235}U pur simulé par le spectre de Watt

La première partie de la validation expérimentale a consisté à exposer notre dosimètre à un champ de neutrons quasi-mono énergétiques. Ces neutrons sont produits par un accélérateur de particules bombardant différentes cibles. On a utilisé les installations du CEA/DAM/Idf pour ces expérimentations.

La seconde, a consisté à exposer notre dosimètre à de sources de type α, n) $^{241}\text{Am-Be}$; $^{241}\text{Am -B}$; $^{241}\text{Am -Li}$ dans la salle d'étalonnage du SPR Saclay.

La figure 1 donne la réponse du détecteur R en fonction de l'énergie des neutrons, des thermiques à 20 MeV. Sur cette courbe sont représentés :

- les valeurs calculées pour des neutrons monocinétiques et les sources
- les valeurs mesurées pour des neutrons monocinétiques et les sources.

On s'aperçoit que pour les sources monocinétiques de neutron il y a une assez bonne corrélation entre les mesures et les calculs, avec un écart compris entre 1.5 et 30 %. On obtient même une excellente corrélation pour les énergies 0.565 et 1.8 MeV (moins de 7% d'écart).

Pour les sources on obtient un écart de 8 à 30 %.

On montre qu'entre 250 keV et 10 MeV, le rapport R est constant à plus ou moins 30 %. Cela veut dire que, dans la plupart des applications mettant en oeuvre des neutrons, notre

détecteur peut mesurer simplement l'équivalent de dose ambiant. Dans cette gamme d'énergie la limite de détection espérée est de 500 μSv .

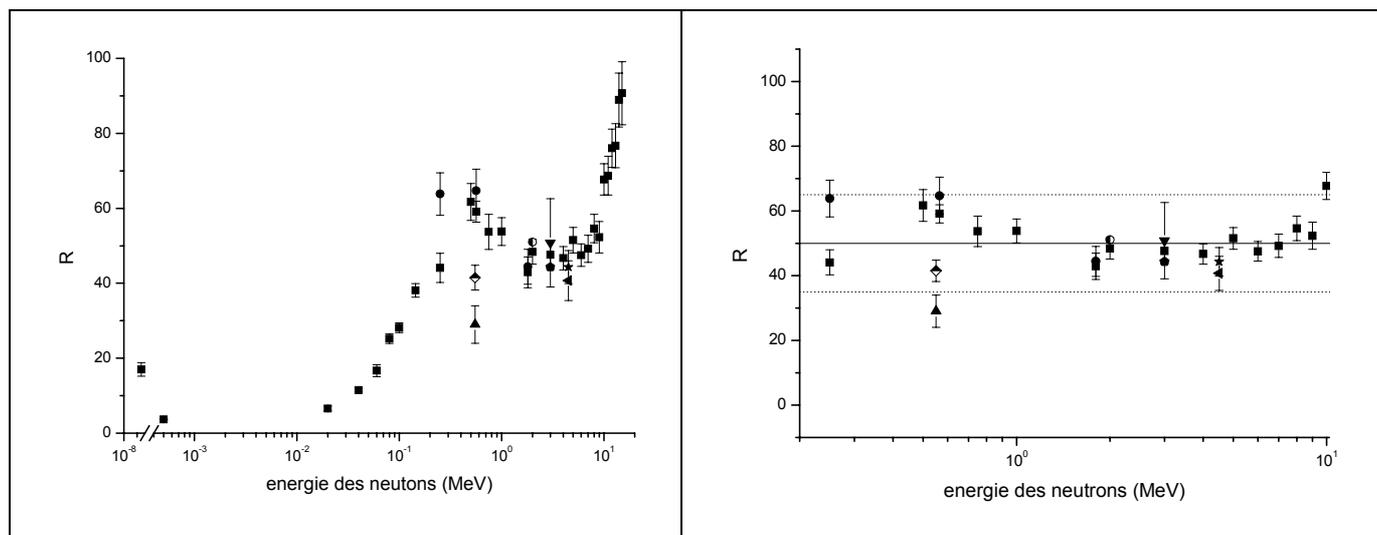


Figure 1 : évolution du rapport R en fonction de l'énergie des neutrons entre 0.025 eV et 10 MeV (à gauche) et entre 200 keV et 10 MeV à droite. ! valeurs calculées par MCNP pour des neutrons monocinétiques ; , valeurs mesurées autour l'accélérateurs produisant des neutrons quasi monocinétiques ; Ω valeur mesurée pour une source AmBe ; B valeur mesurée pour une source AmB ; 7 valeur mesurée pour une source AmLi ; ξ valeur calculée par MCNP pour une source AmBe ; \square valeur calculée par MCNP pour une source AmB ; Σ valeur calculée par MCNP pour une source AmLi ; 6 valeur calculée par MCNP pour une source de fission d' ^{235}U .

