

# Étalonnage des détecteurs de radioprotection avec des gammas d'énergie supérieure à 1 MeV : utilisation de faisceaux de gammas de capture

F. Bermann\* et G. Portal\*

---

(Manuscrit reçu le 23 mai 1990)

**RÉSUMÉ** Une installation de production de gammas de capture a été réalisée auprès du réacteur ISIS du Centre d'études de Saclay pour l'étalonnage des instruments de radioprotection à des énergies de photons comprises entre 1 et 10 MeV. Les caractéristiques de deux faisceaux obtenus à partir de cibles de titane et de nickel sont présentées. Leur énergie moyenne pondérée sur la fluence est respectivement de 5,14 et 6,26 MeV. Les débits de dose maximaux dans un fantôme d'eau à la puissance maximale de la pile sont de l'ordre de 200 mGy/h. La réponse de deux types de dosimètres individuels, un dosimètre photographique à écrans multiples et un dosimètre thermoluminescent, est donnée à titre d'exemple. Elle montre, dans le cas présent, qu'un dosimètre parfaitement étalonné aux gammas du  $^{60}\text{Co}$  peut sous-estimer la dose à 5 ou 6 MeV d'un facteur 2 à 5 ou la surestimer de 50 % suivant l'écran placé devant l'élément détecteur.

**ABSTRACT** A facility generating capture gamma rays has been realized using the ISIS reactor of the Saclay research center ; this facility is to be used to calibrate protection instruments at photon energies between 1 and 10 MeV. The characteristics of beams generated using titanium and nickel targets are presented. The fluence weighted mean energies of the two beams are respectively 5.14 and 6.26 MeV. The maximum dose rates in a water phantom at full reactor power are about 200 mGy/h. The responses of two types of individual dosimeter (thermoluminescent or multiple screen photographic dosimeters) are given as examples. The responses show that, in the case considered, a dosimeter that has been correctly calibrated with  $^{60}\text{Co}$  gammas can underestimate doses due to a 5-6 MeV beam by a factor of 2 to 5 or can overestimate doses by as much as 50 % according to the filter placed in front of the detecting element.

---

## INTRODUCTION

La réponse d'un détecteur de photons, qu'il soit utilisé en dosimètre, en débitmètre, en moniteur ou en balise, n'est interprétable qu'à travers un étalonnage par irradiation avec des quantités connues d'un rayonne-

---

\* Commissariat à l'énergie atomique, Institut de protection et de sûreté nucléaire, Département de protection de la santé de l'homme et de dosimétrie, BP 6, 92265 Fontenay-aux-Roses cedex.

ment de référence. Les rayonnements habituellement utilisés pour cette opération, gammas du  $^{60}\text{Co}$  ou du  $^{137}\text{Cs}$ , ont une énergie située dans le domaine presque exclusif de l'effet Compton. De ce fait, la nature des matériaux constituant l'élément détecteur et son environnement immédiat n'a pratiquement pas d'effet sur sa réponse : seule compte leur quantité pour l'établissement de l'équilibre électronique et l'atténuation du rayonnement incident.

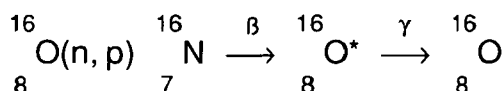
Dès que l'énergie du rayonnement mesuré diminue pour entrer dans le domaine de l'interaction photo-électrique, le numéro atomique des éléments constituant le détecteur prend une importance considérable puisque l'absorption du rayonnement devient proportionnelle à  $Z^4$ . C'est alors que se pose le problème de l'équivalence aux tissus des dosimètres sensés mesurer l'irradiation d'un corps humain. De la même façon, lorsque l'énergie augmente, le même problème surgit dès que l'énergie des photons dépasse 1,02 MeV : l'absorption par création de paires électron-positron varie comme  $Z^2$ .

A ce problème s'en ajoutent d'autres, dont l'importance croît avec l'énergie :

- les réactions  $\gamma, n$  qui apparaissent sur les éléments légers : dès 1,63 MeV pour le béryllium, 2,23 MeV pour le deutérium, l'effet de cette dernière réaction peut devenir significatif, par exemple lorsque le faisceau est absorbé par le modérateur hydrogéné d'un détecteur de neutrons ;
- les réactions de photofission sur les éléments lourds (à partir de 5 MeV pour U) ;
- le parcours des électrons secondaires dans la matière qui n'est plus négligeable devant celui des photons.

