

Intérêt de la dosimétrie numérique en radioprotection : moyen de substitution ou de consolidation des mesures ?

T. Lahaye¹, A. Ferragut², Q. Chau¹, JY. Gillot²

1- Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, Service de Dosimétrie BP n°17 92262 Fontenay-aux-Roses Cedex

2 - SAPHYMO, 5 rue du Théâtre, 91884 Massy Cedex

Contexte

En France 260 000 travailleurs du secteur médical, nucléaire et industriel sont susceptibles, dans les conditions habituelles de travail, d'être exposés à des rayonnements ionisants et font l'objet d'une surveillance dosimétrique. Cette surveillance contribue ainsi à l'amélioration de leur radioprotection en répondant aux principes d'optimisation de la protection et de la limitation des doses recommandées par la CIPR.

La dosimétrie physique propose des techniques numériques et expérimentales permettant d'évaluer les doses reçues par les travailleurs en situation normale. Ces deux techniques complémentaires et/ou substitutives concourent à l'application du décret n° 2003-296 du 31 mars 2003 relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants.

Les articles R. 231-93 et 231-94 du décret stipulent que chaque travailleur appelé à intervenir en zone surveillée ou en zone contrôlée fait l'objet d'un suivi dosimétrique. Celui-ci doit être assuré par des mesures individuelles de l'exposition externe où la dose reçue est évaluée en temps réel ou en temps différé par des systèmes de mesure instrumentaux individuels.

L'étude et la mise au point de ces instruments de radioprotection ainsi que leur évaluation font de plus en plus appel à des techniques de simulation numérique. Le développement des codes de calcul de type Monte Carlo permet aujourd'hui aux utilisateurs de conforter et/ou d'orienter leurs choix. Les laboratoires de recherche et les industriels modélisent à l'aide de ces outils la géométrie de leurs différents détecteurs. Cette approche évite la multiplication des expériences et permet de réduire les coûts et les délais.

Ces techniques sont également largement mises en œuvre par les exploitants pour caractériser certaines de leurs installations. Ceux-ci utilisent en outre les codes de calcul Monte Carlo pour simuler certains de leurs postes de travail et caractériser les termes source. Ils peuvent ainsi évaluer de façon prévisionnelle l'impact sur la dosimétrie de leurs personnels, des écrans de protection biologique mise en place et consolider leurs mesures expérimentales. On peut citer en exemple l'étude d'un poste de travail auprès de boîtes à gants conduite par le SPR du centre CEA militaire de Valduc en collaboration avec l'IRSN. Au cours de cette étude, l'efficacité d'écrans de kiowaglass modérateur de neutron^[1] a été évaluée à l'aide d'un code de calcul de Monte Carlo et d'une méthode expérimentale.

Les personnels navigants susceptibles de recevoir une dose en raison de l'exposition au rayonnement cosmique relèvent d'une réglementation spécifique (article R. 231-116 du décret 2003-

296). En effet, les conditions particulières d'exposition de cette catégorie de travailleurs (champs de rayonnements homogènes et uniformément répartis dans l'aéronef) et l'absence d'une instrumentation adaptée à ce type de rayonnements ont conduit les pouvoirs publics à mettre en place le système de dosimétrie numérique (SIEVERT)^[2]. Ce système permettant l'évaluation de la dose individuelle des travailleurs constitue la première solution numérique d'évaluation dosimétrique réglementaire se substituant totalement à un système de dosimétrie instrumental. Le système SIEVERT a été mis au point par la Direction Générale de l'Aviation Civile (DGAC) et ses partenaires : l'Institut de Radioprotection et de Sécurité nucléaire (IRSN), l'observatoire de Paris et l'Institut français pour la recherche et la technologie polaires Paul Emile Victor (IPEV). SIEVERT permet aux compagnies aériennes de calculer la dose individuelle de ses personnels à partir des caractéristiques de vols et des données dosimétriques fournies par l'IRSN.

Au-delà des conditions habituelles de travail où les personnels relèvent normalement des suivis dosimétriques cités précédemment, il existe des cas de surexposition accidentels d'un individu aux rayonnements ionisants. Dans ces conditions particulières, l'estimation de la dose reçue est un indicateur des conséquences biologiques sur son organisme.

