La dosimétrie à l'IRSN

D. FRANCK¹, F. QUÉINNEC², B. ASSELINEAU², L. DE CARLAN¹,
I. CLAIRAND², C. HUET², V. LACOSTE², C. MONNIN-PARIETTI²,
F. TROMPIER², L. VAN-RYCKEGHEM²

(Manuscrit reçu le 6 novembre 2006, accepté le 28 février 2007)

RÉSUMÉ Les activités de recherche et d'expertise en dosimétrie de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) sont les héritières de celles commencées dans les années soixante au CEA. Les premiers laboratoires créés dans les années soixante étaient destinés à développer les techniques dosimétriques des rayonnements externes pour la protection du personnel. Aujourd'hui, les laboratoires de dosimétrie externe et interne de l'institut couvrent assez largement les différentes problématiques liées à la dosimétrie des rayonnements ionisants, que ce soit pour la mesure et le suivi des doses en situation normale d'exploitation ou pour la reconstitution des doses à la suite d'une situation accidentelle. En 1984, la création des LARD est intervenue sous l'impulsion du chef du service de dosimétrie Portal et de Blanc dans le but de favoriser les contacts entre les divers laboratoires et notamment de les aider à pénétrer les arcanes de la commission européenne pour s'intégrer aux programmes de recherche soutenus par la commission. Après un bref rappel historique, trois des champs d'activité actuellement traités par l'IRSN sont présentés, la reconstitution dosimétrique suite à une irradiation externe accidentelle, la caractérisation dosimétrique et spectrométrique des postes de travail exposés aux neutrons et la recherche pour l'amélioration de la mesure directe en dosimétrie interne.

ABSTRACT Dosimetry at IRSN.

Expertise and research activities in the field of dosimetry at the "Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire" (IRSN) have been initiated at CEA during the 60's. The first laboratories studies have been focused to the development of radiation dosimetry techniques of workers. Today, external and internal dosimetry laboratories of the institute are involved in all subjects concerning doses measurements and follow-up for workers in normal situation or dose reconstruction following accidental situation. In 1984, the creation of the LARD came with the impulsion of the head of department Portal and of Blanc with the goal to ease the contacts between the different laboratories and especially to help them to know better European Community in order to integrate research programs granted by the commission. After a brief historical introduction, three fields of activity currently studied by IRSN are presented, dosimetry reconstruction following accidental external irradiation, dosimetric and spectrometric characterization at work places exposed to neutron radiation and research made for the improvement of *in vivo* monitoring in internal dosimetry.

Keywords: individual dosimetry / accidental dosimetry / neutrons / anthroporadiametry

¹ IRSN, DRPH, SDI, 92262 Fontenay-aux-Roses.

² IRSN, DRPH, SDE, 92262 Fontenay-aux-Roses.

L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), issu de la fusion de l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN) et de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI), a été créé le 22 février 2002. Il rassemble plus de 1 500 experts et chercheurs qui travaillent dans les domaines de la sûreté nucléaire, de la protection contre les rayonnements ionisants, du contrôle et de la protection des matières nucléaires, et de la protection contre les actes de malveillance.

Au sein de la direction de la radioprotection de l'homme, plusieurs laboratoires ayant à la fois des missions de recherche, d'expertise et/ou de prestation couvrent de manière assez large les différentes problématiques liées à la dosimétrie des rayonnements ionisants, que ce soit pour la mesure et le suivi des doses en situation normale d'exploitation ou pour la reconstitution des doses à la suite d'une situation accidentelle. Ces activités qui étaient réunies entre 1992 et 2004 dans le service de dosimétrie (SDOS) piloté par Alain Rannou sont à présents réparties dans deux services, le service de dosimétrie externe et le service de dosimétrie interne.

Pour ce qui concerne la dosimétrie externe, les activités ont démarré dans les années cinquante/soixante au CEA dans l'unité de dosimétrie (dont l'appellation a changé de nombreuses fois) pilotée par Gui Portal entre 1959 et 1992. Le premier laboratoire créé en 1959 était destiné à développer les techniques dosimétriques des rayonnements externes pour la protection du personnel. C'est donc dans ce domaine de la dosimétrie individuelle que les premières études furent menées (Sourdain et Portal, 1966). Elles permirent notamment d'aboutir à la création d'un dosimètre, nommé PS1, dont l'exploitation fut régulièrement améliorée, notamment sous l'impulsion de Francis Bermann, afin, entre autres, de rendre les opérations de traitement plus automatiques. La carrière de ce dosimètre aura duré jusqu'à aujourd'hui, le remplacement par une nouvelle technique (Verres photo luminescents RPL) démarrant fin 2007.

Dans la continuité du développement du dosimètre PS1, de nombreux travaux de recherche visant à développer des techniques de dosimétrie individuelle furent effectués. Parmi ces travaux, on peut notamment noter le développement des dosimètres PS1-C, adaptés au risque de criticité utilisant le principe de l'activation sous flux neutronique, et du dosimètre neutronique PGP-DIN (Itié *et al.*, 2002 ; Buxerolle, 1987), mis au point au début des années quatre-vingt, qui exploite le phénomène de thermoluminescence. Comme le PS1, ce dosimètre termine juste sa carrière, complètement remplacé par le PN3 (détecteur de traces créées par les protons de recul sur les noyaux d'hydrogène). Dans les années quatre-vingt dix, un dosimètre individuel électronique neutron (Lahaye *et al.*, 2000) a été développé puis a fait l'objet d'un transfert de technologie vers la société SAPHYMO. À partir des années quatre-vingt, les développements d'instruments de mesure ont

également concerné la dosimétrie « d'ambiance » avec notamment la mise au point du dosimètre DINEUTRON (Mourgues *et al.*, 1984) ou encore celle d'un compteur équivalent tissu automatisé, CIRCE (Nguyen, 1984), auquel a ensuite succédé le NAUSICAA.

Pour tous ces travaux de développement, le laboratoire a été confronté à la nécessité de disposer d'installations pour tester, caractériser et étalonner les équipements. C'est ainsi que furent créées des installations pour la production de rayonnements de référence photoniques, neutrons et bêta. Le laboratoire s'équipa d'installations de production de rayonnements X et gamma et des moyens d'étalonnage associés dès le milieu des années soixante. À l'occasion d'intercomparaisons effectuées à partir de 1969 dans le cadre de la commission européenne, des incohérences importantes des résultats, dues essentiellement à la diversité des modalités d'irradiation et des matériels utilisés, conduisirent Jean-Louis Chartier à convaincre l'ISO de créer un groupe international sur ce thème (le groupe n°2), dont il assura la présidence. La présidence de ce groupe de normalisation et les contacts fréquents avec les laboratoires primaires nationaux de métrologie des États-Unis (NBS), de l'Allemagne (PTB) et de la Grande Bretagne (NPL) furent un élément important pour la reconnaissance du laboratoire. C'est ce groupe de travail qui prépara la norme 4037 consacrée aux « rayonnements X et gamma de référence pour l'étalonnage des dosimètres et des débitmètres, et pour la détermination de leur réponse en fonction de l'énergie des photons ». C'est également dans les années soixante que la production de rayonnements neutroniques de référence démarra à Fontenay-aux-Roses avec l'acquisition d'un accélérateur permettant la production de neutrons de 3 MeV par réaction D-D. Parallèlement, *via* le regroupement avec un laboratoire situé à Cadarache, un deuxième accélérateur du même type et un empilement graphite contenant des sources d'Am-Be (SIGMA) venaient compléter le plateau technique de production de neutrons. L'ensemble des installations produisant des champs neutroniques de référence et des activités de métrologie associées sont aujourd'hui regroupées à Cadarache. Fin 1997, l'ensemble de ces activités furent reconnues, *via* un contrat de « laboratoire associé », par le conseil du Bureau national de métrologie (BNM), intégré depuis dans le Laboratoire national de métrologie et d'essais (LNE).