Les deux premiers effets ont une très faible contribution à la dose du rayonnement aux tissus. Par contre, ils peuvent avoir une influence notable sur la réponse de certains détecteurs. Le dernier point, c'est-à-dire le parcours des électrons secondaires, est le plus important : à partir de 1 ou 2 MeV, la notion d'équilibre électronique disparaît, l'énergie transmise aux électrons secondaires pouvant être absorbée loin du point où ils ont été mis en mouvement par les photons. La dose absorbée en un point dépend alors très fortement de la quantité de matière environnante. Par exemple, en l'absence d'un pseudo-équilibre électronique dans l'air, la dose de gammas de 6 MeV à 10 mm de profondeur dans un fantôme peut être 2 ou 3 fois plus faible que la dose maximale...

Dans un réacteur nucléaire, les sources de gammas d'énergie supérieure à 1 MeV les plus importantes sont les gammas de fission et les gammas de capture. Cependant, ces rayonnements étant produits à l'intérieur de l'enceinte du réacteur ont relativement beaucoup moins d'importance pour la radioprotection que les gammas produits par l'activation de l'oxygène des fluides des circuits primaires ( $\text{H}_2\text{O}$  ou  $\text{CO}_2$ ) par la réaction :



où 68 % des gammas émis ont une énergie de 6,13 MeV et 5 % une énergie de 7,12 % MeV. Dans le cas des réacteurs britanniques refroidis au CO<sub>2</sub>, ce rayonnement est même la principale source d'irradiation de l'environnement.

L'utilisation de plus en plus fréquente, en radiothérapie et dans l'industrie, d'accélérateurs d'électrons ayant des tensions d'accélération de plusieurs dizaines de MV fait également apparaître un risque d'irradiation par des gammas d'énergie supérieure à 1 MeV.

Dès les années 70, le Groupe de travail formé par les services de radioprotection du CEA, de l'ETCA (Etablissement technique central de l'armement) et de l'EDF pour la "Normalisation des essais physiques des détecteurs de l'irradiation externe" s'était préoccupé de réaliser des faisceaux de référence destinés aux étalonnages dans la gamme d'énergies de 1 à 10 MeV. Un premier faisceau de gammas de capture fut installé à Fontenay-aux-Roses auprès du réacteur Triton [5]. Auparavant, et pour le même usage, les anglais du CEGB (Central energy generating board) avaient réalisé un faisceau de 6 MeV par bombardement d'une cible de fluor par des protons selon la réaction  ${}^{19}\text{F}(p, \alpha, \gamma) {}^{16}\text{O}$ , les gammas émis étant de 6,13 MeV à 97 % [7]. Le PTB de Braunschweig (RFA) a également équipé un réacteur d'un dispositif de production de gammas de capture [10].

L'ensemble de ces moyens d'étalonnage par des photons de forte énergie est repris dans une norme ISO en cours d'élaboration. Cette norme sera ensuite intégrée à la norme ISO 4037 "Rayonnements X et  $\gamma$  de référence pour l'étalonnage des dosimètres et débitmètres et pour la détermination de leur réponse en fonction de l'énergie".

Sans attendre la publication de cette norme, des documents de la Commission internationale électrotechnique (CEI) font déjà appel à des gammas de 6 MeV pour l'essai de détecteurs devant être employés au voisinage des réacteurs [6].

## I. LES FAISCEAUX DE GAMMA DE CAPTURE DU REACTEUR ISIS

Après l'arrêt du réacteur Triton de Fontenay-aux-Roses, le groupe de travail inter-SPR s'est mis en quête d'une nouvelle installation. La sortie d'un faisceau oblique à Mélusine (Grenoble) a été envisagée. Finalement, le Service des piles de Saclay a accepté de creuser une casemate le long de la pile ISIS, ce qui permettait d'obtenir un faisceau horizontal. Malgré la faible puissance de ce réacteur (700 kW) par rapport à Triton