Pour compléter les investigations cliniques et biologiques et fournir une estimation aussi précise que possible de la dose reçue, l'IRSN propose une méthode de reconstitution dosimétrique physique d'accident faisant appel au calcul numérique et à la reconstitution expérimentale^[3,4]. Ces techniques complémentaires permettent aux médecins d'affiner leur diagnostic et de définir la thérapeutique la mieux adaptée. Ce sujet fait l'objet d'une présentation dans ce congrès (Application des fantômes voxels pour la reconstitution numérique d'accidents radiologiques – A. Lemosquet)

L'analyse des résultats issus des codes de calcul de Monte Carlo et l'estimation des incertitudes requièrent une maîtrise de la part des utilisateurs de codes de calcul. Une proposition d'action concertée a été soumise en 1999 à la Commission Européenne pour estimer, à terme, l'influence des incertitudes liées à l'utilisation des codes de calcul en dosimétrie et en médecine nucléaire. Cette action concertée, dénommée QUADOS (Quality Assurance of Computational Tools for Dosimetry), regroupe des membres de cinq pays appartenant à des laboratoires universitaires et à des institutions de recherches. Plusieurs problèmes ont été proposés dans le cadre d'une inter-comparaison en 2002 à la communauté dosimétrique internationale afin d'évaluer la qualité de l'utilisation des codes. Les résultats obtenus ont été présentés au congrès de Bologne (juillet 2003).

Application spécifique au développement d'un dosimètre

Pour répondre aux besoins spécifiques de la dosimétrie individuelle neutron exprimés par les acteurs du cycle électronucléaire dans un groupe de travail "Dosimétrie neutrons"^[5], l'IRSN en collaboration avec Electricité de France (EDF) et la société Saphymo a engagé un programme de Recherche et Développement. Parmi ces besoins, le plus critique est l'évaluation de l'équivalent de

dose individuel au poste de travail sans connaissance préalable de la distribution en énergie des neutrons. Encore aujourd'hui, tous les dosimètres individuels électroniques proposés par les constructeurs étrangers nécessitent un étalonnage adapté à chaque type de poste de travail.

Pour concevoir un dosimètre satisfaisant aux directives réglementaires et apte à évaluer l'équivalent de dose individuel neutron auprès de tous les types de poste de travail, l'IRSN et la société Saphymo ont étudié et réalisé un instrument basé sur les techniques de détection les plus sophistiquées. Ce dosimètre est comparable à un spectromètre miniature permettant d'évaluer la plage en énergie des neutrons incidents. L'équivalent de dose individuel neutron intégré par le porteur est ainsi déterminé en temps réel quel que soit le poste de travail.

Cette spectrométrie est réalisée en mettant à profit les réactions de diffusion sur des convertisseurs^[6,7] hydrogénés en polyéthylène de différentes épaisseurs et les réactions de capture sur des convertisseurs de bore 10. Des écrans de bore naturel et cadmium sont disposés de part et d'autre de ces convertisseurs pour affiner la mesure.

Les champs de rayonnements neutroniques rencontrés auprès des postes de travail des différentes installations présentent tous une composante photonique. Cette composante varie de façon significative d'une installation à l'autre mais aussi sur une même installation, d'un poste de travail à un autre. Ces variations sont en partie dues aux blindages de protection radiologique et à l'environnement de l'installation (mur, boîte à gants). L'évaluation de l'équivalent de dose neutron dans ces champs mixtes nécessite de le distinguer de celui dû aux photons.