En 1992, année de l'arrivée de Patrick Gourmelon à la tête du département de protection de la santé de l'homme et de dosimétrie et d'Alain Rannou à la tête du service de dosimétrie, la dosimétrie d'accident, qui vise à estimer la dose reçue par un individu et sa distribution dans l'organisme afin d'aider les médecins à poser le diagnostic et à définir les meilleures solutions thérapeutiques, s'est développée de manière importante. Différentes techniques complémentaires permettant une reconstitution physique théorique (par calcul) ou expérimentale ont été mises au point et utilisées lors d'accidents survenus dans différents pays.

Comparée à la dosimétrie externe, la dosimétrie interne est par nature une discipline complexe mettant en jeu des spécialités multiples et très différentes. S'agissant en effet *in fine* d'évaluer les doses délivrées aux tissus exposés à des radionucléides émetteurs de rayonnements ionisants (gamma, bêta, électrons Auger et particules alpha) ingérés ou inhalés, l'exposition des tissus dépendra en premier lieu des conditions de contamination ambiante et d'incorporation des radionucléides, de leurs cinétiques d'absorption et d'élimination, enfin de leur période radioactive. Tenant compte de ces paramètres, la rétention d'éléments radioactifs dans les tissus « cibles » en fonction du temps constitue autant de sources internes qui peuvent irradier les tissus à proximité ou à distance suivant le rayonnement émis et son intensité. La dosimétrie interne se fonde dès lors sur la mesure de la contamination ambiante et de la radioactivité éliminée par l'organisme, sur la connaissance des radionucléides, des composés chimiques incorporés et de leurs comportements biocinétiques, enfin nécessairement de modèles de calculs.

Le champ de la dosimétrie interne couvre donc plusieurs métiers que l'on retrouve très présents dès les années 1980 dans les programmes d'activité et de recherche du département de protection (DPR) devenu par la suite département de protection sanitaire (DPS) de l'IPSN, départements dirigés par Henri Jammet et Jacques Lafuma. Sans prétendre être ici exhaustif, on retiendra quelques-uns des axes principaux de ces études :

- le dosage de la contamination dans l'eau et la chaîne alimentaire par le laboratoire de Lucien Jeanmaire, en particulier la mesure des transuraniens, d'isotopes du radium et du technétium dans divers matrices organiques (Jeanmaire, 1985) ;
- le développement de la mesure de l'exposition interne chez l'homme et d'échantillons de l'environnement par spectrométrie gamma, des isotopes du césium notamment, par le laboratoire de Lucien Jeanmaire et Marie-Louise Daburon (Jeanmaire *et al.*, 1987) ;
- l'acquisition des paramètres humains de dépôt et de clairance d'aérosols inhalés sous la responsabilité de Monique Roy et de Jean-Louis Malarbet ; ces études contribuaient à la révision en cours du modèle broncho-pulmonaire de la CIPR (Métivier and Roy, 1999 ; Malarbet, 1998) ;
- l'étude de la modélisation de l'exposition interne par Jean Piechowski et Brigitte Menoux, et notamment l'étude des problèmes particuliers de la contamination cutanée et par blessure (Piechowski *et al.*, 1992).

Il faut aussi rappeler les contributions du service d'hygiène industrielle sous la responsabilité de Jacques Chalabreysse, en particulier l'étude de l'exposition à des composés chimiques des produits uranifères rencontrés aux postes de travail dans

le cadre d'activités de toxicologie industrielle (Ansolobo *et al.*, 1989), sans oublier l'équipe dirigée par Daniel Robeau qui avec Nicole Parmentier, Françoise Lailavoix et Claude Madelmont, s'est occupée de l'estimation des conséquences sanitaires en France de l'accident nucléaire de Tchernobyl (26 avril 1986), notamment pour la mesure de la contamination dans les échantillons de la chaîne alimentaire (Lailavoix *et al.*, 1986).

Les années 1990 verront se construire un nouveau programme de dosimétrie interne. Il prendra forme sous la responsabilité de Patrick Gourmelon dans un contexte particulier intégrant :

- la parution des nouvelles recommandations de la CIPR basées sur l'évaluation de la dose efficace impliquant l'addition des doses liées à l'exposition externe et à l'exposition interne ;
- le ciblage par l'IPSN des activités de radioprotection de l'homme et de celles de la radioprotection de l'environnement ;
- la parution du nouveau modèle dosimétrique des voies respiratoires.

Dans ce contexte, le nouveau programme de dosimétrie interne s'est articulé autour d'un projet de collaboration entre l'IPSN et AREVA (COGEMA), le projet DOSINTER (1994) construit initialement sur quatre axes :

- la dosimétrie au poste de travail, fondée sur la caractérisation des composés radiotoxiques auxquels sont exposés les travailleurs aux postes de travail pour viser une dosimétrie plus réaliste et rechercher des protocoles de surveillance individuelle mieux adaptés ;
- le traitement de la contamination interne développé notamment sur la base d'études avancées de spéciation en biocinétique ;
- les nouvelles perspectives de l'analyse radiotoxicologique pour le dosage des actinides à l'état de traces dans des échantillons biologiques, l'urine en particulier ;
- enfin la R&D de la mesure anthroporadiométrique dont les résultats les plus récents sont présentés au chapitre 3.3.

Afin d'illustrer la diversité des activités de dosimétrie traitées par l'IRSN, trois d'entre elles sont présentées :

- la reconstitution dosimétrique suite à une irradiation externe accidentelle ;
- la caractérisation dosimétrique et spectrométrique des postes de travail exposés aux neutrons ;
- la recherche pour l'amélioration de la mesure directe en dosimétrie interne.

RÉFÉRENCES DE L'INTRODUCTION

- Ansorbollo E., Bérard P., Chalabreysse J. (1989) Study of Industrial Exposure to Class Y Uranium Compounds: Methods and Results, *Radiat. Prot. Dosim.* **26**, 101-105.
- Buxerolle M. (1987) Étude du D.I.N dosimètre individuel de neutrons, *Rapport CEA-R-53097*.
- Itié C., Muller H., Asselineau B., Médioni R., Crovisier P., Valier-Bradier P., Groetz J.E., Piot J. (2002) Mesures de spectrométrie et de dosimétrie neutron aux postes de travail pour l'étalonnage de dosimètres individuels PGP-DIN, *Radioprotection* **37**, 443-455.
- Jeanmaire L. (1985) Radioactivité naturelle des aliments, *Radioprotection* **20**, 151-155.
- Jeanmaire L. *et al.* (1987) Suivi de la contamination humaine en césium à la suite de Tchernobyl, laboratoires d'analyses médicales du groupe CEA, du SMT-EDF, et du SSA des Armées, *Radioprotection* **22**, 309-324.
- Lahaye T., Cutarella D., Ménard S., Rannou A., Bolognese-Milsztajn T. (2000) Dosimètre individuel électronique pour les neutrons : Saphydose-n, *Radioprotection* **35**, 223-230.
- Lailavoix F., Madelmont C., Parmentier N., Robeau D., Wartenberg I. (1986) Premières estimations des conséquences sanitaires en Europe de l'accident survenu sur le réacteur nucléaire de Tchernobyl (26 avril 1986) *Rapport DPS 86/02 SEAPS, 12- 05-1986*.
- Malarbet J.L. (1998) Calculations of radionuclide organ retentions from ICRP biokinetic recycling models. Intakes of Radionuclides, Avignon 1997, *Radiat. Protect. Dosim.* **79**, 379-381.
- Métivier H., Roy M. (1999) Internal dosimetry in France – Scientific status and regulations: past, present and future, *Kerntechnik* **64**, 29-33.
- Mourgues M., Carossi J.C., Portal G. (1984) A light rem-counter of advanced technology. In: *Proceeding of Fifth Symp on Neutron Dosimetry*, September 1984, Munich/Neuherberg, EUR 9762, 1, pp. 387-401. Luxembourg: CEC.
- Nguyen V.D. (1984) A Dose Equivalent Meter based on the Tissus-equivalent Proportional Counter, and Problems Encountered in its use, *Radiat. Prot. Dosim.* **9**, 223.
- Piechowski J., Menoux B., Chapinel Y. (1992) Évaluation de l'exposition systémique résultant d'une blessure contaminée par des produits radioactifs, *Rapport CEA-R-5583*.
- Projet DOSINTER (1994) Rapport SDOS/94-568.
- Sourdain G., Portal G. (1966) Caractéristiques d'un dosimètre individuel à fonctions multiples, *Note CEA-N-603*.