(6 MW), une distance plus courte entre le cœur et le point d'irradiation et des cibles plus larges permettraient d'envisager des débits de dose comparables (fig. 1). Au niveau du cœur la cible est placée dans un tube étanche gonflé à l'hélium. Cette cible est une plaque de 60 x 14 cm inclinée de 5°30' sur l'axe du tube. Cette position est destinée à permettre à la cible d'intercepter le maximum de neutrons thermiques le long du cœur. A l'extrémité du tube, une plaque de "Boral", alliage de bore et d'aluminium, arrête les neutrons thermiques. Plus loin, une section ouverte, donc remplie d'eau, de 60 cm de long, a pour but d'arrêter les neutrons rapides. Vient ensuite le canal percé dans la protection de béton. Ce canal, étanche à l'eau et rempli d'air, se termine, côté casemate, par un bloc de plexiglas contenant la chambre d'ionisation servant de moniteur au faisceau. Ce bloc moniteur est précédé d'un absorbeur de neutrons thermiques (Boroflex) et d'un bloc d'aluminium profilé destiné à corriger une inhomogénéité du débit de dose constatée dans le faisceau (voir ci-dessous). Dans la casemate d'étalonnage, un faisceau laser aligné avec l'axe du canal permet le placement des détecteurs à étalonner sur une platine télécommandée. Cette dernière doit servir à faire effectuer des balayages aux instruments dont le volume sensible est plus large que le faisceau gamma.

### **Cibles utilisées**

Deux cibles ont été réalisées : une cible de titane et une cible de nickel, dont les principales raies de capture sont données dans le tableau I d'après Lone *et al.* [8]. Ces cibles sont des plaques rectangulaires de 60 x 14 cm dont les épaisseurs sont les suivantes : titane : 1,6 cm (poids = 6,00 kg), nickel : 1,0 cm (poids = 7,50 kg).

## **II. CARACTERISTIQUES DES FAISCEAUX OBTENUS**

### **a) Homogénéité**

La détermination des courbes d'isodensité sur une plaque photographique exposée perpendiculairement au faisceau derrière une plaque de plexiglas destinée à assurer un pseudo-équilibre électronique a donné le résultat représenté par la figure 2. On constate un fort gradient horizontal du débit de dose. La différence droite-gauche est de l'ordre de 20 %. Il n'y a pas de gradient vertical. L'explication de ce phénomène a été recherchée dans l'auto-absorption de la cible, schématisée par la figure 3.

Pour corriger cette inhomogénéité horizontale, une pièce d'aluminium profilée a été introduite derrière le bloc moniteur (fig. 1). Après cette correction, des mesures effectuées avec une chambre d'ionisation déplacée selon un axe horizontal perpendiculaire au faisceau ont montré que l'homogénéité était de  $\pm 2$  % sur un diamètre utile de 20 cm (fig. 4). L'inhomogénéité verticale est de l'ordre de 1 %, c'est-à-dire à la limite de ce que permet de déterminer la précision des mesures.

**b) Energie des faisceaux**

Le spectre énergétique des faisceaux résulte du spectre d'émission (tableau I) et de sa modification par les différentes atténuations subies entre le point d'émission et le point de mesure :

TABLEAU I  
Principales raies de capture, d'après [8]

<sup>22</sup> Ti		<sup>28</sup> Ni	
Energie (MeV)	Photons pour 100 captures	Energie (MeV)	Photons pour 100 capteurs
6,759 (a)	24,17	8,998 (a)	37,74
6,556	4,73	8,553 (b)	16,98
6,418 (b)	30,13	7,818	8,19
4,968	3,61	7,537	4,47
4,882	5,23	6,837 (c)	10,79
3,027	2,53	5,816	2,12
1,793	2,53	0,878	3,86
1,761	5,64	0,465 (d)	12,98
1,586	8,87	0,339	2,78
1,498	4,06	0,283	3,34
1,381 (c)	69,08		
0,983	2,56		
0,341	26,27		

NB : Les lettres entre parenthèses renvoient aux raies des figures 8 et 9.

- autoabsorption dans la cible,
- parois du tube et du canal dans la protection de béton : 2,4 cm, d'alliage AG 3,
- écran correcteur d'aluminium : épaisseur variant de 1 à 5 cm,
- écran d'eau : 60 cm,
- Boral et Boroflex : 0,7 cm.
- plexiglas du bloc moniteur : 7,0 cm.

