

Des traces à l'électronique – Contribution de l'université de Limoges à la détection des rayonnements ionisants

B. BARELAUD¹, J.L. DECOSSAS², J.C. VAREILLE¹

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

RÉSUMÉ

Cette contribution décrit les objectifs, méthodes et résultats de plus de vingt années de recherches à l'Université de Limoges sur l'interaction rayonnement-matière. Les aspects fondamentaux et les applications à la détection et la dosimétrie sont abordés. D'autres sujets, tels que la modification des propriétés optiques des matériaux sous irradiation et les applications à l'optique intégrée ne sont que survolés. Sur le sujet de la détection des rayonnements, les auteurs partent de l'utilisation des polymères en tant de détecteurs pour aboutir à l'électronique intégrée. La conception des circuits intégrés silicium dédiés à la détection, la caractérisation et la dosimétrie des neutrons est décrite. On explique également comment la conception et la technologie du circuit intégré (capteur et électronique de traitement du signal) sont fortement dépendantes de l'interaction des neutrons. La nécessité d'associer une spectrométrie à la dosimétrie des neutrons est mise en évidence, et l'étude d'une solution globale basée sur un détecteur sandwich est détaillée car elle n'a jamais été publiée. Finalement, l'implication du laboratoire dans l'étude de la dissémination des radioéléments naturels en environnement liée aux activités passées des mines d'uranium est abordée. Le développement d'activités de mesure et d'expertise de radioactivité et de rayonnements nucléaires dans le cadre de la norme ISO 17025 et sous accréditation COFRAC est enfin décrit.

ABSTRACT

From Tracks to chips – A contribution of Limoges University to the detection of ionizing radiations.

This paper describes the aims, methods and results of more than twenty years research at Limoges University on the interaction of radiations with matter. Fundamental aspects as well as applications to detection and dosimetry are given. Other fields such as modifications of optical properties of irradiated materials and integrated optics applications are shortly skimmed over. Concerning particle detection, the authors start from polymers as detecting materials (SSNTD's) and move to integrated electronics. The conception and design of Si chips dedicated to detection, characterization and dosimetry of neutrons are described. It is explained how the design and technology of the chip (sensor and signal processing electronics) are strongly dependant on the properties of the interactions of neutrons. The need of neutron spectrometry for neutron dosimetry is outlined and the studies of a global solution using a sandwich sensor is detailed since it had never been published before. Finally, the involvement of the laboratory in the study of natural radioelement dissemination in the environment due to uranium mining activities in Limousin

¹ XLIM, Institut de Recherche UMR CNRS 6172, Université de Limoges, 123 avenue Albert Thomas, 87060 Limoges Cedex, France.

² PE@RL, 83 rue d'Isle, 87000 Limoges, France.

region is presented. The development of radioactivity and nuclear radiations measurement and evaluation activities in the frame of ISO 17025 standard is presented.

Keywords: tracks / chips / neutrons / dosimetry / environment

1. Introduction

Quand nous avons souhaité retracer l'évolution des recherches initiées à l'université de Limoges dès 1970, il ne s'agissait pas de cultiver la nostalgie mais de contribuer à la réflexion sur une démarche scientifique au sein d'une équipe universitaire, en constatant comment hasard, nécessité et réflexion se conjuguent dans le temps pour construire une recherche suivie.

Hasard des nominations conjuguées à la parution d'articles pionniers – ce fut, entre autres, la thèse de Benton (1968) qui eut ce rôle d'initiateur.

Nécessité pour une équipe naissante d'aborder des sujets dont l'étude entraîne des coûts très faibles – c'est un des avantages que l'on a toujours prêté aux Détecteurs Solides de Traces (DST).

Réflexion qui anticipe des évolutions thématiques et conçoit des applications originales et pertinentes – ce qui conduit à plusieurs pistes :

- l'utilisation des rayonnements afin de modifier les propriétés des matériaux pour des applications à l'optoélectronique ;
- l'usage de certains DST pour une dosimétrie spécifique, celle des neutrons ;
- l'ouverture vers la détection électronique fondée sur des procédures testées avec les DST ;
- le basculement enfin – mais tout n'est-il pas provisoire ? – dans les technologies de la microélectronique, dont le coût de mise en œuvre est particulièrement élevé. On relèvera le paradoxe qui conduit d'un système imposé par son faible coût à un dispositif choisi mais cher. Pour quels avantages ? C'est ce qui sera aussi développé.

La « période DST » fut productive et riche en propositions, même si elle n'occupe qu'une faible place dans cet article au profil d'un développement plus approfondi dans le domaine de l'électronique.

Pour ne pas alourdir la bibliographie, peu d'articles sont cités, les références se limitent en général à quelques-unes des thèses soutenues au sein de l'équipe.

La gageure de rapporter ces évolutions dans le cadre d'un article sera-t-elle tenue ? D'autant plus que l'exercice ne souffre comme conclusion qu'une prospective.

2. Les détecteurs solides de traces (DST)

Le choix, en 1970, d'un matériau de la famille des dérivés cellulosiques s'est porté sur l'acétate (Vareille, 1972), les DST à base de nitrates ayant déjà fait l'objet de nombreuses études. Les travaux conduits alors ont certes permis de caractériser l'acétate de cellulose en tant que DST, mais ce faisant ont fait émerger plusieurs interrogations qui ont conduit à fabriquer les matériaux utilisés dans le laboratoire, dans le but d'entreprendre une étude fondamentale d'une part sur les processus d'interaction particules chargées – matière et d'autre part sur la révélation chimique des traces.

Un travail sur la répartition spatiale des dommages créés par un ion a été conduit afin de maîtriser le processus de détection (Moliton, 1980 ; Decossas, 1982 ; Vareille, 1982). Il se fondait essentiellement sur deux approches :

- la microscopie électronique qui a permis d'accéder à la « trace naissante » d'une particule chargée dont le plus petit diamètre visualisé est 70 Å. Les observations ont montré une structure en îlots de dommages le long de la trajectoire (dimension 100 Å) et des révélations séquencées ont conduit à mettre en évidence une répartition de dommages en trois domaines. Par microanalyse par rayons X a été montrée la possibilité de fixer des atomes de brome sur les sites endommagés par l'ion ;
- une technique d'évaluation de la quantité des dommages par scavenger et spectroscopie. Cela nous a permis de proposer un modèle théorique de la trace latente après une investigation systématique de la quantité de dégâts produits en fonction de l'énergie et du numéro atomique de l'ion. Ce modèle reprend la notion de cœur de trace mis en évidence par microscopie électronique et conduit à des dimensions de domaines de dommages corroborées aussi par la microscopie.

L'étude de l'influence de la constitution du matériau détecteur a permis de mettre en évidence des variations très fortes de sensibilité de détection. On retiendra par exemple que le triacétate de cellulose peut détecter tous les ions jusqu'aux protons, alors que, dans des conditions comparables, le diacétate de cellulose ne peut détecter aucun ion plus léger que le carbone.