Les critères de discrimination neutron/gamma ne sont pas explicitement définis par la norme CEI 1323^[8] pour les moniteurs individuels mesurant l'équivalent de dose intégré*. La discrimination par ce type d'instrument de la composante due aux photons doit en tout état de cause satisfaire aux besoins de la radioprotection. Pour cela l'équivalent de dose dû aux photons ne doit pas engendrer une perturbation de l'évaluation de l'équivalent de dose neutron supérieure à 10%. Les technologies couramment utilisées pour la détection des neutrons en dosimétrie individuelle électronique ne satisfont pas à ces exigences. Dans la plupart de ces techniques, l'énergie déposée dans le détecteur par les photons reste importante. En effet, le rayonnement photonique provoque l'apparition d'électrons, non seulement à l'intérieur du détecteur, mais également à partir des matériaux environnants, pour se propager ensuite dans la diode où ils cèdent leurs énergies. Ces dépôts d'énergie de plusieurs centaines de kilo électronvolts concourent à "noyer" le signal dû aux neutrons. Cette observation est vraie essentiellement pour des neutrons dont l'énergie est inférieure à 500 keV. Le problème de discrimination neutron/gamma ne se pose pas pour les neutrons d'énergie supérieure à cette valeur ou pour les neutrons thermiques dont la réaction avec le convertisseur conduit à déposer plus de 500 keV d'énergie dans la jonction.

* La norme CEI 1323 ne recommande des essais que pour les moniteurs indiquant le débit d'équivalent de dose

L'option choisie dans la conception du dosimètre SaphydoseN conduit à "convertir" le rayonnement neutronique en particules chargées, protons, alpha et lithium. Ces particules sont ensuite détectées par un détecteur de type "diode silicium" (Cf. figure 1).