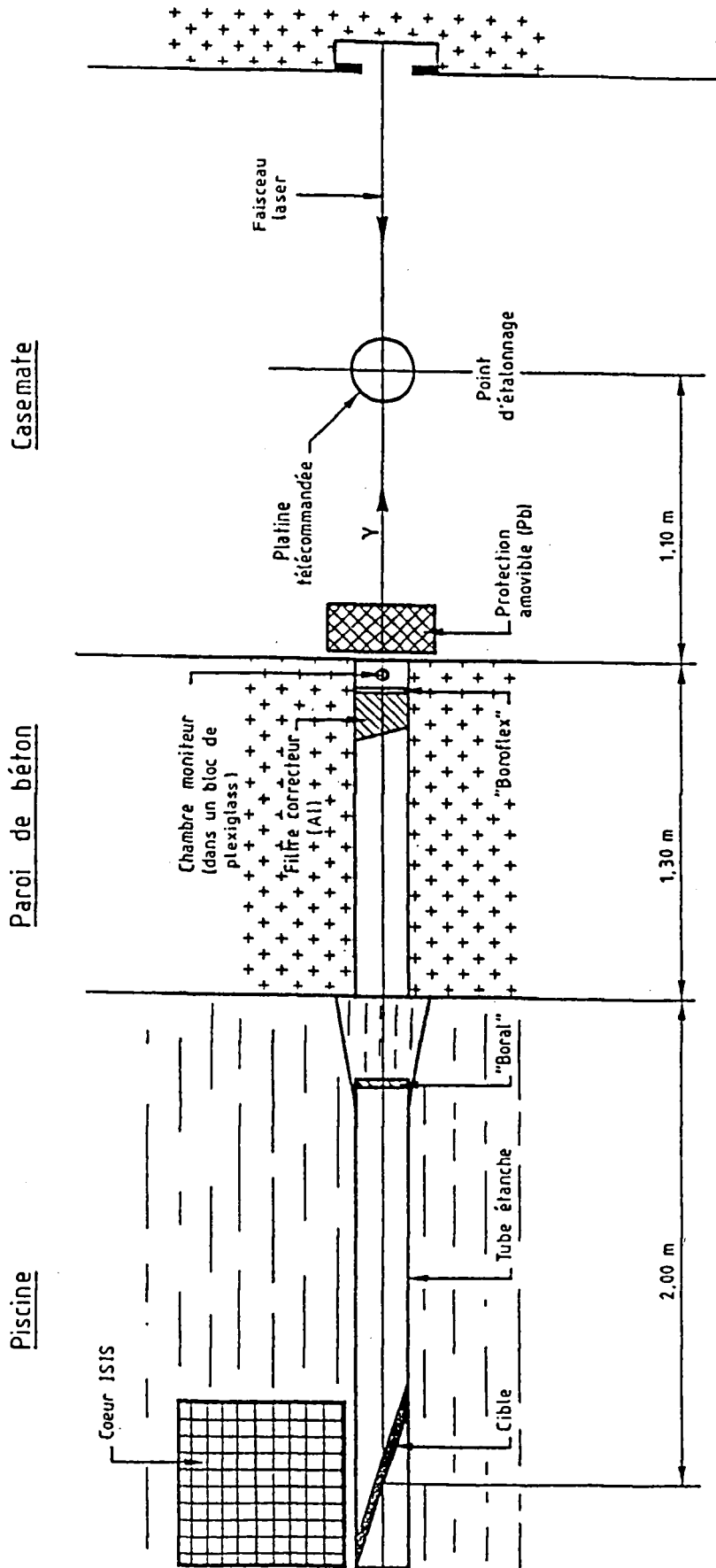