Après cette phase d'études fondamentales qui donna à l'équipe une large connaissance des DST, le choix d'une application s'est orienté vers la détection des neutrons. Il s'agissait alors de retenir le détecteur le plus sensible disponible sur le marché. Ce détecteur, le CR39 (Decossas et Vareille, 1987), fit l'objet d'investigations avancées pour maîtriser ses propriétés détectrices et, plus généralement, son comportement sous irradiation, y compris électrons et photons gamma.

Évoquons d'abord l'approche générale du comportement sous irradiation qui ouvrit une nouvelle voie de recherche orientée vers la modification des indices de réfraction de certains matériaux (CR39, polycarbonates, etc.), en fonction de différents paramètres [nature de l'ion (H, He, Li, B), fluence (jusqu'à 10^{15} ions cm^{-2}), énergie (de 50 keV à 300 keV) ou dose gamma absorbée (jusqu'à 2×10^6 Gy)]. Cela a conduit, dans l'équipe, à la fabrication de guides optiques, puis avec l'utilisation de faisceaux d'électrons, à des microguides à destination de l'optique intégrée (Gagnadre, 1992 ; Darraud, 1993). Les développements de cette voie d'étude ne relèvent pas du présent article, ils sont rappelés afin d'illustrer la richesse des pistes qui peuvent naître d'une démarche donnée, qu'il faut donc bien se garder de trop canaliser tout en la conduisant avec rigueur.

Revenons-en à la problématique de la dosimétrie neutronique (Makovicka, 1987) qui a conduit à l'introduction d'un convertisseur neutrons-particules chargées. Le convertisseur a fait l'objet d'une étude complète en prenant en compte la nécessité d'obtenir en sortie du convertisseur un flux de particules chargées corrélé au flux de neutrons incidents. Le travail théorique et expérimental a produit un dosimètre neutronique (neutrons thermiques - intermédiaires - rapides), de structure [Convertisseur {(polyéthylène $(\text{CH}_2)_n$ dopé au ^{10}B)} - Détecteur CR 39]. Le dopage du $(\text{CH}_2)_n$ était maîtrisé grâce à une fabrication sur un accélérateur 400 kV au laboratoire. Le flux d'ions issu du convertisseur est constitué de protons avec un large spectre énergétique et de particules alpha et d'ions lithium. Les problèmes de bruit de fond, inhérents à tout détecteur mais particulièrement prégnants dans les DST, et en particulier pour cette application, ont amené à proposer et mettre en œuvre un dispositif de dosimètre à plusieurs plages et à appliquer une méthode différentielle d'exploitation. De nombreuses expérimentations ont été conduites et les limites d'utilisation de la méthode sont apparues. Dans ces conditions et, à l'ère de la microélectronique, il nous a semblé indispensable d'aborder la réalisation d'un dispositif personnel de détection microélectronique « neutrons-gammas » de façon à réaliser des mesures en temps réel, dont la présentation fait l'objet du paragraphe suivant.

3. Intrusion de l'électronique en dosimétrie des neutrons

3.1. Introduction

La détermination des grandeurs opérationnelles destinées à la surveillance des individus, telles que définies par la publication 60 de la CIPR (1991) (l'équivalent de dose personnel $H_p(10)$ et le débit d'équivalent de dose personnel $\dot{H}_p(10)$), peut être obtenue soit en utilisant une méthode de mesure dosimétrique, soit en utilisant la distribution énergétique du champ neutronique et les coefficients de conversion fluence dose adaptés.

Un premier capteur basé sur l'application de la méthode différentielle (Makovicka, 1987) permet d'effectuer uniquement la dosimétrie des champs de neutrons. Nous expliquerons de manière synthétique les principes physiques qui régissent ce type de capteur et donnerons un aperçu de la modélisation et de la simulation. Nous illustrerons notre propos par quelques résultats acquis lors des très nombreuses campagnes d'expérimentation qui agrémentèrent tous ces travaux de recherches. Analyses et conclusions permettront de fixer les limites d'utilisation du système différentiel en tant que dosimètre électronique personnel.

Un deuxième capteur de type sandwich basé sur l'application de la méthode de détection en coïncidence est issu des réflexions que nous avons eues après avoir analysé le capteur précédent. La détermination des grandeurs $H_p(10)$ et $\dot{H}_p(10)$ sera facilitée par la connaissance du spectre énergétique des neutrons. En effet, les facteurs de conversion neutronique $H_p(10)/\Phi$ (ICRP, 1991 ; ICRU, 1992) varient fortement avec l'énergie des neutrons et, à moins de concevoir un capteur dont la réponse en énergie suive exactement la loi de variation des facteurs de conversion, il est nécessaire de disposer d'une information énergétique sur les champs à traiter. De la même manière que le capteur précédent, nous regarderons successivement les principes physiques, les simulations et quelques résultats expérimentaux ; nous conclurons par une analyse critique de ces capteurs.

Par ailleurs, tous les dosimétristes le savent, les neutrons ne supportent pas la solitude : ils sont toujours accompagnés de photons γ que nous considérons dans cette étude comme des parasites ou grandeurs interférentes. Nous les identifierons et les quantifierons.

Quel que soit le type de capteur électronique élaboré, l'élément de base est une jonction PN réalisée sur un substrat de silicium. Elle est naturellement sensible aux photons γ . Il faut donc minimiser la contribution due à cette grandeur interférente ou mieux, discriminer la réponse due aux photons γ de celle des neutrons.

3.2. Capteur dosimétrique utilisant la méthode différentielle

Ce premier capteur a été mis au point durant la thèse de Barelaud (1989). Le capteur électronique est constitué de deux jonctions P+/N appairées, l'une des deux étant recouverte d'un convertisseur de type polymère. Les éléments constitutifs se caractérisent de la façon suivante.

3.2.1. Le convertisseur (Barelaud et al., 1991a)

Le convertisseur est en polyéthylène $(CH_2)_n$, matériau fortement hydrogéné ($80,8 \times 10^{21}$ atomes d'hydrogène par cm^{-3}) dont la section efficace d'interaction totale avec les neutrons varie de 20 barns à quelques dixièmes de barns sur

l'intervalle d'énergie 0–14 MeV. Il permet ainsi la détection des neutrons intermédiaires et rapides par la création de protons de recul issus de la diffusion élastique des neutrons sur les atomes d'hydrogène. La détection des neutrons thermiques (voire épithermiques) utilise la réaction nucléaire $^{10}_5\text{B}(n, \alpha)^7_3\text{Li}$ de section efficace d'interaction élevée (≈ 3840 barns) ; du bore 10 est inclus dans le convertisseur par implantation ionique. La conception du convertisseur vise à assurer une sensibilité constante sur toute la gamme d'énergie des neutrons.