1. La reconstitution dosimétrique suite à une irradiation externe accidentelle^a

1.1. L'évaluation de la dose à l'aide d'outils numériques

La reconstitution dosimétrique d'accident radiologique dû à une source externe est réalisée à l'aide de simulations de Monte Carlo en utilisant plusieurs outils complémentaires. Le premier outil est basé sur un code de transport de particules (neutrons, photons) en trois dimensions (MORSE). Le code est couplé à un logiciel spécifique de conception assistée par ordinateur (MGED) qui permet la modélisation de la géométrie d'irradiation. Cet outil permet de calculer la distribution de dose

^a Chapitre rédigé par I. Clairand, C. Huet, F. Quéinnec et F. Trompier.

au sein d'un modèle anthropomorphe numérique. La souplesse du logiciel permet de tenir compte de la morphologie et de la posture de la victime ainsi que des caractéristiques de la source et de l'environnement. De plus, le code de Monte Carlo MCNP associé à un modèle anthropomorphe numérique correspondant à un individu adulte standard a été mis en place dans le laboratoire. Le code MCNP présente l'avantage de traiter les neutrons, les photons et les électrons.

Par ailleurs, un nouveau type de modèle anthropomorphe dédié à la reconstitution numérique d'accident radiologique dû à une exposition externe est en cours de développement. Le principe consiste, à partir d'images scanner ou IRM, à définir la géométrie par un ensemble de volumes élémentaires appelés « voxels ». Ce type de modèle présente un intérêt tout particulier dans le cadre des irradiations localisées où la précision morphologique requise est importante. Ce travail est réalisé en collaboration avec le laboratoire d'évaluation de la dose interne. Le développement de l'outil de calcul a été réalisé à partir de l'adaptation du programme « OEDIPE » aux besoins de la reconstitution dosimétrique de surexpositions externes accidentelles (Aubineau-Lanièce *et al.*, 2005).

À l'heure actuelle, les travaux de développement ont conduit à la mise au point de l'interface « SESAME » dont une première version a été finalisée début 2005. Cette interface permet de gérer la procédure complète de reconstitution dosimétrique d'un accident radiologique.

- Les fantômes voxélisés sont créés à partir de l'association de coupes segmentées du corps humain issues d'images médicales. De plus, l'interface SESAME (Figs. 1 et 2) contient tous les éléments spécifiques nécessaires à l'analyse dosimétrique d'un accident radiologique dû à une source externe, à savoir le positionnement d'une source externe, la modélisation de l'environnement de la victime et l'estimation dosimétrique basée sur les calculs réalisés à l'aide du code MCNP.
- La source (émettrice de photons, d'électrons ou de neutrons) peut être ponctuelle ou volumique de forme sphérique, cylindrique ou parallélépipédique. L'utilisateur peut également définir la composition et l'activité de la source, le type de particule à considérer, et la durée de l'irradiation. De plus, il est possible de modéliser l'environnement de l'accident en ajoutant des murs ou des écrans dont la localisation, la géométrie et la composition sont choisies par l'utilisateur. Tous ces éléments sont ensuite intégrés lors de l'écriture automatique du fichier d'entrée MCNP.
- En sortie, il est possible d'accéder à la dose absorbée en un ou plusieurs points de l'anatomie du fantôme, à la dose moyenne absorbée en différents organes segmentés et enfin à la dose moyenne au corps entier. De plus, la distribution de la dose peut être visualisée grâce à la superposition des isodoses et de l'anatomie.

Figure 1 – Superposition des isodoses sur des coupes anatomiques à l'aide de l'interface SESAME.
Isodoses superposition on anatomic slices with SESAME interface.

Figure 2 – Schéma de principe de fonctionnement de l'interface SESAME.
Principle diagram of SESAME interface.

1.2. La dosimétrie par résonance paramagnétique électronique

Dans le cas d'irradiation accidentelle, l'objectif est de disposer d'une technique de dosimétrie permettant l'évaluation de la dose reçue, ceci en différents endroits de l'organisme afin d'établir le meilleur diagnostic possible et de définir la stratégie thérapeutique la mieux adaptée. La spectrométrie par résonance paramagnétique

électronique (RPE) permet l'évaluation de la dose sur des échantillons, biologiques ou non biologiques, qui conservent les radicaux libres créés par les rayonnements. La quantité de radicaux libres est directement proportionnelle à la dose absorbée. La technique RPE est une technique spectrométrique qui consiste à mesurer le nombre de ces radicaux libres en plaçant les échantillons dans un champ magnétique et en quantifiant l'absorption d'une onde hyperfréquence dans les conditions de résonance.

1.2.1. La dosimétrie in vitro et ex vivo

Cette technique est opérationnelle à l'IRSN depuis quelques années sur de petits échantillons *ex vivo* nécessitant des prélèvements invasifs (os, émail dentaire et dentine) (Tikunov *et al.*, 2005) ou sur des matériaux provenant de l'environnement des victimes (sucres, etc.), ceci pour des expositions à des photons ou des électrons.

Cette technique a été étendue aux expositions dans des champs mixtes (photons, neutrons) tels que ceux rencontrés lors d'un accident de criticité (Hervé *et al.*, 2005). Au cours de l'année 2005, une étude a permis de caractériser les propriétés dosimétriques des sucres vis-à-vis des neutrons et de mettre en place une base de données (DIOMEDE) permettant de faire le lien entre la dose aux organes et/ou au corps entier et la dose en certains points du corps déterminée par RPE.

L'étude de l'utilisation de la RPE pour le tri rapide de population suite à un accident ou un acte de malveillance radiologique impliquant un nombre important de personnes du public a également débuté, notamment sur les ongles et les cheveux.

1.2.2. La dosimétrie in vivo

Afin de disposer d'un outil permettant d'évaluer rapidement les doses en situation d'urgence et d'effectuer un tri de population suite à un accident ou acte de malveillance, le laboratoire travaille au développement d'un système de mesure *in vivo* fondé sur la RPE à plus basse fréquence. En effet, la fréquence utilisée pour la technique *ex vivo* (9 GHz) ne permet pas des mesures *in vivo* pour des raisons d'échauffement des tissus et de pénétration insuffisante de l'onde hyperfréquence. L'objectif de ce programme de recherche est de développer un système travaillant à une fréquence plus faible (entre 0,6 et 2 GHz) qui permettrait d'évaluer la dose directement sur une partie du corps de la victime sans avoir recours à un prélèvement invasif. La technique est toutefois limitée par l'épaisseur de tissu à traverser et ne peut donc s'appliquer qu'à des parties du corps de petites dimensions et facilement accessibles, telles que les dents ou les doigts.

Figure 3 – Reconstitution dosimétrique avec SESAME : guide du geste chirurgical.
Dosimetric reconstruction with SESAME : guide of chirurgical gesture.

Au cours de l'année 2005, plusieurs prototypes ont été développés pour la mesure de la dose au niveau des doigts. Les expériences réalisées avec les derniers prototypes montrent qu'il est *a priori* possible de mesurer des doses de l'ordre de quelques dizaines de Gray. Un nouveau prototype du système de détection a été construit et est en cours d'évaluation.

Dans le cadre du développement d'un équipement dédié à la mesure *in vivo* de la dose au niveau des dents, l'IRSN a signé un contrat de collaboration avec le laboratoire de dosimétrie RPE du GSF (Allemagne) afin de mettre en commun les moyens et les compétences de chacun et ainsi développer rapidement un système de mesure *in vivo*.