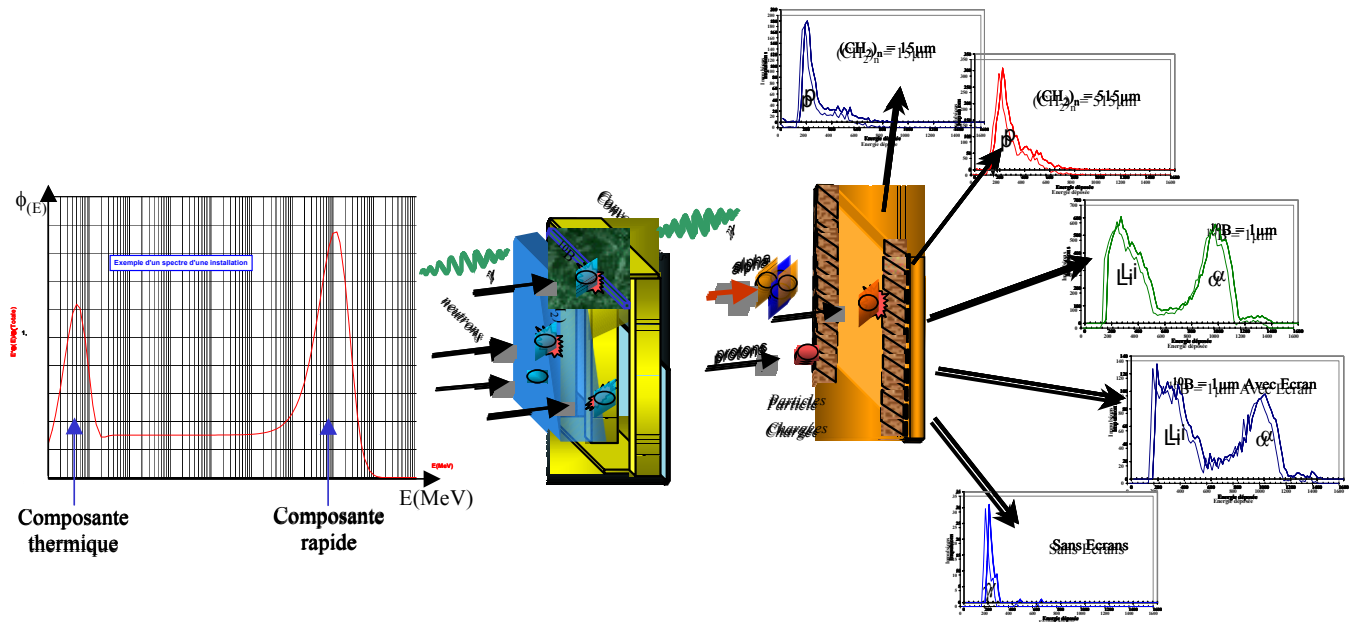


Figure 1 : Schéma de principe du détecteur du SaphydoseN

Pour évaluer de façon satisfaisante l'équivalent de dose aux postes de travail, le dosimètre doit être apte à détecter les neutrons d'énergie inférieure à 500 keV. Bien que ces neutrons aient une énergie trop élevée pour produire la réaction $10B \rightarrow \alpha + Li$ dans le convertisseur de neutrons lents, ils ont une énergie suffisante pour émettre des protons de recul dans le convertisseur hydrogénés en polyéthylène. Ces protons de recul ont une énergie comprise entre l'énergie maximum du neutron ($E_n = 500$ keV) et quelques électronvolts. Bien que le Transfert d'Energie Linéique (TEL) des photons soit faible devant celui des particules chargées, l'amplitude des impulsions générées par l'interaction des photons est importante dans les détecteurs de conception classique. Ceci, essentiellement parce que les épaisseurs des zones désertées des diodes silicium sont importantes. Dans ce type de détecteur standard, les impulsions générées par les protons de recul sont "recouvertes" par celles déposées par les électrons issus des photons gammas.

Cette situation a conduit l'IRSN et la société Saphymo à concevoir un détecteur spécifique répondant aux exigences décrites. Ce détecteur doit être conçu de telle sorte que la zone déplétée soit suffisamment importante pour détecter les particules chargées dont le TEL est supérieur à $25 \text{ keV}/\mu\text{m}$ et dont l'énergie totale est supérieure au seuil de coupure de l'électronique. Une épaisseur maximum doit être respectée pour que les photons, de TEL plus faible, ne génère pas d'impulsion supérieure au

seuil de coupure électronique. Compte tenu des délais et des coûts importants de réalisation de chaque prototype, les études ont été menées à partir de simulations numériques à l'aide de code Monte Carlo. Celles-ci ont servi à optimiser les paramètres de la diode. Les calculs menés pour ajuster l'épaisseur de la zone de déplétion de la diode silicium sont présentés dans cette publication. La figure 2 représente les résultats des simulations des dépôts d'énergie.

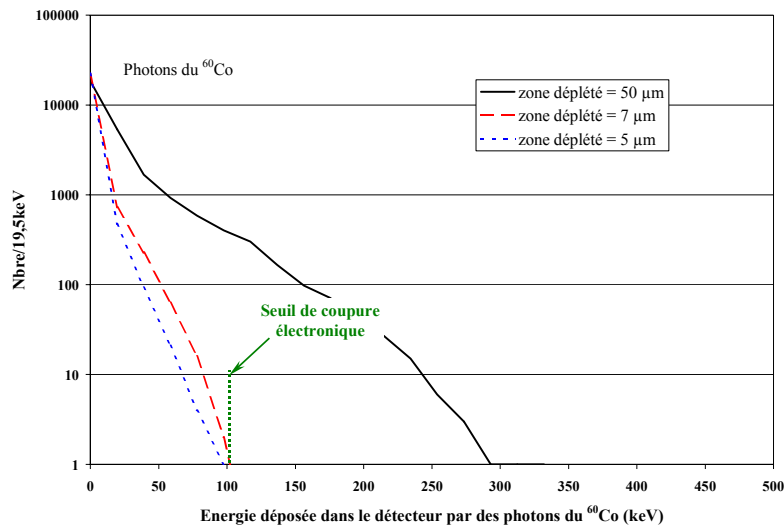


Figure 2 : Simulation des dépôts d'énergie des photons du ^{60}Co en fonction de la profondeur de la zone déplétée

Les résultats des études numériques montre que l'épaisseur de 5 μm de zone déplétée est la mieux adaptée et ont conduit à la réalisation en collaboration avec la société CANBERRA® d'une diode constituée d'une couche mince de 5 μm épitaxiée sur un substrat de 350 μm . Cette conception spécifique lui confère des caractéristiques intrinsèques de discrimination des rayonnements photoniques et neutroniques. La figure 3 représente la simulation de l'interaction de neutrons de 144 keV et de photons du ^{60}Co dans ce détecteur épitaxiée de 5 μm .