3.2.2. Les jonctions

Les jonctions P+/N sont polarisées en inverse avec une tension suffisamment faible pour permettre l'utilisation du dispositif en dosimétrie individuelle. Comme, avec ce type de capteur, il est procédé à un simple comptage, la profondeur de la zone désertée peut être inférieure au parcours des particules chargées à détecter. De cette profondeur W dépend, entre autres, l'importance d'une partie des grandeurs interférentes apportées par la contribution des photons γ ; d'autre part W est un des paramètres qui permettent de déterminer la capacité équivalente de la jonction $C = \epsilon S/W$ où S est la surface active (surface de détection) et ϵ la constante diélectrique du silicium. Cette capacité de jonction est, d'un point de vue électronique, très gênante car c'est elle qui charge le premier étage électronique de traitement de signal. Nous verrons ultérieurement que cela contribue à augmenter le niveau de bruit de l'ensemble de la chaîne de mesure.

Les autres caractéristiques de ces jonctions à prendre en compte sont liées à :

- une zone morte (la partie fortement dopée P+ de la jonction) la plus fine possible afin d'éviter des pertes énergétiques trop importantes qui empêcheraient les particules secondaires chargées de plus faible énergie d'atteindre la zone de détection ;
- un courant de fuite ou courant inverse le plus faible possible afin de minimiser sa contribution au bruit électronique. Les diverses composantes de ce courant sont les courants de surface (minimisés lors du processus de fabrication), le courant de photoconductivité qui sera éliminé car nous utilisons les jonctions dans l'obscurité, le courant de génération thermique (dû à la création de paires électrons-trous) et le courant de diffusion (dû aux porteurs minoritaires) que nous minimisons en utilisant des substrats de silicium de forte résistivité (300 Ωcm à 5 000 Ωcm). Enfin, comme le capteur utilise deux jonctions afin d'appliquer la méthode différentielle, ces dernières doivent être appairées.

Les sociétés commerciales ne disposant pas de boîtier *ad hoc*, il a fallu concevoir et fabriquer des boîtiers adaptés permettant de minimiser les signaux parasites dus aux parties métalliques. En effet, Paul (1992) a modélisé un capteur commercial pour bien mettre en évidence les contributions de ses différents constituants. Les

TABLEAU I
Sensibilité au ^{60}Co et au ^{137}Cs en fonction du seuil de coupure.
 ^{60}Co and ^{137}Cs sensitivity versus cut off threshold.

Seuil (keV)	Sensibilité aux photons (impulsions, $\mu\text{Sv}\cdot\text{cm}^{-2}$) ^{137}Cs	Sensibilité aux photons (impulsions, Sensibilité aux photons (impulsions, $\mu\text{Sv}\cdot\text{cm}^{-2}$) ^{60}Co
130	19	119
174	2	27
260	0	1
350	0	0

simulations ont montré qu'une « démétallisation » totale et idéale du boîtier permettait de réduire d'un facteur 13, environ, la sensibilité aux photons γ et d'un facteur 2 l'étalement des spectres d'impulsions dues à ces mêmes photons γ .

3.2.3. Les éléments de traitement de signal

Parmi les nombreux circuits de traitement de signal, le préamplificateur de charge et l'amplificateur jouent un rôle majeur. Le préamplificateur de charges intègre la charge dans une capacité de contre-réaction. Le temps de montée de l'impulsion en sortie est généralement très faible et égal à la largeur de l'impulsion en courant du détecteur dans le cas idéal. Ce type de préamplificateur nous permet d'obtenir les caractéristiques indispensables pour effectuer la détection de particules, c'est-à-dire une excellente linéarité, un faible bruit, une bonne résolution et un temps de montée très faible.

L'amplificateur est destiné à amplifier linéairement et à mettre en forme les impulsions à décroissance exponentielle délivrées par le préamplificateur. Les impulsions obtenues à la sortie sont semi-gaussiennes. Cette mise en forme présente deux avantages : la réduction de la largeur de l'impulsion donc la diminution du risque d'empilement lors d'un taux de comptage élevé, et l'amélioration du rapport signal à bruit.

3.2.4. Les résultats de simulation et expérimentaux

Résultats relatifs aux perturbations dues aux photons γ (Paul, 1992)

Le tableau I résume les nombreux résultats expérimentaux. Si nous prenons comme critère d'évaluation la discrimination (n , γ), alors le seuil de coupure pour lequel les sensibilités aux photons γ et aux neutrons sont égales doit être fixé à 260 keV selon la publication 21 de la CIPR et à 300 keV selon la publication 60 de la CIPR.

Bien qu'il soit logique de penser que la sensibilité aux γ du capteur irradié dans un champ mixte (n, γ) puisse être sensiblement différente de celle évaluée dans un champ de γ pur, nous pouvons conclure en disant que ce seuil de coupure est trop élevé pour mesurer des équivalents de dose provenant de neutrons intermédiaires.

Résultats relatifs aux neutrons

Les premiers résultats présentés proviennent de simulations réalisées par Makovicka, Dubarry-Chabanais (1992) et Barrau (1996). La sensibilité, qui est faible autour des énergies intermédiaires ($337 \text{ impulsions.mSv}^{-1}.\text{cm}^{-2}$), passe par une valeur maximale autour de 2 MeV ($816 \text{ impulsions.mSv}^{-1}.\text{cm}^{-2}$). Pour la plage 500 keV– 8 MeV, la valeur moyenne de la sensibilité vaut $642 \text{ impulsions.mSv}^{-1}.\text{cm}^{-2}$ à $\pm 30 \%$. La sensibilité aux neutrons thermiques, ajustée en jouant sur la densité d'atomes de Bore implantés dans le convertisseur, est bien identique à celle des neutrons rapides : $622 \text{ impulsions.mSv}^{-1}.\text{cm}^{-2}$. La sensibilité complémentaire du capteur aux neutrons incidents, par l'intermédiaire des neutrons d'albédo, est exprimée en impulsions par unité d'équivalent de dose du faisceau incident et par unité de surface détectrice. Appréciable sur la gamme 100 keV–500 keV, elle correspond seulement à $6 \text{ impulsions.mSv}^{-1}.\text{cm}^{-2}$ et entre 500 keV et 1 MeV à une valeur constante de $4 \text{ impulsions.mSv}^{-1}.\text{cm}^{-2}$.