1.3. Un cas concret : irradiation accidentelle d'un ouvrier chilien

L'outil SESAME a été utilisé suite à l'irradiation, en décembre 2005, d'un ouvrier chilien par une source d' ^{192}Ir tombée d'un gammagraphe. La victime avait placé la source dans la poche arrière gauche de son pantalon pendant une dizaine de minutes. Rapidement, un érythème était apparu sur la fesse gauche de la victime. La victime avait été transportée en France fin décembre pour être soignée à l'hôpital militaire Percy de Clamart. L'outil SESAME a permis de réaliser une

cartographie précise de la distribution de dose en surface et en profondeur au niveau de la fesse de la victime (Fig. 3). À partir des images scanner de la victime, nous avons sélectionné 163 coupes allant du milieu de l'abdomen jusqu'à mi-cuisses. Ensuite, nous avons généré un fantôme voxel comportant les contours externes et les structures osseuses, et défini et positionné la source d' ^{192}Ir . Enfin, nous avons sélectionné la zone sur laquelle nous souhaitons réaliser un calcul d'isodoses, c'est-à-dire au niveau du centre de la lésion. Cette cartographie a été utilisée par l'équipe médicale en charge de la victime pour déterminer la taille de l'exérèse à pratiquer. En complément de la reconstitution de dose par calcul Monte Carlo, dans un but de recalage expérimental, des mesures par RPE ont été réalisées par le laboratoire sur un échantillon d'os prélevé au niveau de la crête iliaque ainsi que sur des dents de la victime.

RÉFÉRENCES DU CHAPITRE 1

- Aubineau-Lanièce I., De Carlan L., Clairand I., Lemosquet A., Chiavassa S., Pierrat N., Bardies M., Franck D. (2005) Current developments at IRSN on computational tools dedicated to assessing doses for both internal and external exposure, *Radiat. Prot. Dosim.* **115**, 522-529.
- Hervé M.L., Clairand I., Tikunov D., Trompier F., Bottollier-Depois J.F. (2005) Étude par RPE de la réponse de différents matériaux en champ mixte (γ, n), application à la reconstitution dosimétrique d'accident. SFRP - Congrès national de radioprotection, Nantes, France.
- Tikunov D., Trompier F., Ivannikov A., Clairand I., Hervé M.L., Khailov A., Skvortsov V. (2005) Relative sensitivity of tooth enamel to fission neutrons: Effect of secondary protons, *Radiat. Meas.* **39**, 509-514.

2. La caractérisation dosimétrique et spectrométrique des postes de travail exposés aux neutrons^b

2.1. Introduction

Le laboratoire de métrologie et de dosimétrie des neutrons de l'IRSN réalise aux niveaux national et européen des campagnes de mesures pour caractériser les champs neutroniques auprès de postes de travail de différents domaines : industriel, médical, ou militaire. Ces campagnes de mesures sont généralement réalisées avec des instruments de référence étalonnés auprès de laboratoires primaires possédant des champs de rayonnements recommandés par la norme ISO ou auprès de champs caractérisés par modélisations et mesures expérimentales de référence. La caractérisation dosimétrique neutronique des postes de travail peut être réalisée de façon complémentaire avec des instruments de radioprotection et débitmètres d'ambiance, ainsi qu'avec des moyens de spectrométrie neutronique, comme détaillé dans ce chapitre.

^b Chapitre rédigé par V. Lacoste, L. Van-Ryckeghem, B. Asselineau et C. Monnin-Parietti.

2.2. Les instruments de mesures utilisés

2.2.1. Dosimétrie et spectrométrie neutronique par système de sphères de Bonner

Pour réaliser des études de postes en matière de spectrométrie neutronique, l'IRSN utilise un système de sphères de Bonner (Lacoste *et al.*, 2004a) permettant de déterminer la distribution en énergie de la fluence neutronique du domaine thermique à 20 MeV. Le système en effet a été caractérisé pour ce domaine en énergie auprès de laboratoires de référence du PTB et du NPL. Il est composé d'un compteur à ^3He dont l'efficacité, qui suit la section efficace de réaction (n,p), est très grande pour les neutrons d'énergie thermique. Ce détecteur est placé successivement au centre de dix-sept sphères de polyéthylène, de diamètres différents, variant de 6,35 cm à 30,48 cm. Plus le diamètre de la sphère est grand, plus la modération des neutrons est importante, permettant la détection de neutrons de plus hautes énergies ; ce système, équipé d'un ensemble de douze sphères, est ainsi efficace sur un vaste domaine d'énergie. Une coquille de cadmium est utilisée avec les cinq sphères de petits diamètres, ce qui permet d'avoir des informations complémentaires sur la composante thermique du champ mesuré. En fin de mesure, dix-sept valeurs sont disponibles pour déterminer la distribution en énergie de la fluence neutronique. Des codes de déconvolution (NUBAY for « Neutron spectrum Unfolding using BAYsian parameter estimation », MAXED et GRAVEL) sont ensuite utilisés pour déterminer, à partir des fonctions de réponse du système, la solution la plus probable, c'est-à-dire celle qui présentera la meilleure adéquation entre les valeurs mesurées et les valeurs calculées correspondant aux mesures. Ces dernières s'obtiennent par convolution de la fonction de réponse de chaque sphère avec le spectre solution obtenu. L'équivalent de dose ambiant peut être déduit de la fluence neutronique en convoluant les coefficients de conversion fluence/équivalent de dose recommandés par l'ICRU 57. Un exemple d'analyse des données de spectrométrie neutronique par sphères de Bonner est détaillé dans la référence (Lacoste *et al.*, 2004b).

2.2.2. Spectrométrie neutronique par compteurs proportionnels gazeux

L'autre spectromètre de terrain utilisé en expertise est le ROSPECTM. Le Rospec (Rotational spectrometer), destiné à la spectrométrie des neutrons à des fins dosimétriques (Ing *et al.*, 2004), a été développé par la société BTI (Bubble Technology Industries) pour des applications militaires et adopté comme spectromètre de référence par l'OTAN (Stanka, 1995). Il a fait l'objet de plusieurs évaluations par des laboratoires de métrologie (Numes et Faught, 2000 ; Rosentstock *et al.*, 1997 ; Schwartz et Eisenhauer, 1994) et est désormais utilisé

par de nombreux groupes de radioprotection dans le monde entier (Devine and Romero, 2002 ; Itié *et al.*, 2002).

Le spectromètre Rospec est basé sur le principe de la détection des neutrons par six compteurs proportionnels gazeux remplis d'hydrogène, de méthane ou d'hélium-3 et permet d'évaluer la distribution énergétique de la fluence des neutrons entre 0,01 eV et 4,5 MeV.

La spectrométrie des neutrons rapides est réalisée à l'aide de quatre compteurs proportionnels remplis d'hydrogène (proton de recul) à différentes pressions.

La spectrométrie des neutrons thermiques et épithermiques est réalisée à l'aide de deux compteurs proportionnels remplis d'hélium-3 (réaction nucléaire exothermique $^3\text{He}(n, p)^3\text{H}$). Le compteur utilisé pour la détection des neutrons épithermiques est entouré d'un blindage de bore-10. Ces six compteurs sont montés sur une plate-forme rotative qui permet à chacun d'entre eux de décrire la même orbite et d'échantillonner le même champ, de telle sorte que les variations du champ se trouvent moyennées.

L'étalonnage du Rospec a été effectué par le constructeur BTI (Bubble Technology Industries). Les compteurs proportionnels à proton de recul ont été étalonnés avec des faisceaux de neutrons monoénergétiques produits par un accélérateur de type Van de Graaff situé à Ottawa au DREO (recherche et développement pour la défense au Canada). Chaque détecteur a été ainsi exposé à plusieurs faisceaux de neutrons monoénergétiques d'énergies différentes.

Le code de déconvolution du Rospec est dérivé du code SPEC4 développé à AWRE (Atomic Weapon Research Establishment) (Benjamin *et al.*, 1998) dans les années 1960. Ce code utilise la méthode de soustraction spectrale pour évaluer la fluence neutronique.

L'équivalent de dose ambiant peut être déduit de la fluence neutronique en convoluant les coefficients de conversion fluence/équivalent de dose recommandés par l'ICRU 57.