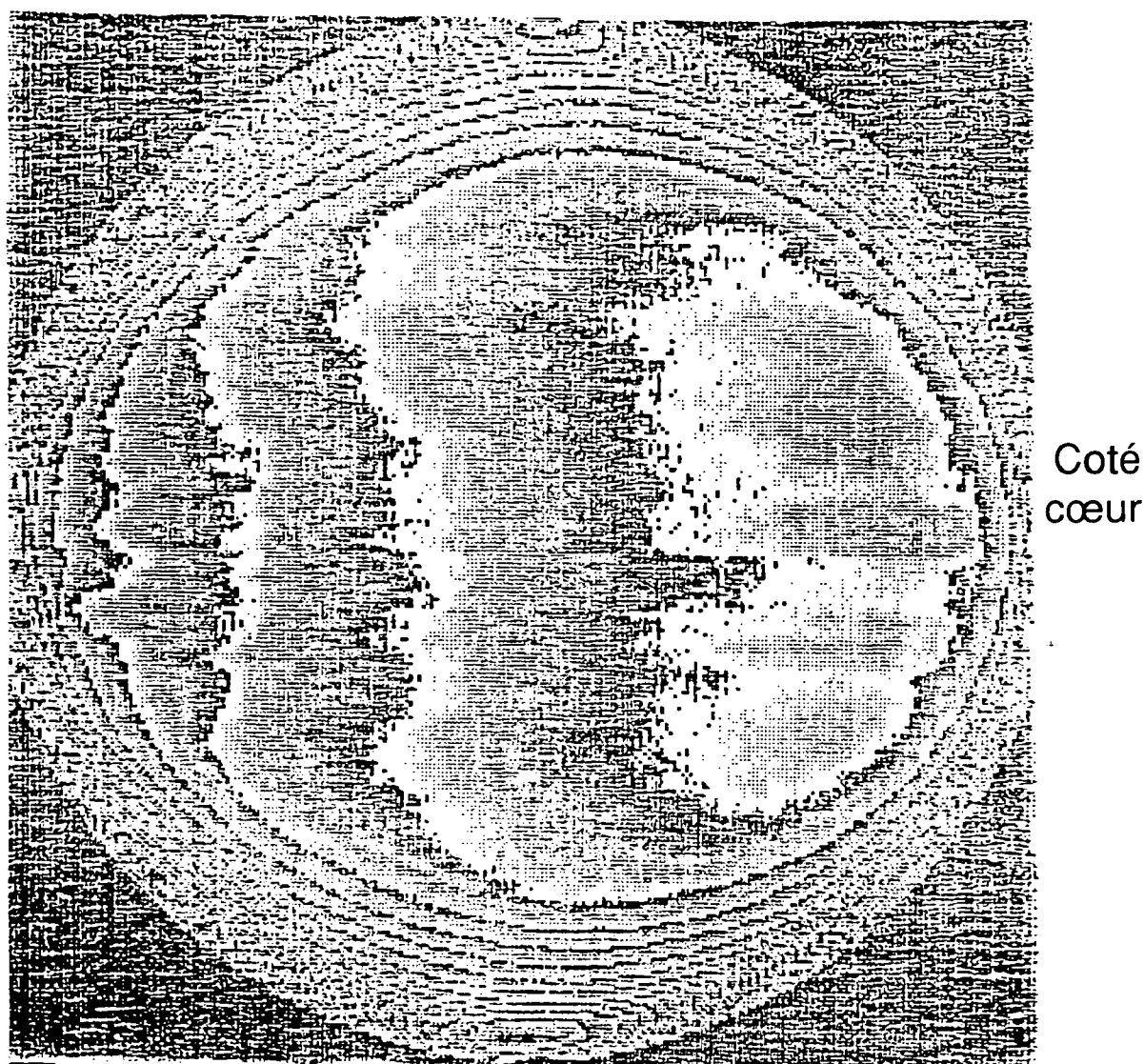