La caractérisation expérimentale de ce capteur a été réalisée avec des faisceaux de neutrons monoénergétiques d'énergie s'étendant de 144 keV à 2,5 MeV, une source AmBe, et dans des champs de neutrons dits « réalistes » permettant d'obtenir trois zones d'énergie différentes (thermiques-épithermiques, intermédiaires et rapides) modulables en termes de fluence ou d'équivalent de dose. Grâce à ces nombreuses expérimentations et modélisations, nous avons pu déterminer les limites du capteur utilisant la méthode différentielle. Ces limites définies dans des conditions proches de la réalité peuvent s'appliquer à un dosimètre personnel actif de neutrons équipé de ce type de capteur. Il répond différemment suivant que l'on est en présence ou non du fantôme. Sa réponse est d'autant plus affectée que le seuil de coupure à basse énergie est élevé. Ce capteur devant fonctionner sur un individu et en l'état actuel des études, ce seuil doit être fixé à 500 keV. Cela réduit considérablement sa sensibilité :

- environ $500 \text{ impulsions.mSv}^{-1}.\text{cm}^{-2}$ pour une irradiation avec une source AmBe ;
- environ $200 \text{ impulsions.mSv}^{-1}.\text{cm}^{-2}$ pour les spectres « réalistes » (forte composante en neutrons intermédiaires).

Pour les spectres de neutrons thermiques, nous avons obtenu une sensibilité de $760 \text{ impulsions.mSv}^{-1}.\text{cm}^{-2}$. Le seuil de 500 keV est rédhibitoire pour la détection des neutrons intermédiaires. C'est en partie à cause de ce constat que nous avons

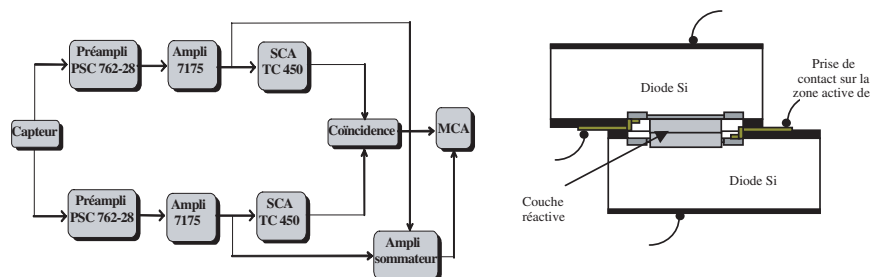


Figure 1 – Schéma de principe du capteur sandwich et de la chaîne de traitement du signal.
The sandwich sensor and signal processing.

décidé de concevoir le capteur sandwich dont la réalisation s'est faite en collaboration étroite avec Sarrabayrouse (LAAS) (Sarrabayrouse et Le Gratiot, 1999).

3.3. Capteur sandwich utilisant la méthode de détection en coïncidence

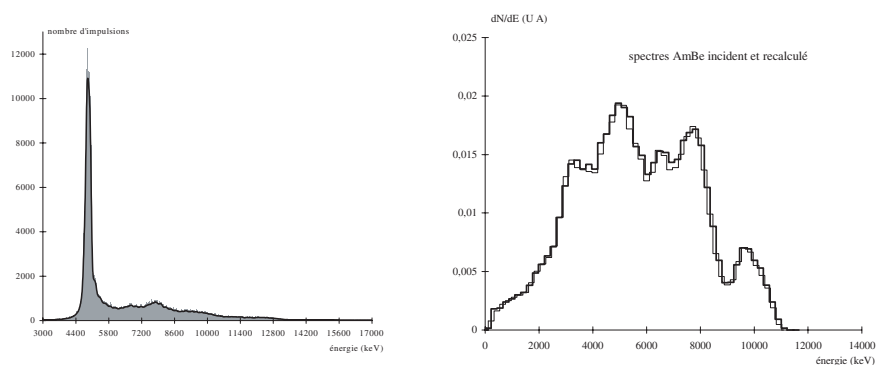
Le principe de la méthode de détection en coïncidence s'appuie sur la réaction des neutrons sur le lithium ${}^6_3\text{Li} + {}^1_0\text{n} \rightarrow {}^4_2\alpha + {}^3_1\text{H}$ avec $Q = 4,78 \text{ MeV}$. La détection en coïncidence des produits de la réaction permet d'éliminer les réactions parasites. Mieux, il est possible de remonter à l'énergie initiale du neutron incident. Pour cela, il suffit d'additionner les énergies des deux produits émis et de soustraire l'énergie Q de la réaction.

3.3.1. Le capteur

Le capteur « sandwich » (Fig. 1) est constitué de deux jonctions P+/N placées en regard et à la surface desquelles est déposée une couche de matériau réactif (${}^6\text{LiF}$) aux neutrons. Lorsque le capteur est placé dans un champ mixte (n, γ), nous nous retrouvons confronté aux mêmes signaux que précédemment, par contre, par ce capteur, ils sont traités différemment. La principale composante parasite est toujours la contribution des photons γ provenant soit de l'extérieur (sources, champs mixtes, etc.), soit de l'intérieur, tel que le packaging du capteur ou les interactions directes de ces photons sur le silicium des jonctions. La minimisation, voire la discrimination, de la réponse due à ces parasites est réalisée à l'aide de la chaîne de traitement de signal associée à ce capteur (Fig. 1).

3.3.2. Expérimentations dans des champs de photons γ

Plusieurs expérimentations ont été menées afin de caractériser complètement le comportement de ce type de capteur par rapport aux photons γ . Une première étude de sensibilité a consisté à vérifier l'influence de certains éléments (SCA et étage



**Figure 2 – Spectres des impulsions et des photons obtenus par simulation Monte Carlo (source AmBe).
Pulse and photon spectra (AmBe source, Monte Carlo simulation).**

de coïncidence). Une deuxième étude effectuée à l'aide d'une source de pechblende nous a permis de mettre en évidence que :

- la diminution de la largeur de la fenêtre de détection temporelle Δt ou fenêtre de coïncidence contribue à minimiser la sensibilité de ce capteur aux photons γ ;
- la mise en place d'un seuil (SCA) réduit la sensibilité aux photons γ mais dégrade la résolution.

Ces diverses expérimentations nous ont permis de montrer qu'il est possible de discriminer totalement les parasites (interactions γ , bruit). Cependant, cela nécessite de faire un compromis qui influe sur la mesure des grandeurs désirées.

3.3.3. Simulations monte carlo dans des champs de neutrons (Nexon-Mokhtari, 1996)

La réponse du capteur dans des champs de neutrons a été simulée par la méthode Monte Carlo. Les spectres théoriques ont été convolués par la réponse impulsionnelle de la chaîne électronique de détection. À titre d'exemple, le résultat obtenu avec une source AmBe est fourni par la figure 2. On verra que les propriétés spectrométriques calculées de ce capteur seront validées ultérieurement par l'expérience. À ce stade, restent à étudier le comportement du capteur sur fantôme et son utilisation pour la dosimétrie.