2.3. Les développements en cours

2.3.1. Spectrométrie neutronique en champs mixtes de composante photonique prédominante

Le système de sphères de Bonner utilisé pour les études de postes de travail ne peut être utilisé dans des champs de rayonnements où la composante photonique est prédominante par rapport à la composante neutronique, la discrimination électronique entre les événements photons et neutrons ne pouvant être réalisée de manière satisfaisante. Ce type de champs mixtes de composante photonique

intense est généré par exemple auprès d'installations de traitement médical par radiothérapie utilisant des accélérateurs linéaires. Depuis 1998, la directive européenne IEC 60601-2-1 recommande de déterminer le taux de rayonnement neutronique parasite généré par des appareils délivrant des rayonnements X de plus de 10 MeV, entre autres par mesure « du débit de fluence maximum de neutrons auquel il faut s'attendre à la distance normale de traitement pour un débit de dose absorbée donné de rayonnement X ainsi que de la distribution d'énergie estimée ».

Ces directives ont amené le laboratoire de l'IRSN à étendre ses possibilités en termes d'outils d'expertise spectrométrique dans de tels champs de rayonnements mixtes photons-neutrons. Une des possibilités pour réaliser une spectrométrie neutron en présence d'une forte composante photonique est l'utilisation d'un système passif insensible aux photons basé sur le même principe que le « système actif », à savoir l'utilisation de sphères de polyéthylène et de détecteurs de neutrons thermiques. L'activation par capture neutronique de feuilles répond à ce principe, à condition de choisir un matériau dont la section efficace de capture neutronique soit très grande dans le domaine thermique.

Un tel système « passif » de sphères de Bonner, utilisant des feuilles d'or (Amgarou, 2006) a été utilisé au cours de deux campagnes de mesures auprès d'un LINAC d'application médicale : une à Essen le 26 septembre 2006 et une autre à Barcelone le 30 septembre 2006.

2.3.2. Spectrométrie neutronique pour le domaine des hautes énergies

Les autres types d'accélérateurs pour les traitements médicaux par rayonnements ionisants sont des cyclotrons, utilisés pour la neutron- et proton-thérapie. Ces installations, certes encore peu nombreuses comparées aux accélérateurs linéaires, connaissent un développement croissant du fait de leur grande efficacité pour les traitements cancéreux localisés. Des champs neutroniques de haute énergie (> 20 MeV) sont produits par réactions nucléaires secondaires et la détermination de la distribution en énergie de la fluence neutronique est importante, que ce soit pour l'estimation du débit d'équivalent de dose ou pour le calcul de la réponse d'instruments de radioprotection présents dans les salles de traitement. Par exemple, dans le cas des traitements des tumeurs cancéreuses par proton-thérapie, un champ de rayonnement secondaire très énergétique, principalement constitué de neutrons, est généré par l'interaction des protons au niveau du patient et de la ligne de faisceau. La connaissance de la distribution en énergie de la fluence neutronique est une des voies possibles pour estimer les doses additionnelles aux points stratégiques de l'installation et est particulièrement utile pour choisir et étalonner les différents systèmes de mesure nécessaire à la surveillance des débits de dose ambiants et au suivi dosimétrique individuel du patient.

Les effets néfastes des réactions neutroniques sur certains composants électroniques sont aussi observés et étudiés pour le domaine aéronautique et spatial. Dans ces domaines, le flux neutronique induit par le rayonnement cosmique aurait un rôle majeur dans les interactions avec les circuits électroniques, celles-ci pouvant être à l'origine de conséquences sérieuses (Lacoste, 2005). Afin de répondre au mieux aux besoins de caractérisation des champs neutroniques de haute énergie pour les applications citées, l'IRSN a entrepris le développement d'un spectromètre neutrons de hautes énergies (> 20 MeV) basé sur le principe du système de sphères de Bonner. Le compteur de neutrons thermiques associé au système multi-détecteur devrait être adapté, en terme de sensibilité, aux débits de fluence attendus aux points de mesure et selon la méthode de production du champ de rayonnements neutroniques.

RÉFÉRENCES DU CHAPITRE 2

- Amgarou K. (2006) Study of thermal neutron activation materials, IRSN report 2006-09.
- Benjamin P.W. *et al.* (1998) The Analysis of Recoil Proton Spectra, rapport AWRE 09/68, Bubble Technology Industries, « Rospec calibration certificate S/N 96001 », certificat, nov-29-2001, Chalk River, (2001).
- Devine R., Romero L. (2002) Evaluation of spectrum measurement devices for operational use, *Nucl. Instr. Meth. Phys. Res. A* **476**, 416-422.
- ICRU report 57 (1998) Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation.
- Ing H., Cross W.G., Bunge P.J. (1985) Spectrometry for radiation protection at Chalk River nuclear laboratories, *Radiat. Prot. Dosim.* **10**, 137-145.
- Itié C., Muller H., Asselineau B., Médioni R., Crovisier P., Valier-Bradier P., Groetz J.E., Piot J. (2002) Mesures de spectrométrie et de dosimétrie neutron aux postes de travail pour l'étalonnage de dosimètres individuels PGP-DIN, *Radioprotection* **37**, 443-455.
- Lacoste V., Gressier V., Pochat J-L., Fernández F., Bakali M., Bouassoule T. (2004) Characterization of Bonner sphere systems at mono-energetic and thermal neutrons fields, *Radiat. Prot. Dosim.* **110**, 1-4.
- Lacoste V., Reginatto M., Muller H. (2004) Neutron spectrometry with Bonner spheres at the Belgonucléaire MOX fuel processing plant – EVIDOS Campaign n°2, IRSN Report DRPH/SDE/2004-34.
- Lacoste V. (2005) Spectrométrie haute énergie – Projet de collaboration L2MP-IRSN, Rapport IRSN 2005-40.
- Norme IEC 60601-2-1 (1998) paragraphe 29.2.3 « Rayonnements neutroniques parasites ».
- Nunes J.C., Faught R.T. (2000) Commissioning of a proton-recoil spectrometer, *Radiat. Prot. Dosim.* **87**, 251-260.
- Rosenstock W., Köble T., Kruziniski G., Jaunich G. (1997) Calibration of a neutron spectrometry in the energy range 144 keV to 14.8 MeV with ISO energies, *Radiat. Prot. Dosim.* **70**, 299-303.
- Schwartz R.B., Eisenhauer C.M. (1994) Test of a neutron spectrometer in NIST standard fields, *Radiat. Prot. Dosim.* **55**, 99-105.
- Stanka M.B. (1995) The ROSPEC Neutron Spectrometer, A NATO Collaborative Success. In : *Proc. Workshop on Biomedical Aspects of Nuclear Defence*, NATO technical proceeding AC/243 (Panel 8) Tp/6, B3.1-B3.8.

3. Les recherches à l'IRSN pour l'amélioration de la mesure directe en dosimétrie interne^c

3.1. Introduction

Contrairement à la dosimétrie externe, l'évaluation de la dose interne passe inévitablement par l'estimation de la contamination interne, et donc de l'activité retenue, présente dans le corps humain dans un premier temps. L'un des objectifs principaux du laboratoire d'évaluation de la dose interne (LEDI) de l'IRSN réside dans l'amélioration des techniques actuelles d'anthroporadiamétrie mises en œuvre pour évaluer l'activité présente dans les organes et tissus du corps humain à la suite de l'incorporation et du séjour d'un ou plusieurs radionucléides naturels ou artificiels dans l'organisme. Par ailleurs, les recherches consistent également à améliorer les techniques de mesure directe de la contamination pulmonaire et des plaies contaminées chez les travailleurs de l'industrie nucléaire à leur poste de travail, en se centrant sur la mesure des émetteurs X (< 20 keV) et gamma de basse énergie (< 100 keV). C'est dans ce cadre particulier que le LEDI participe depuis plus de dix ans aux LARD.

3.2. L'évolution des recherches à l'IRSN depuis 30 ans

Comme il a été dit précédemment, l'IRSN, anciennement appelée IPSN (Institut de protection et de sûreté nucléaire), a été impliquée depuis longtemps dans le domaine de la mesure *in vivo* des actinides et a fait depuis plus de trente ans l'objet de nombreux travaux (Razafindralambo, 1995 ; Bérard et Aussel, 1993 ; Razafindralambo *et al.*, 1993 ; Daburon et Rigaudière, 1976).