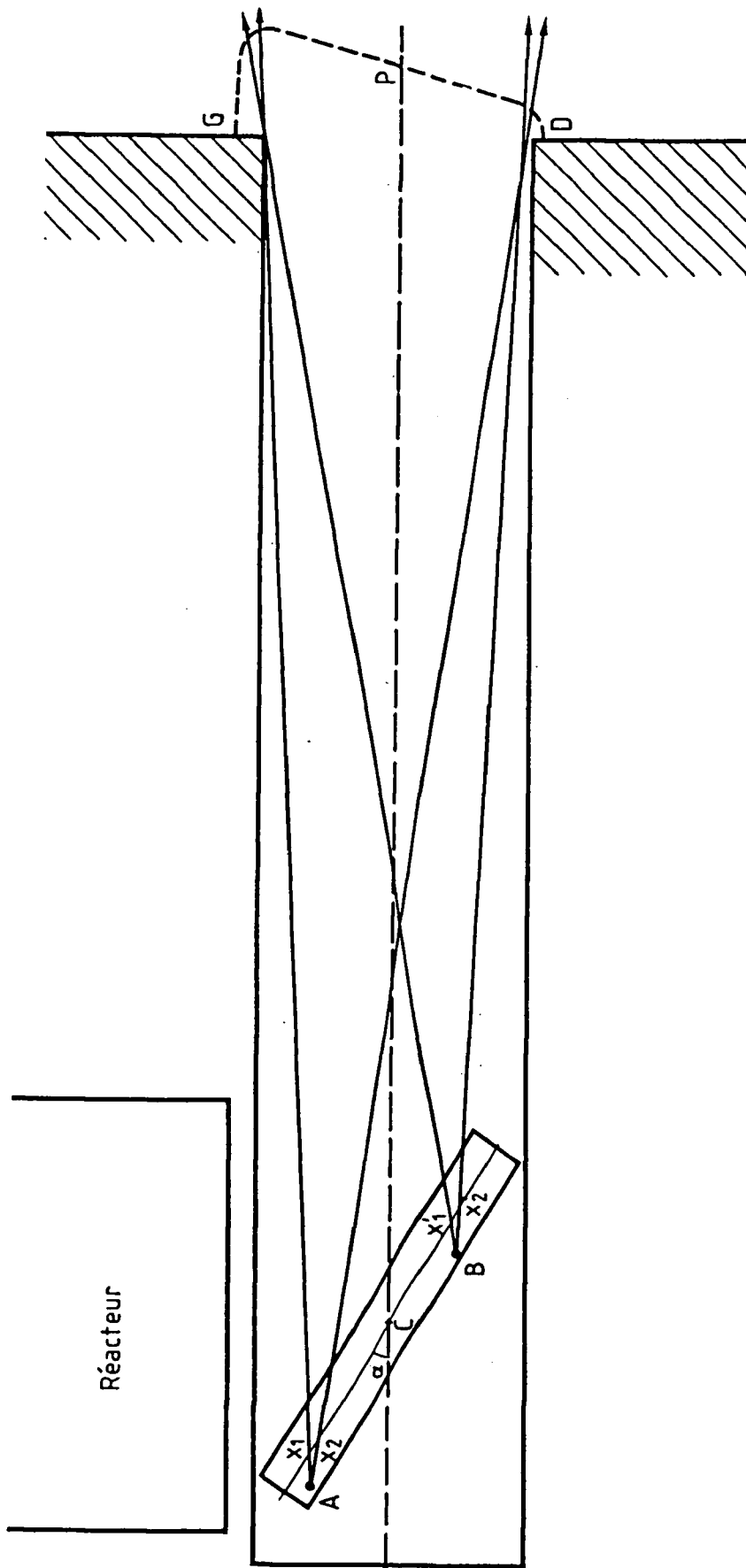
Fig. 1 - : Plan du canal  $\gamma$  de la pile ISIS ("Boral" et "Boroflex" : absorbeurs de neutrons thermiques à base de bore)