3.4. Intégration de l'électronique de traitement de signal

Pour atteindre l'objectif de développer un moniteur individuel à lecture directe de grandeurs dosimétriques (Barelaud *et al.*, 1991b), il est impératif de pouvoir

effectuer le traitement de signal par une électronique intégrée (Lavaure de Graffanaud, 2000). La finalité de cette étude nous a conduits à développer une puce électronique conçue grâce à la chaîne de CAO Cadence et à un « design kit » (bibliothèque) provenant du fondeur AMS (Austria Mikro System). Une filière technologique CMOS classique a été choisie afin de réaliser un ASIC à faible consommation et de coût de fabrication (très petite série) minimisé. Hormis la fonction électronique à réaliser (circuit mixte), la spécificité de ce circuit réside dans sa conception bas bruit. L'électronique intégrée a été complètement conçue et nous a été livrée en mai 2000.

L'objectif fixé de réaliser le traitement de signal grâce à la conception d'un « ASIC full custom » a nécessité l'intégration de plusieurs fonctions analogiques ou mixtes en technologie CMOS. Les caractéristiques principales de ce circuit intégré sont une consommation totale de 29,5 mW, une sensibilité pour une voie de mesure de 230 mV/MeV avec une possibilité de variation grâce à un amplificateur ajustable intégré, une ENC (Equivalent Noise Contribution) théorique sur chacune des voies de l'ordre de 1 236 électrons correspondant à une FWHM de 10,5 keV et la largeur des fenêtres de coïncidence ainsi que la largeur de l'impulsion de sortie réglables. La linéarité de chacune des voies de mesure étant très bonne, cela doit nous permettre de réaliser des mesures de spectrométrie de bonne qualité. La surface du circuit est de l'ordre de 3,2 mm². Les tensions d'alimentation relativement basses et la consommation faible confèrent au circuit une grande autonomie de fonctionnement.

4. Dosimétrie des neutrons en temps réel

4.1. Les principes de base

Considérons un champ de neutrons caractérisé par sa distribution spectrale en énergie $d\Phi/dE$ (cm⁻² MeV⁻¹), s'étendant sur l'intervalle $[E_{\min} - E_{\max}]$. À partir de la distribution spectrale, peuvent être calculées plusieurs grandeurs :

$$- \text{ la fluence : } \Phi = \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} (d\Phi/dE) dE \quad (1)$$

$$- \text{ l'équivalent de dose personnel : } H_p(10) = \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} h_\phi(E) (d\Phi/dE) dE. \quad (2)$$

La mesure de l'équivalent de dose peut se faire par le biais de la mesure de la distribution spectrale, le coefficient de conversion $h_\phi(E)$ étant tabulé. Cependant, la mesure sur toute la gamme d'énergie de la distribution spectrale par un appareil individuel est difficilement envisageable, la complexité et la faible sensibilité des spectromètres de neutrons étant bien connues. Aussi, la définition de « postes de travail » au sein desquels les variations spectrales du champ de neutrons sont faibles simplifie-t-elle cette approche. En outre, la mesure du spectre dans un poste

de travail ne pouvant pas remplacer une dosimétrie individuelle, est née l'idée de l'associer à un dosimètre personnel de sensibilité suffisante, dont la réponse est impossible à interpréter correctement en l'absence d'informations sur le spectre neutronique incident. On verra dans la suite du texte comment le capteur unique, basé sur la réaction des neutrons sur le ${}^6\text{Li}$ peut agir en tant que capteur d'un spectromètre pour un poste de travail et en tant que capteur d'un dosimètre individuel fonctionnant par albédo pour la dosimétrie des personnels évoluant dans le poste de travail en question.

Le dosimètre fonctionnant par albédo dans un champ de spectre $d\Phi/dE$, la fluence albédo produite par le fantôme ou le porteur du dosimètre est donnée par :

$$\Phi_a = \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} \beta(E) (d\Phi/dE) dE \quad (3)$$

où $\beta(E)$ est le coefficient albédo à l'énergie E . Pour le spectre en question, on peut donc définir un coefficient d'albédo moyen par :

$$\beta = \frac{\int_{E_{\min}}^{E_{\max}} \beta(E) (d\Phi/dE) dE}{\int_{E_{\min}}^{E_{\max}} (d\Phi/dE) dE} \quad (4)$$

de sorte que l'on ait :

$$\Phi_a = \beta \Phi. \quad (5)$$

De façon similaire, le facteur de conversion moyen du champ considéré peut se définir par :

$$h_\phi = \frac{\int_{E_{\min}}^{E_{\max}} h_\phi(E) (d\Phi/dE) dE}{\int_{E_{\min}}^{E_{\max}} (d\Phi/dE) dE} \quad (6)$$

de telle façon que l'équivalent de dose $H_p(10)$ s'exprime par :

$$H_p(10) = (h_\phi/\beta) \Phi_a = k F_a. \quad (7)$$

Le coefficient $k = h_\phi/\beta$ est le facteur de conversion moyen ramené à la fluence albédo pour le champ considéré. Il s'exprime en pSv cm^2 . Son expression tirée des relations (4) et (6) est :

$$k = h_\phi/\beta = \frac{\int_{E_{\min}}^{E_{\max}} h_\phi(E) (d\Phi/dE) dE}{\int_{E_{\min}}^{E_{\max}} \beta(E) (d\Phi/dE) dE}. \quad (8)$$

Grâce à la relation (7), ce coefficient permet de calculer l'équivalent de dose à partir de la fluence albédo mesurée par le dosimètre individuel et au spectre neutron mesuré par le spectromètre. Notons que la fluence du faisceau n'intervient pas, et que le spectromètre dont le rôle est le calcul de ce coefficient aura simplement à assurer un échantillonnage suffisant du faisceau pour déterminer une valeur correcte de ce coefficient sans avoir à mesurer le spectre de façon précise.

La gamme d'énergie dans laquelle les variations de k sont les plus fortes correspond à la zone habituellement désignée par le terme « intermédiaire » (de 10 keV environ à un peu moins de 1 MeV), puisque le facteur de conversion varie environ d'un facteur 30 sur cet intervalle, alors qu'il est sensiblement constant sur le reste de la gamme d'énergie pour laquelle le dosimètre est étudié. Les variations du coefficient albédo vont en sens inverse et sont moins accentuées. Ces considérations conduisent à penser que la spectrométrie du champ n'est indispensable que pour la gamme intermédiaire et rapide. En outre, on sait que dans la pratique la contribution majeure à l'équivalent de dose neutron est souvent due à cette composante des champs. Aussi, si l'on décompose l'équivalent de dose par $H_p(10) = H_{p1}(10) + H_{p2}(10)$, l'indice 1 correspondant à la partie intermédiaire et rapide et l'indice 2 aux neutrons thermiques et épithermiques, $H_{p2}(10)$ est généralement faible devant $H_{p1}(10)$. Aussi, si l'on considère les relations (7) et (8) en les décomposant selon deux domaines d'énergie, on obtient :

$$H_p(10) = H_{p1}(10) + H_{p2}(10) = k_1 \Phi_{a1} + k_2 \Phi_{a2} \quad (9)$$

k_1 et k_2 étant définis de façon identique à k pour leurs intervalles d'énergie respectifs. Les fluences Φ_{a1} et Φ_{a2} sont les fluences albédo dues respectivement aux neutrons des gammes d'énergie 1 et 2.