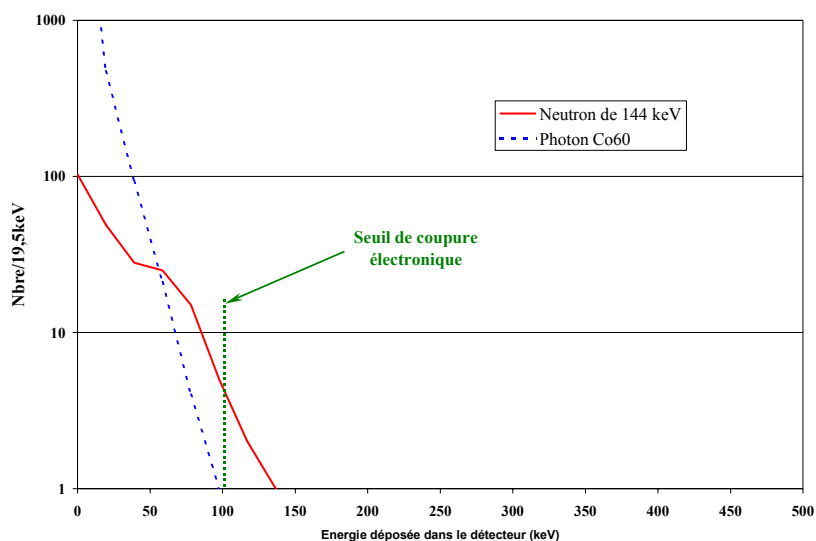


Figure 3 : Simulation des dépôts d'énergie des neutrons de 144 keV et des photons du ^{60}Co dans une zone de 5 μm

Comme le montre la figure 3, en retenant une profondeur de zone déplétée de $5\mu\text{m}$ et en plaçant le seuil de coupure électronique à 100keV , la séparation neutron-gamma est satisfaisante. La séparation reste toutefois délicate pour des énergies neutrons inférieures à 150keV , car cette simulation ne reproduit que la composante physique du signal. Il faut dans le choix définitif prendre en compte le signal électronique de bruit qui se superpose au signal physique, provoquant des impulsions "photon" d'une amplitude supérieure à celles calculées. Par ailleurs, la réduction de l'épaisseur de la zone déplétée détériore les paramètres électriques de la diode. L'augmentation de la capacité de celle-ci a été compensée en scindant la surface du détecteur. La diode de 4cm^2 est divisée en 32 pistes dont le signal est traité par un composant électronique miniature de type "ASIC" développé en collaboration avec le service d'électronique et d'informatique du DAPNIA[†] du CEA de Saclay. Ce composant intègre les pré-amplificateurs de charge permettant de mesurer l'énergie des particules incidentes en délivrant une impulsion dont l'amplitude est proportionnelle à la charge engendrée dans la zone déplétée.

Validation expérimentale

Le prototype du dosimètre ayant été réalisé, il était alors possible de valider les simulations précédentes par des résultats expérimentaux. La figure 4 représente les distributions produites par l'interaction d'un flux de neutrons thermiques avec les convertisseurs de bore 10. La courbe bleue représente le résultat du calcul effectué avec le code Géant 4.5.0^[9]. La courbe rouge superposée de points correspond à un spectre expérimental. La figure 4 montre que les résultats numériques sont en accord avec les résultats expérimentaux.