Nous avons soumis notre dispositif expérimental à un exercice national de dosimétrie de criticité pour lequel 6 autres laboratoires de dosimétrie du groupe CEA ont participé. Notre objectif a été d'effectuer une inter-comparaison de nos résultats d'une part avec les valeurs dites « les plus probables » calculées par le laboratoire de référence de l'IRSN/SDOS, et d'autre part avec les résultats obtenus à l'aide des autres dosimètres de criticité appelés SNAC, DIC etc., mis en œuvre par les participants.

Afin de reproduire une large gamme de ratio dose neutron/ dose γ , deux configurations de tir ont été mise en œuvre, à savoir :

Réacteur Silène avec écran de Plomb,

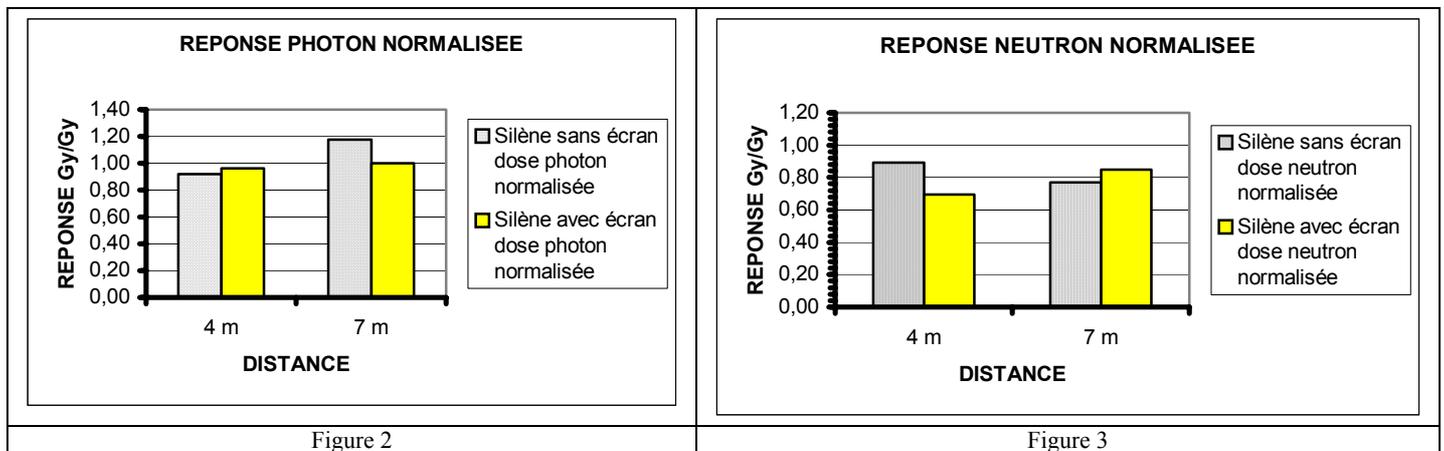
Réacteur Silène sans écran de Plomb.

Dans les figures 2 et 3 sont représentés les résultats de dose photons (figure 2) et neutrons (figure 3) normalisés par rapport aux valeurs de référence IRSN, ceci pour chaque configuration de tir.

On constate un bon accord entre les estimations des dose gamma obtenues avec les dosimètres RPL et les doses de référence.

La figure 3 montre, dans tous les cas, une sous évaluation de l'ordre de 20 % des doses neutrons par notre méthode par rapport à la référence.

Néanmoins, la méthode permet une très bonne estimation de la dose absorbée dans les tissus, ceci en étant dispensé de connaître les spectres énergétiques des composantes neutronique et photonique régnant lors de l'accident de criticité.



Notre dispositif instrumental robuste et facile d'emploi sur site, permet une lecture en différée, avec un dispositif de lecture dont la mise en œuvre ne nécessite pas d'étalonnage spécifique.

De plus, pour la dosimétrie de criticité, cette méthode très simple de mise en œuvre permet une exploitation rapide des dosimètres dans les toutes premières heures qui suivent la collecte des dosimètres.

La suite de cette étude sera l'étude de notre dispositif expérimental sur le terrain afin d'étudier la réponse du dosimètre dans les cas réels d'une installation nucléaire, c'est à dire champ mixte γ/n , et spectre neutron a priori inconnu de nous.

Briesmeister, J. F. Editor. MCNP - A general Monte Carlo N- Particle Transport Code *version 4B* (Los Alamos National Laboratory) Report LA-12625-M (1997)

International Commission on Radiological Protection. *Conversion coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation*. Ann. ICRP 26(3/4), ICRP publication 74. (Oxford : Pergamon) ISBN 0 08 042739 1 (1996).

ISO. Neutron Radiation Protection Shielding – Design Principles and Considerations for the *Choice of Appropriate Material*. ISO 14152 (Geneva : International Organisation for Standardisation) (2001)

ISO. Reference Neutron Radiations – Part. 1 : Characteristics and Methods of Production. ISO 8529-1 (Geneva : International Organisation for Standardisation) (2001)

International Commission on Radiation Units and Measurements. Nuclear data for neutron and proton radiotherapy and radiation protection.