La détermination de l'équivalent de dose nécessite la connaissance des quatre facteurs de la relation (9). Le coefficient k_1 est déterminé par la spectrométrie de la zone 1. Le coefficient k_2 est peu sensible aux variations spectrales de la gamme d'énergie 2, puisque les grandeurs qui permettent son calcul évoluent peu dans cette gamme. Les flux albédo intervenant dans la relation (9) doivent également être mesurés. Le dosimètre individuel mesure le flux albédo total $\Phi_a = \Phi_{a1} + \Phi_{a2}$. On verra que le spectromètre analysant le champ au poste de travail est capable de déterminer k_1 , mais qu'il peut également mesurer le rapport de la fluence rapide et intermédiaire à la fluence thermique et épithermique sous la forme :

$$r = \Phi_1/\Phi_2. \quad (10)$$

Si β_1 et β_2 sont les coefficients d'albédo moyens des deux gammes d'énergie, la relation s'écrit alors :

$$\Phi_{a1} = r (\beta_1/\beta_2) \Phi_{a2} = \alpha \Phi_{a2}. \quad (11)$$

On a donc deux relations entre les valeurs de Φ_{a1} et Φ_{a2} . À l'aide de ces deux relations il est possible d'exprimer l'équivalent de dose de la relation (9) sous la forme :

$$H_p(10) = ((k_1 \alpha + k_2)/(1 + \alpha)) \Phi_a. \quad (12)$$

L'équivalent de dose s'exprime donc de façon simple en fonction de grandeurs qui sont mesurées par le spectromètre sur le poste de travail et de la fluence albédo détectée par le dosimètre personnel.

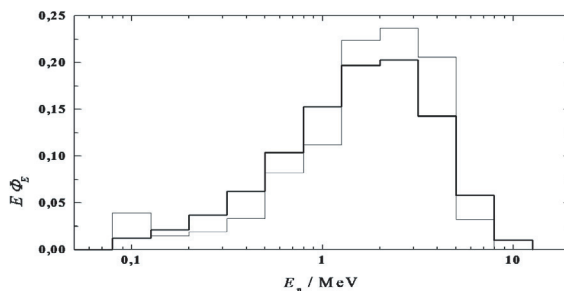


Figure 3 – Spectre Cf (— référence, — mesuré).
Cf spectrum (— reference, — measured).

4.2. Expérimentation

4.2.1. Les champs de neutrons

Les propriétés spectrométriques et dosimétriques du capteur ont été testées dans des champs de neutrons durant des irradiations organisées dans le cadre du projet européen ANDO (PTB Braunschweig, CEA/IPSN Cadarache). Pour des raisons pratiques, les capteurs utilisés en spectrométrie et dosimétrie avaient tous deux la même épaisseur de LiF, soit 500 nm. Les spectres suivants ont été utilisés : Cf, Cf modéré (D₂O), Cf+écran de Cd+Cs, champ réaliste de Canel+ sans écran d'eau, empilement sigma.

4.2.2. Résultats spectrométriques

Les spectres ont été mesurés à l'aide du capteur sandwich et d'une électronique NIM. À titre d'exemple, la figure 3 représente les résultats obtenus dans un champ de californium. Il est clair que, compte tenu de la faible section efficace sur le ⁶Li aux hautes énergies, une fluence élevée est nécessaire pour une statistique suffisante. Des acquisitions ont été faites pour étudier les variations du spectre enregistré en fonction de la fluence neutronique. Les principaux résultats obtenus sont les suivants :

- aucune influence gamma n'a été notée dans des conditions usuelles ;
- la limite inférieure en énergie (offset), qui dépend des caractéristiques du capteur, peut être modifiée par une forte composante gamma (empilement). C'est un paramètre important qui définit la limite entre les deux zones énergétiques définies dans les considérations théoriques. Il faut garder en mémoire que l'objectif poursuivi n'est pas une spectrométrie fine, mais la détermination du coefficient k_1 précédemment défini et qui a été calculé pour quelques champs à partir des spectres mesurés (Tab. II).

TABLEAU II
Coefficient de conversion k pour divers champs.
Conversion factor k for various fields.

Champ	Offset (keV)	k_1 (mesuré) (pSv cm ²)	k_1 (calculé) (pSv cm ²)
Cf	316	2876	3408
Cf D ₂ O (Cd)	316	2739	3439
Cf D ₂ O+Cs	316	3026	3439
Cf D ₂ O	316	2239	3439
Cane1+	316	2984	-

De très nombreux autres résultats, non fournis dans cette publication, ont été obtenus. Ils montrent la validité de la spectrométrie et que la détermination du coefficient de conversion fluence d'albedo – équivalent de dose est possible, que les résultats sont reproductibles et ne nécessitent pas une fluence neutronique élevée pour être significatifs.

4.2.3. Résultats dosimétriques

Ces résultats (Tab. III) proviennent des mesures de fluence d'albedo thermique et des résultats spectrométriques. Pour les calculs, deux valeurs de la limite de séparation des régions 1 et 2 ont été utilisées : 200 et 316 keV ; on note de faibles différences dans les valeurs correspondantes. Cependant il est nécessaire d'utiliser une limite la plus basse possible pour préserver la validité de la méthode. La précaution consiste à utiliser un capteur sandwich à très fine couche de LiF (100 nm) pour la spectrométrie du champ étudié. Comme précédemment, la réponse est un peu faible, montrant la nécessité d'un étalonnage préalable du système dans des champs neutroniques de référence.

4.2.4. Réponse angulaire

La réponse en angle a été étudiée dans un champ de 570 keV pour lequel la spectrométrie n'a pas été nécessaire. Les résultats sont ceux du tableau IV.

4.2.5. Analyse des résultats

La sensibilité du système proposé dépend du champ de neutrons du fait que les coefficients d'albedo et de conversion fluence – équivalent de dose varient fortement des thermiques aux rapides. Avec le capteur utilisé (2 cm², 500 nm LiF), pour les champs du tableau III, elle est toujours supérieure à une impulsion. μSv^{-1} .

TABLEAU III
Résultats dosimétriques dans divers champs (500 μ Sv).
Dosimetry results for various fields (500 μ Sv).