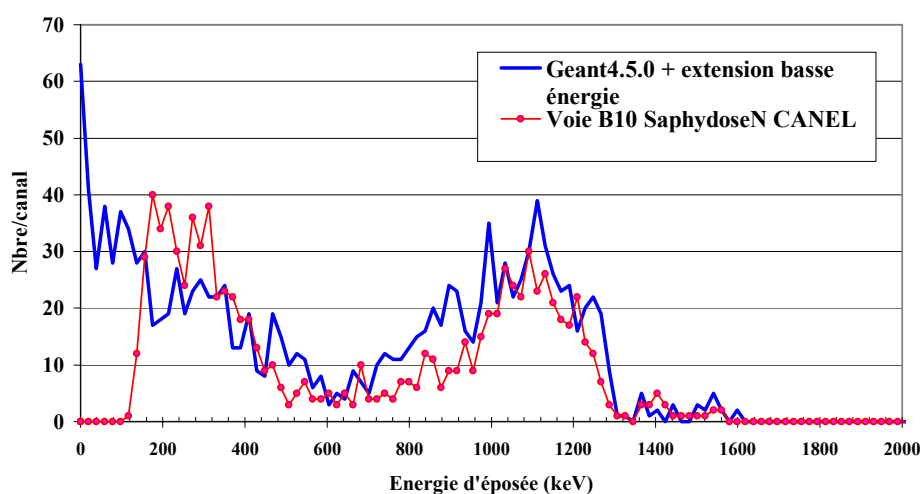


Figure 4 : Superposition du spectre calculé au spectre expérimental correspondant à une irradiation de neutron thermiques

Conclusion

Les techniques de dosimétrie numérique sont aujourd'hui largement adoptées par l'ensemble des acteurs de la radioprotection et peuvent être mises en œuvre en complément et/ou en substitution des techniques expérimentales. Lors des développements de l'instrumentation de radioprotection, l'usage des codes de calcul permet de réduire les coûts et les délais. Ces codes apportent aux exploitants des éléments de consolidation de leur dosimétrie prévisionnelle. Dans les cas de surexposition accidentelle la dosimétrie numérique intervient en complément des investigations cliniques et biologiques pour fournir une estimation aussi précise que possible de la dose reçue. Enfin, pour des situations particulières où il n'existe pas d'instrumentation adaptée, la dosimétrie numérique peut se substituer aux techniques conventionnelles utilisées par la dosimétrie réglementaire (Projet SIEVERT pour les personnels navigants).

¹ Ph. Crovisier, B. Tournier, C. Itié, B. Asslineau, H. Muller, J.E. Groetz, J. Piot. Application of the new coefficients from the ICRP 60 to workplaces for the plutonium reprocessing at the CEA Valduc . Congress of Santa Fe 2002.

² JF. Bottollier-Depois, A Biau, P. Blanchard, I. Clairand, P. Dessarps, P. Lantos, D. Lantos, D. Saint-Lô, M. Valero. Assessing exposure to cosmic radiation aboard aircraft: the SIEVERT system. Radioprotection. Vol 38, n°3, 2003.

³ Roux A., Bottollier-Depois J. F., Gaillard-Lecanu E. (2000). Qualifying numerical tools for reconstructing physical doses in the case of accidental exposure to ionising radiation. Radiation Protection Dosimetry 87(4): 243 - 249.

⁴ I. Clairand, JF. Bottollier-Depois, E. Gaillard-Lecanu, P. Gourmelon, Radiological accident at Lia, Georgia, in December 2001. Dose reconstruction by calculation. Rapport SDOS/2002-009.

⁵ A.Rannou, J. Barthe, B. Aubert, B. Brégeon, J. Champlong, P.Colson, M. Espagnan, Y. Herbaut, J.C. Thevenin et M. Valero. Etat de l'art des techniques de dosimétrie individuelle et analyse des besoins. Radioprotection, vol33, n°4,405-433 (1998)

⁶ Lahaye T., Cutarella T., Ménard S., Rannou A. and Bolognese-Milsztajn T.. Dosimètre individuel électronique pour les neutrons : Saphydose-n. Radioprotection, Vol. 35, n°2,223-230 (2000)

⁷ Lahaye T., Cutarella D., Ménard S. et Bolognese-Milsztajn T. First operational dosimeter for neutrons IEC 1323, Conference European workshop on personal monitoring of external radiation, Helsinki (4-6 sept. 2000), Radiat. Prot. Dosim. Vol. 96 1-3 p. 241(2001)

⁸ Norme CEI 1323 : Instrumentation pour la radioprotection - Rayonnements neutroniques - Moniteur individuel à lecture directe d'équivalent de dose et/ou de débit d'équivalent de dose.

⁹ GEANT4- a simulation toolkit - NIM sect.A, Vol506, Issue 3, 1 july 2003, pages 250-303.

† Département d'Astrophysique, de physique des Particules, de physique Nucléaire et d'Instrumentation Associée (DAPNIA/Saclay)