La mesure *in vivo* basse énergie recouvre la spectrométrie des radionucléides émetteurs de raies X et gamma au-dessous de 100 keV qu'il est possible d'observer au niveau de certains organes cibles (poumon, crâne, thyroïde) ou tissus (blessure ou criblage cutané). Cette mesure est importante pour suivre les travailleurs en cas d'exposition accidentelle par des actinides, en particulier les isotopes du plutonium sous des formes chimiques insolubles qui entraînent des niveaux de rétention élevés. Elle présente cependant de grandes difficultés liées principalement à l'absorption rapide des photons de basse énergie dans les tissus avant de pouvoir être détectés (Pihet *et al.*, 1995). Cet effet diminue la sensibilité de la mesure et sa représentativité par rapport à l'ensemble de l'organisme, le détecteur ne « voyant » que les radionucléides présents à faible profondeur et dans un angle solide limité. Le cas le plus difficile à cet égard est sans aucun doute celui de la mesure

^c Chapitre rédigé par D. Franck et L. De Carlan.

Figure 1 – Comparaison des spectres de ^{239}Pu mesurés avec un fantôme de Livermore pour différents systèmes de détection : (i) Phoswich (325 cm^2) ; (ii) compteur proportionnel (250 cm^2) ; (iii) GeHP (160 cm^2) (Razafindralambo, 1995).

Comparison of ^{239}Pu spectra measured with Livermore phantom using different in vivo systems: (i) Phoswich (325 cm^2); (ii) proportional counter (250 cm^2); (iii) GeHP (160 cm^2) (Razafindralambo, 1995).

pulmonaire, étant donné les dimensions et la complexité du volume à mesurer. En revanche, la mesure basse énergie dans son principe s'applique bien à la localisation d'une concentration d'actinides dans des régions moins étendues, comme dans le cas d'une blessure.

Tandis que les scintillateurs étaient suffisants pour mesurer les radionucléides émettant des raies γ d'énergie élevée comme les produits de fission, la mesure de certains actinides comme ^{239}Pu à de faibles niveaux d'activité a conduit au développement des compteurs proportionnels à gaz (CP) possédant une meilleure résolution et un bruit de fond beaucoup plus faible (Daburon et Rigaudière, 1976). La résolution en énergie du CP était suffisante pour séparer les raies X de ^{239}Pu (Fig. 1). Cependant, malgré une surface de détection relativement élevée, ce détecteur était pénalisé par le manque de pouvoir d'absorption du gaz, induisant une faible efficacité photoélectrique et limitant sa gamme dynamique à 50 keV. En outre, la dégradation de sa résolution avec le temps, probablement due à un vieillissement du mélange gazeux, et l'ajustement délicat de l'analyse d'impulsion en avaient fait un système, certes intéressant sur le plan physique, mais instable du point de vue de l'application.

L'efficacité intrinsèque des compteurs proportionnels étant trop faible, des détecteurs de type phoswich ont été développés (Daburon et Rigaudière, 1976). Ce

détecteur est un assemblage de deux scintillateurs, généralement un NaI de faible épaisseur (1,5 mm) associé à un cristal plus épais de CsI (~50 mm), permettant à la fois la détection basse énergie et la réduction du bruit de fond. Le phoswich présente l'avantage de posséder une efficacité de détection élevée en combinant l'usage du scintillateur et une grande surface de détection. Ceux-ci avaient en revanche l'inconvénient de posséder un faible pouvoir de résolution qui ne permettait pas de séparer les raies X de ^{239}Pu (Fig. 1).

Il y a un peu plus d'une dizaine d'années, grâce à la maîtrise des procédés de fabrication de monocristaux de plus en plus gros et de meilleure qualité, la spectrométrie utilisant des détecteurs germanium de haute pureté (GeHP) s'est largement répandue pour la mesure d'échantillons. Ces détecteurs offrant une excellente résolution représentaient une alternative intéressante pour la mesure *in vivo* des actinides, y compris pour le plutonium. La figure 1 représente les spectres obtenus dans des conditions de mesure similaires à l'aide des trois systèmes et résume les avantages et inconvénients des systèmes de détection existants pour la mesure pulmonaire de ^{239}Pu (Razafindralambo, 1995 ; Razafindralambo *et al.*, 1993). Parmi ces techniques, on voit que le GeHP représente la seule véritable avancée durant cette période puisqu'il allie une excellente résolution en énergie à une efficacité intrinsèque élevée sur une gamme dynamique allant de 10 à 200 keV. Cette propriété le rend particulièrement bien adapté à la détection des isotopes de l'uranium (Bérard et Aussel, 1993).

Pour parvenir à une amélioration significative de la sensibilité et réduire les incertitudes de la mesure *in vivo* basse énergie, plusieurs conditions devaient être réunies : utiliser des détecteurs de bonne résolution en énergie, en augmenter la surface, optimiser la géométrie de détection et enfin réduire la sensibilité des détecteurs au rayonnement ambiant (« bruit de fond »). Les systèmes les plus récents, qui utilisent le germanium hyper pur refroidi à l'azote liquide (Fig. 2), répondent très bien au premier critère mais le volume minimum du cristal et l'encombrement des cryostats sont autant de contraintes vis-à-vis des trois derniers critères.

3.3. Orientations des recherches actuelles

Les avancées réalisées se traduisent dans deux projets de recherche décrits dans les paragraphes suivants :

- le développement de recherches appliquées à la mesure anthroporadiométrique avec l'émergence d'une nouvelle génération de détecteurs pour la spectrométrie *in vivo* haute résolution des transuraniens émetteurs X et gamma de basse énergie ;

Figure 2 – Système de mesure anthroporadiométrique installé à l'IRSN, Le Vésinet.
In vivo monitoring system installed at IRSN, Le Vésinet.

- grâce à l'évolution, ces dernières années, de nouvelles techniques d'imagerie et l'augmentation de la puissance de calcul des ordinateurs, le développement d'outils numériques appliqués à la mesure basés sur l'utilisation de codes de calcul Monte Carlo.

3.3.1. Amélioration de la mesure *in vivo* haute résolution des transuraniens émetteurs X et gamma de basse énergie

Se fondant sur les données de référence fournies par les détecteurs GeHP, les critères auxquels doit répondre un nouveau système de spectrométrie *in vivo* pour obtenir un gain de performance significatif ont été établis en première analyse comme suit :

- une résolution en énergie équivalente à celle d'un détecteur GeHP pour la spectrométrie X ;
- un matériau et une structure de détecteur donnant une faible réponse au bruit de fond radiatif ;
- une surface de détection importante permettant d'ajuster la géométrie de détection au volume pulmonaire ;
- une efficacité suffisante pour pouvoir détecter la raie γ de ^{241}Am .

Les différentes voies de recherche qui ont été explorées par différents auteurs en suivant ces différents critères comportaient principalement :

- (i) la production de cristaux de germanium de grand volume permettant le développement de systèmes *in vivo* de plus grande surface. Cependant l'utilisation de cryostats restera toujours un réel problème ;

- (ii) l'utilisation de nouveaux mélanges de gaz permettant une meilleure efficacité de détection. Actuellement il n'est cependant pas encore démontré qu'une bonne résolution pourra être alliée à une bonne efficacité nécessaire pour la mesure des actinides (Razafindralambo, 1995) ;
- (iii) et enfin la recherche de nouveaux semi-conducteurs fonctionnant à température ambiante. Cette dernière voie semble être la plus prometteuse pour le futur de la mesure *in vivo* (Pihet *et al.*, 1995). La raison principale est que le recours à une technologie à température ambiante présente l'avantage vis-à-vis du détecteur germanium fonctionnant à température azote liquide de permettre une grande surface de détection mieux ajustée au thorax (De Carlan *et al.*, 1997).

Parmi les différents matériaux, deux types de semi-conducteurs se sont avérés comme très prometteurs pour l'anthroporadiamétrie car répondant bien aux critères précités : le tellure de cadmium (CdTe) et le silicium.