Champ	Offset (keV)	k_1 pSv cm ²	k_2 pSv cm ²	HP(10) μ Sv
Cf	200	3291	120	286
Cf D ₂ O + Cd	200	3112	64,2	360
Cf D ₂ O + Cd + Cs	200	3112	64,2	362
Cf D ₂ O	200	3112	64,2	449
Cf	316	3408	120	291
Cf D ₂ O + Cd	316	3439	64,2	358
Cf D ₂ O + Cd + Cs	316	3439	64,2	360
Cf D ₂ O	316	3439	64,2	447

TABLEAU IV
Réponse angulaire du dosimètre (570 keV).
Angular response of the dosimeter (570 keV).

angle (degrés)	Hp(10) mesuré (μ Sv)	Hp(10) ref (μ Sv)	rapport
0	1152	1425	0,81
30	976	1373	0,71
60	599	945	0,63

D'autre part, il n'y a pas d'influence gamma dans des conditions usuelles. D'un point de vue pratique, la spectrométrie du champ (intermédiaire – rapide) est prometteuse de plus d'applications que celle décrite ici : d'autres quantités peuvent se déduire du spectre. Enfin la faible sensibilité du capteur aux hautes énergies peut être résolue si nécessaire par une augmentation de sa surface. Il est évident que le système doit être considéré comme un tout et que le dosimètre ne peut être utilisé sans l'information fournie par le spectromètre, à moins que le champ de neutrons ne soit connu. Cela correspond à la notion de « working place » dont le monitoring doit être assuré en permanence.

Les résultats qui viennent d'être exposés utilisent un capteur unique, ou au moins du même type, pour la spectrométrie et pour la dosimétrie. Cela a notablement réduit les aspects technologiques de l'étude. Il n'en reste pas moins que le principe exposé est applicable à d'autres capteurs dosimétriques que celui qui a été présenté, comme des matrices de diodes pour la détection de protons de recul issus d'un radiateur hydrogéné présenté en première partie de cet article. De façon générale, compte tenu des très fortes variations avec l'énergie des divers

coefficients qui interviennent en dosimétrie neutronique, il nous est apparu indispensable de disposer de l'information spectrométrique pour pouvoir assurer une dosimétrie dans des conditions fiables. Que dire aussi des évolutions sporadiques des divers coefficients intervenant en dosimétrie neutronique ? Dans cette hypothèse, il nous a semblé plus simple de faire évoluer le système dosimétrique par modification de données intervenant dans un traitement informatique que par un changement de structure matérielle.

5. La mesure de la radioactivité en environnement

La dernière contribution de l'équipe limousine à ces vingt années de travaux traite de la mesure de la radioactivité en environnement.

Appartenant à une région très concernée par la radioactivité naturelle, l'équipe a été sollicitée par les instances locales lorsque s'est fait sentir le besoin d'une expertise scientifique rigoureuse et approfondie de la dissémination des radioéléments des chaînes naturelles à la suite de l'exploitation des mines d'uranium de la Haute Vienne. C'est dans ce cadre qu'ont été mis en place des moyens importants de mesure des rayonnements nucléaires et de la radioactivité au sein du Centre d'étude et de mesure de la radioactivité et de dosimétrie (CEMRAD) comprenant spectrométrie gamma très bas bruit, spectrométrie alpha, dosimétrie par TLD, mesure active radon, etc. en collaboration avec le CENBG (Centre d'études nucléaires de Bordeaux Gradignan) et le LSCE (Laboratoire des sciences du climat et de l'environnement). L'étude de la spéciation physique des radioéléments véhiculés par les eaux d'exhaure des anciennes mines d'uranium (Cazala, 2003) a conduit à cerner les processus d'accumulation des radioéléments des chaînes naturelles dans les sédiments des lacs récepteurs des eaux naturelles sous influence des sites et à quantifier le phénomène.

Dans l'objectif de valoriser les dispositifs expérimentaux et les compétences du centre, des activités de mesures récurrentes de contrôles radiologiques sur les matrices solides, eau, air ont été mises en place, ce qui a notamment permis de prendre en marche le train du contrôle des eaux de consommation humaine (loi de décembre 2001). Ont suivi, et se poursuivent toujours, les phases indispensables de mise sous qualité (ISO 17025), d'accréditation COFRAC (programme 135), d'agrément ministériels nécessaires au contrôle radiologique des eaux de consommation humaine. Comment se défaire de ses réflexes de chercheur dans une activité qui relève maintenant de la prestation récurrente ? Force ou faiblesse ? Sans doute les deux, mais, à titre d'exemple, voici un exemple de réflexion sur les critères réglementaires (arrêté du 12 mai 2004 fixant les modalités de contrôle de la qualité radiologique des eaux destinées à la consommation humaine) qui régissent le contrôle en question. Le fondement en est la DTI, Dose Totale Indicative (parlons

TABLEAU V
Résultats d'exemples de mesures d'activité alpha globale et d'évaluation de la DTI.
Examples of alpha activity measurements and DTI evaluation.

grandeur	radionuclide	²³⁸ U	²³⁵ U	²²⁶ Ra	²²⁸ Ra	²¹⁰ Pb	²¹⁰ Po	Activité alpha globale (mBq/l)	DTI totale (mSv/an)
	échantillon								
activité (mBq/l)	1	209	244	5,7	0	55	7,6	425	
	2	3,85	5,09	40,3	2,15	255	41,7	78	
	3	186	875	2647	24,4	68	15	3348	
coeff. DTI/activité (Sv/Bq)		4,50E-08	4,90E-08	2,80E-07	6,90E-07	6,90E-07	1,20E-06		
DTI due au radionuclide (mSv/an)	1	6,87E-03	8,73E-03	1,17E-03	0,00E+00	2,77E-02	6,66E-03		5,11E-02
	2	1,26E-04	1,82E-04	8,24E-03	1,08E-03	1,28E-01	3,66E-02		1,75E-01
	3	6,11E-03	3,13E-02	5,41E-01	1,23E-02	3,43E-02	1,31E-02		6,38E-01

de radioactivité naturelle puisqu'elle constitue l'immense majorité des cas). Elle s'évalue à partir des activités volumiques des radioéléments présents dans les eaux et des coefficients de transfert activité – dose. La mesure d'activité étant lourde et onéreuse, les critères d'indice d'activité alpha et bêta globales ont été introduits. Rappelons qu'ils consistent à mesurer l'activité alpha ou bêta globale d'un résidu solide obtenu par évaporation d'un échantillon d'eau avec étalonnage par un émetteur connu (²³⁹Pu par exemple). Si l'indice d'activité alpha globale (qui est l'alerte essentielle) dépasse la valeur guide de 0,1 Bq/l, il doit être procédé à une évaluation de la DTI dont la limite légale est de 0,1 mSv par an.

L'analyse des résultats obtenus durant ces deux dernières années a montré les limites du critère, l'activité globale pouvant aussi bien conduire à masquer une DTI dépassant la limite légale qu'au phénomène inverse. Deux exemples sont donnés dans le tableau V qui appellent les commentaires suivants.

L'échantillon 1, au vu de l'activité alpha globale nécessite une évaluation de DTI dont le résultat est égal à la moitié de la limite réglementaire du fait que la contribution majeure à la radioactivité est due à l'uranium.

L'échantillon 2 ne nécessite pas d'évaluation de DTI alors qu'elle dépasse de 75 % la limite réglementaire.

L'échantillon 3 est dans le « standard » : l'activité alpha globale élevée permet de déceler une concentration en radium-226 surprenante.

Il ne s'agit là que de trois exemples, mais qui sont révélateurs des limites de la méthodologie actuelle, dont on sait qu'elle n'a pas encore produit suffisamment de résultats pour être correctement évaluée. Un examen approfondi des résultats est maintenant effectué au fur et à mesure qu'ils sont obtenus, et une réflexion sur le phénomène est menée.

6. Conclusion

Dans le domaine de la radioprotection, les détecteurs solides de traces trouvent encore une place, en particulier parce qu'ils sont réputés préserver la mémoire, pour tout suivi administratif et réglementaire, d'un état d'irradiation, dans une période donnée, en un lieu ou pour un individu. Ce rôle de témoin pourrait aussi bien être tenu par un dispositif électronique, il suffirait réglementairement d'en préciser les conditions. Par contre, dans de très nombreuses situations, la connaissance en temps réel des irradiations auxquelles une personne est soumise devient possible, avec toute la souplesse introduite par le traitement possible de l'information : plusieurs données calculables, prise en compte de multiples paramètres, présence d'une alerte, transmission à distance etc. C'est à cette évolution que la démarche rapportée ici a contribué, à sa manière.

Les études conduites en amont sur la compréhension des phénomènes mis en jeu a permis une meilleure maîtrise des processus de détection, ce qui a conduit à des propositions originales de structures détectrices. Les résultats concernant la dosimétrie neutronique sont transférables, avec une phase de développement ultime qui devrait relever d'entreprises ou d'organismes en charge, morale réglementaire ou juridique, de la protection des personnels exposés.

Les compétences acquises par l'équipe ont fondé, en grande partie, l'initiative de création en 1997 du Centre d'études des rayonnements et de dosimétrie, au sein de l'université de Limoges. Une grande partie des activités de ce Centre a porté sur des prestations ou des expertises susceptibles de s'inscrire dans une démarche d'entreprise. C'est pourquoi, début 2006, dans le cadre de la politique de l'université de Limoges sur la valorisation de sa recherche, et par la volonté des membres de l'équipe, la société Pe@rl a été créée. Cette dernière ambitionne, au-delà des prestations et des expertises, de se positionner comme une entreprise de haute valeur technologique ajoutée dans le domaine des mesures des radiations dans l'environnement. Ce projet pourra se conduire grâce à des collaborations maintenues et renouvelées avec l'université (XLIM – UMR université de Limoges-CNRS) sur la conception et la réalisation de nouveaux dispositifs électroniques de détection des rayonnements. Une piste nouvelle, déjà abordée dans les travaux universitaires, dans le cadre d'un partenariat régional et national, porte sur le radon dans l'habitat, en particulier sur la problématique des habitations privées. Prestations et recherche de dispositifs microélectroniques adaptés constituent une voie de travail collaboratif entre l'université, la jeune entreprise et d'autres partenaires potentiels.

RÉFÉRENCES

- Barelaud B. (1989) *Conception et réalisation d'un capteur pour les neutrons thermiques et rapides*, Thèse de doctorat de l'université de Limoges n° 7-1989.
- Barelaud B. *et al.* (1991a) Thermal neutrons detection using Si detector and a boron implanted polyethylene converter, *RADECS September 9-12, IEEE 91TH0400-2*, Vol. 15.
- Barelaud B. *et al.* (1991b) Capteur électronique pour la dosimétrie des neutrons, *Radioprotection* **26**, 2.
- Barrau C. (1996) *Analyse d'un capteur électronique différentiel conçu pour la détection des champs de neutrons*, Thèse de doctorat de l'université Paul Sabatier de Toulouse n° 2532.
- Benton E.V. (1968) *A study of Charged Particle Tracks in Cellulose Nitrate*, Ph.D. thesis, Stanford University.
- Cazala C. (2003) *Développement de procédés génériques pour les systèmes électroniques de mesure de radionucléides naturels*, Thèse de doctorat de l'université Paris IV.
- Darraud C. (1993) *Étude des propriétés physiques du CR39 sous irradiation (γ , protons) – Influence des conditions de polymérisation – Application à l'optique guidée*, Thèse de l'université de Limoges n° 1617.
- Decossas J.L. (1982) *Endommagements des dérivés cellulosiques par des ions. Modélisation de la trace. Détection des protons. Application à la dosimétrie des neutrons*, Thèse de doctorat de l'université de Limoges n° 12-82.
- Decossas J.L., Vareille J.C. (1987) The Neutron Energy and Angular Response of Conventional Etching Systems Based on CR-39, *Radiat. Prot. Dosim.* **20**, 41-47.
- Dubarry-Chabanais B. (1992) *Contribution à l'étude d'un capteur électronique pour la dosimétrie personnelle des neutrons*, Thèse de doctorat de l'université Paul Sabatier de Toulouse n° 1254.
- Gagnadre C. (1992) *Étude des modifications de l'indice de réfraction de matériaux polymériques sous irradiations γ et ionique*, Thèse de doctorat de l'université de Limoges n° 7-92.
- ICRP Publication 60 (1991) Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. *Oxford. Pergamon press.*
- ICRU Rapport n°47 (1992) Measurement of Dose Equivalents from Photon and Electron Radiations.
- Lavaure De Graffanaud A. (2000) *Conception de blocs analogiques et mixtes dédiés à un capteur intégré de rayonnement* Thèse de doctorat de l'Université de Limoges n° 10-00.
- Makovicka L. (1987) *Contribution à la dosimétrie neutron-gamma. Étude d'un ensemble radiateur-détecteur type CR39*, Thèse de doctorat de l'université de Limoges n° 17-87.
- Moliton J.P. (1980) *Étude fondamentale de l'interaction ions lourds – acétate de cellulose*, Thèse de doctorat de l'université de Limoges n° 13-80.
- Nexon-Mokhtari F. (1996) *Modélisation d'un capteur intégré pour l'analyse en coïncidence des champs de neutrons. Simulation de sa réponse*, Thèse de doctorat de l'université de Limoges n° 62-96.
- Paul D. (1992) *Perturbation gamma dans un dosimètre neutronique à diodes*, Thèse de doctorat de l'université de Limoges n° 14-92.
- Sarrabayrouse G., Le Gratiet L. (1999) *Conception et étude de faisabilité d'une structure sandwich sur silicium destinée à la réalisation d'un détecteur de neutrons*, Rapport de contrat européen n° PL950154.
- Vareille J.C. (1972) *Étude de la détection des particules chargées par le triacétate de cellulose*, Thèse de 3^e cycle de l'université de Limoges.
- Vareille J.C. (1982) *Répartition spatiale des dommages créés autour de la trajectoire d'un ion dans le triacétate de cellulose*, Thèse de doctorat de l'université de Limoges n° 13-82.