L'application du CdTe pour la spectrométrie X et γ est étudiée depuis quelques années dans un certain nombre de laboratoires (Razafindralambo, 1995). Il présente, en effet, l'avantage par rapport au Si et même au Ge d'être plus dense et donc d'offrir des efficacités de détection intrinsèques supérieures. Cependant, en raison de problèmes de fabrication, une résolution acceptable ne peut être obtenue actuellement que pour de très petits volumes, limitant leur utilisation actuelle en spectrométrie au niveau du laboratoire et à des systèmes de faibles dimensions (Scheiber, 1996). Des recherches importantes sont actuellement réalisées dans ce domaine et pourraient dans le futur conduire à la production de cristaux de grande taille et ainsi ouvrir leur application en anthroporadiamétrie.

Le silicium de haute résistivité a été identifié comme le plus intéressant sur le plan de la maturité technologique (De Carlan *et al.*, 1997). Le silicium, comme le germanium, appartient à la catégorie des détecteurs qui permettent potentiellement d'obtenir une très bonne résolution en énergie, contrairement aux détecteurs gazeux et aux scintillateurs. De plus, les progrès de la technologie planaire sur silicium passivé implanté de faible capacité ont conduit à la réalisation de détecteurs à dérivation ayant des bruits électroniques de plus en plus faibles (Strüder, 1989) et donc des résolutions excellentes, équivalentes à celle des GeHP, voire meilleures.

Deux difficultés majeures impliquaient de démontrer la faisabilité du silicium pour une application telle que l'anthroporadiamétrie pulmonaire. La difficulté principale était l'utilisation de détecteurs fiables sur le plan de la technique de fabrication et conservant leur niveau de qualité sur une grande surface. La seconde difficulté était la faible gamme d'énergie accessible au silicium. Les premières simulations des performances de ce type de détecteurs ont montré qu'un facteur 2,8

Figure 3 – Système de mesure des actinides Anthro-Si pour les plaies contaminées.
Anthro-Si System for actinides measurements in contaminated wounds.

pouvait être gagné sur la limite de détection pour la mesure de ^{239}Pu par rapport aux systèmes germanium utilisés actuellement (Razafindralambo, 1995). Cette étude montre également que la mesure peut être raisonnablement étendue aux rayonnements gamma de 60 keV de ^{241}Am avec une augmentation acceptable de la LD (facteur 2). En tenant compte de l'application spécifique à la mesure pulmonaire, un premier système de détection mettant en jeu des modules de dix détecteurs Si et une électronique associée spécialement adaptée a été développé (De Carlan *et al.*, 1997). Les mesures effectuées à ce jour sur sources étalées ont confirmé ces simulations (De Carlan *et al.*, 2003). En particulier, les premiers résultats sur la réduction du bruit de fond par anticoincidence interne ont permis d'abaisser le bruit de fond d'un facteur 3, conduisant à des gains en limite de détection par rapport aux détecteurs HPGe d'un facteur 1,75.

À partir des études réalisées, l'IRSN a mis en place en 1999 le projet « ANTHRO-Si » (anthroporadiamétrie silicium) comprenant l'étude et la réalisation des détecteurs, la mise au point de l'électronique bas bruit intégrée qui satisfasse les spécifications recherchées, et la conception des systèmes de mesure en collaboration avec la société Canberra (De Carlan *et al.*, 2003).

Le projet a abouti aujourd'hui à la réalisation du détecteur et à celle du premier prototype modulaire intégré (Fig. 3). Les propriétés intrinsèques du détecteur – dont principalement les courants thermiques et les capacités – ont été optimisées

pour permettre d'atteindre une résolution en énergie de l'ordre de 2,5 keV avec une gamme dynamique allant de 10 keV à 100 keV et une surface de détection de 16 cm², pour une épaisseur de 500 µm. Il comporte 64 éléments (« pixels ») gérés par des circuits intégrés (« ASICs ») dont le développement était la dernière étape critique pour prouver la faisabilité de ce type de systèmes. Ce prototype constituera l'élément modulaire des futurs systèmes anthroporadiométriques de gabarit variable suivant l'application. Parmi les applications potentielles, sont envisagées en premier lieu la mesure de plaies contaminées par le plutonium, objectif premier du projet ANTHRO-Si, et la mesure pulmonaire des isotopes des actinides.

3.3.2. Développement d'outils numériques appliqués à la mesure

Si l'optimisation de la géométrie de détection permet en général de minimiser les incertitudes de mesure, l'étalonnage reste un problème crucial notamment pour la mesure des X et gamma de basse énergie. La mesure présente certains inconvénients pouvant influencer de manière notable les résultats des mesures. En présence d'actinides (uranium, plutonium, américium), et dans le cas d'une incorporation pulmonaire ou d'une blessure cutanée, la détection est rendue complexe et délicate du fait des faibles énergies des rayonnements émis et de leur forte absorption dans les tissus humains. De plus, bien que d'importants efforts aient été réalisés pour améliorer la fabrication des fantômes physiques servant à l'étalonnage des installations anthroporadiométriques, ils ne peuvent fournir, pour des raisons techniques, qu'une représentation plus ou moins grossière des tissus humains.

Pour améliorer l'étalonnage dans ces conditions particulières, l'utilisation de fantômes numériques voxélisés associés aux techniques de calcul Monte Carlo a été mise en oeuvre au sein du laboratoire (Borissov *et al.*, 2002). Ces fantômes sont réalisés à l'aide d'une interface appelée *Edipe* (Outil d'Évaluation de la Dose Interne Personnalisée) permettant, d'une part, la création et l'utilisation de fantômes produits sous la forme de voxels et reconstruits à partir d'images scanners ou IRM et, d'autre part, la simulation de la mesure dans des conditions similaires à la réalité grâce à l'écriture automatique du fichier d'entrée de MCNP (code de calcul pour la simulation du transport des particules). Les premiers développements et validations de cet outil ont montré l'intérêt et le potentiel que représente l'utilisation des fantômes voxélisés pour les mesures anthroporadiométriques (Aubineau-Lanièce *et al.*, 2005 ; De Carlan *et al.*, 2005 ; Pierrat *et al.*, 2005).

L'intérêt d'une telle approche a été confirmé par un premier travail réalisé dans notre laboratoire avec comme principaux résultats (i) la réalisation d'un cahier des charges pour la mise en œuvre d'un fantôme numérique adapté à notre problématique et (ii) le développement de l'ensemble des outils informatiques

Figure 4 – Système de comptage multidétecteurs du Laboratoire d'Analyses de Biologie Médicale de COGEMA Marcoule modélisé par MCNP.

Multi detector system of the biomedical laboratory of COGEMA Marcoule modelised by MCNP.

nécessaires à l'étude et la validation par des études comparatives réalisées en utilisant des fantômes anthropomorphes (De Carlan *et al.*, 1997 ; Pihet *et al.*, 1995 ; Razafindralambo, 1995 ; Razafindralambo *et al.*, 1993). La méthode est basée sur la construction d'un fantôme mathématique, produit sous la forme de voxels à partir d'images scanners (CT), à l'aide d'une interface spécialement développée permettant, d'une part, la reconstruction de configurations très variées de contaminations et la définition des compositions tissulaires associées et, d'autre part, la création automatique du fichier d'entrée de MCNP4b.

Une première validation a consisté à réaliser la modélisation du système de comptage multidétecteurs du Laboratoire d'Analyses de Biologie Médicale de COGEMA Marcoule à partir des plans fournis par le constructeur (Fig. 4). Des mesures *in situ* ont été effectuées avec des sources ponctuelles et ont permis par comparaison avec les simulations correspondantes de valider la modélisation de ce système. D'autres mesures, réalisées avec le fantôme anthropomorphe de Livermore (Fig. 5), ont permis de valider l'outil *Edipe* pour une installation réelle, montrant la possibilité d'élaborer des courbes d'efficacité virtuelles en vue d'un étalonnage numérique de l'installation.

À partir de ces résultats, nos recherches ont été axées sur l'étude des incertitudes de mesure. La première étape a été de montrer par simulation l'écart que l'on pourrait obtenir sur l'estimation de l'activité pour la mesure d'une personne (fantôme de Zubal) selon le fantôme physique utilisé pour l'étalonnage. Les résultats montrent que le fantôme physique qui aurait été choisi pour l'étalonnage ne correspond pas à celui qui paraît le plus approprié. Cette étude

Figure 5 – *Photo de l'installation de mesure pulmonaire du LABM de Marcoule avec le fantôme de Livermore (a) et sa modélisation (b).*

Photo of the pulmonary measuring installation of the Marcoule LABM with the Livermore phantom (a) and its model (b).

montre donc d'une part l'intérêt de réaliser des étalonnages numériques des installations de comptage réelles avec des fantômes voxélisés de morphologie proche de celle des personnes à mesurer ; pour cela, la création d'une bibliothèque de fantômes numériques voxélisés de morphologies variées a été initiée. D'autre part, cette étude prouve également l'intérêt de la détermination d'équations bioparamétriques plus spécifiques à la morphologie française/européenne, les équations bioparamétriques existantes étant en général déterminées à partir de morphologies nord-américaines pour une géométrie de mesure assez différente de celle utilisée en France. Ces équations font partie du travail réalisé actuellement.

La seconde étape a été de concevoir des approches de contaminations inhomogènes, afin de mieux appréhender l'influence d'une hétérogénéité de contamination sur les facteurs d'étalonnage. Deux modèles très simplifiés de contaminations inhomogènes (contaminations surfaciques pour simuler une contamination alvéolaire et contaminations par sources ponctuelles pour simuler des points chauds) ont été utilisés et comparés à une contamination uniformément répartie dans les poumons. Les résultats semblent montrer que pour des énergies supérieures à 26 keV, il n'y aurait pas de différence significative entre une contamination inhomogène et le modèle de référence. À 17 keV, une différence entre les deux modèles est constatée mais est relativement faible. Ces résultats sont bien entendu à confirmer avec des études plus réalistes de contaminations inhomogènes ; il sera donc indispensable de trouver plus d'informations à ce sujet afin de développer un modèle pour des contaminations réalistes.

L'étape suivante sera donc axée sur l'étude des contaminations inhomogènes réalistes pulmonaires basées sur des modèles expérimentaux animaux et sur l'étude de contaminations accidentelles par blessure ayant eu lieu récemment.

Les recherches actuelles sont tout à fait encourageantes. Elles ont permis d'obtenir, sur différentes géométries de fantômes et différents types de radioéléments, des erreurs relatives entre la simulation et l'expérimentation inférieures à 20 % et dans la majorité des cas inférieures à 10 %, avec des spectres simulés directement comparables aux spectres obtenus par expérimentation. Ces résultats ont été confirmés par des études expérimentales de simulation des installations anthroporadiométriques pulmonaires sur fantôme contaminé en ^{241}Am (Fig. 5). Dans ces cas plus complexes, une différence de 10 % a été observée entre la mesure expérimentale et le calcul Monte Carlo. Ceci, compte tenu des approximations effectuées lors de la reconstruction du fantôme numérique et notamment sur la résolution des images, est tout à fait satisfaisant.

L'outil développé sera non seulement un outil d'aide au diagnostic pour l'anthroporadiométrie mais ouvre aussi la voie à un certain nombre d'études telles que l'optimisation de nouveaux systèmes de détection ou l'étude des contaminations inhomogènes de mélanges d'actinides. De plus, cet outil a été adapté pour le calcul de doses et peut être utilisé pour toute autre simulation utilisant MCNP dans le cas d'une géométrie complexe issue d'un ensemble d'images superposées.

Cependant, des améliorations doivent encore être apportées. Tout d'abord, certaines incertitudes, comme celles sur les efficacités, peuvent être encore réduites. De plus, il apparaît clairement que si le temps total de reconstruction des fantômes numériques peut, grâce à des outils graphiques, être réduit considérablement (deux heures dans notre cas), le temps de calcul reste prohibitif pour les problèmes qui requièrent à la fois l'exploration de grands volumes et une définition fine de leurs constituants. Cela reste la principale limitation d'une telle approche. Certains auteurs ont cependant montré que des temps de calculs très réduits pouvaient être obtenus en modifiant le code source de MCNP et en augmentant la puissance des ordinateurs (environ une heure de calcul pour un fantôme de 6 106 voxels avec un million de photons émis contre actuellement douze heures de calcul pour un fantôme de 90 000 cellules avec un million de photons émis en utilisant nos moyens informatiques).

RÉFÉRENCES DU CHAPITRE 3

- Aubineau-Lanièce I., de Carlan L., Clairand I., Lemosquet A., Chiavassa S., Pierrat N., Franck D. (2005) Current developments at IRSN on computational tools dedicated to dose assessment for both internal and external exposure, *Radiat. Prot. Dosim.* **116**, 182-190.

- Bérard P., Aussel J.P. (1993) Surveillance anthroporadiométrique X et gamma des travailleurs exposés aux composés de l'uranium à l'aide de détecteurs coaxiaux. In: *Proc. Journées de spectrométrie gamma et X 93*, St Rémy les Chevreuses, France (DTA/DAMRI ed.) pp. 259-263, 1994, Rapport CEA-N-2756.
- Borissov N., Franck D., Laval L., de Carlan L. (2002) A new Graphical User Interface for fast construction of computation phantoms and MCNP calculation: application to calibration of *in vivo* measurement systems, *Health. Phys.* **83**, 272-280.
- Daburon M.L., Rigaudière R. (1976) Détecteur Phoswich (INa-ICs) pour la détection X du Pu-239 et de l'Am-241 dans les poumons, Rapport CEA-R-4794.
- De Carlan L., Franck D., Beaujard P., Burger P., Cahan B., Maillard O., Mazur C., Pihet P., Soulié R. (1997) Investigation of passivated silicon detectors for direct measurements of actinides, *J. Radioanal. Nucl. Chem.* **226**, 205-210.
- De Carlan L., Evrard O., Burger P., Franck D. (2003) Développement d'un système de détection silicium destiné à la spectrométrie X et gamma basse énergie en anthroporadiométrie. Dans : *Journées Gamma et X 2002*, 15-17 Octobre, Saclay, Bulletin du BNM, vol 2003-2, N° 123, pp. 32-36.
- De Carlan L., Roch P., Blanchardon E., Franck D. (2005) New method of voxel phantom creation: application for whole body counting calibration and perspectives in individual internal dose assessment, *Radiat. Prot. Dosim.* **116**, 160-164.
- Pierrat N., de Carlan L., Cavadore D., Franck D. (2005) Application of Monte Carlo calculation for the virtual calibration of a low-energy *in vivo* counting system, *IEEE Trans. Nucl. Sci. - Nucl. Med. Imag. Sci.* **52**, 1353-1358.
- Pihet P., Beau P., Franck D., Malarbet J.L., Razafindralambo N., Rannou A. (1995) Low energy spectroscopy for monitoring lung retention in respect of the present and forthcoming regulation. In: *Radiation Dose Management in the Nuclear Industry*, British Nuclear Energy Society, INSBO 7277 2087 2, pp. 244-251.
- Razafindralambo N., Franck D., Morel J., Pihet P. (1993) Applicabilité de l'analyse spectrale globale pour l'anthroporadiométrie pulmonaire de ²³⁹Pu. In: *Proc. Journées de spectrométrie gamma et X 93*, St Rémy les Chevreuses, France (DTA/DAMRI ed.), pp. 283-288, 1994, Rapport CEA-N-2756.
- Razafindralambo N. (1995) Limite de détection de la spectrométrie X pour l'anthroporadiométrie pulmonaire du plutonium : Analyse et perspectives de développement, Thèse de l'université Paul Sabatier.
- Scheiber C. (1996) New developments in clinical applications of CdTe and CdZnTe, *Nucl. Instrum. Meth. A* **380**, 385-391.
- Strüder L. (1989) Recent development in semiconductor detectors and on-chip electronics, *Nucl. Instrum. Meth. A* **283**, 387-398.