L'ensemble représente un écran d'au moins  $75 \text{ g.cm}^{-2}$ . Un tel filtre peut atténuer les gammas de 1 MeV d'un facteur 200, alors qu'il n'atténuera les gammas de 6 MeV que d'un facteur 10. On conçoit donc le "durcissement" considérable qu'il peut apporter au faisceau atteignant le point de mesure.

Plusieurs types de mesures ont été effectués pour caractériser l'énergie des faisceaux :



*Fig. 2 – Profils de densité relevés sur une plaque radiographique exposée perpendiculairement au faisceau*



**Fig. 3 – Autoabsorption de la cible**

C = cible  
 P = profil du flux  
 $x_1, x_2, x'_1, x'_2$  = parcours dans la cible des photons émis en A et B :  $x_2 > x_1, x'_2 > x'_1$  : l'atténuation dans la cible des photons émis vers la droite est plus forte que celle des photons émis vers la gauche.  
 (NB : l'inclinaison réelle de la cible sur l'axe est  $\alpha = 5^\circ 30'$ )



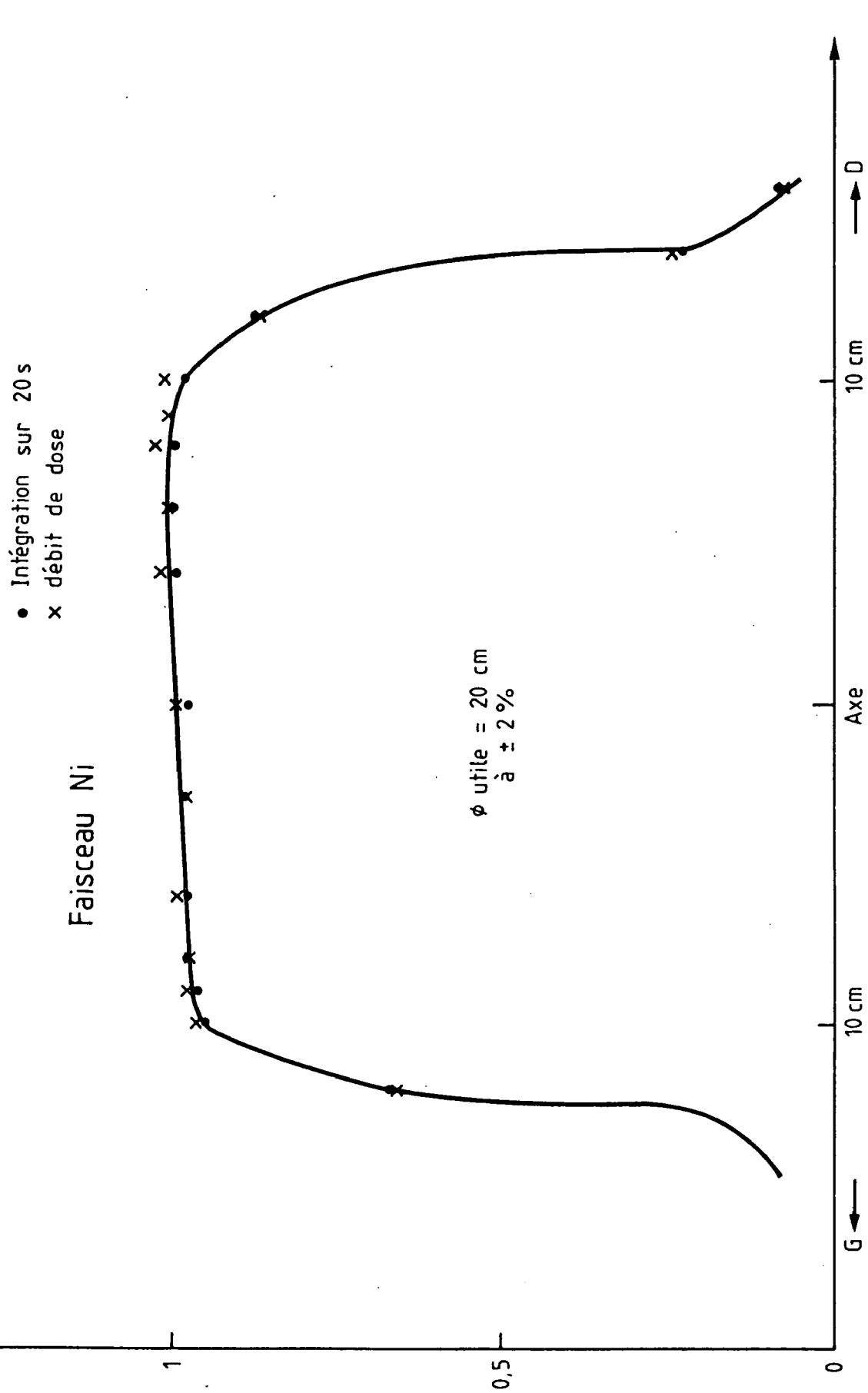


Fig. 4 - Profil de débit de dose obtenu en déplaçant une chambre d'ionisation le long du diamètre horizontal du faisceau (cible Ni)

### Courbe de dose en fonction de la profondeur dans un fantôme d'eau

Au point de mesure, une chambre d'ionisation est plongée dans un bac de polyméthylmétacrylate (Plexiglas) de 30 x 30 x 30 cm rempli d'eau. On fait varier la profondeur de mesure en déplaçant le bac, la distance source-chambre restant constante (fig. 5). Les figures 6 et 7 donnent les courbes obtenues pour chacun des deux faisceaux. Le rapport des courants d'ionisation mesurés à 10 cm et à 20 cm de profondeur sert à caractériser l'énergie du faisceau dans différents protocoles de dosimétrie en radiothérapie [3] :

$$\text{Indice de qualité } I = \frac{J_{20}}{J_{10}}$$

$J_{20}$ ,  $J_{10}$  : ionisation à des profondeurs d'eau de 20 et 10 cm pour un champ de 10 x 10 cm, la distance à la source restant constante. On trouve :

- faisceau "Ti" :  $I = 0,805$
- faisceau "Ni" :  $I = 0,815$

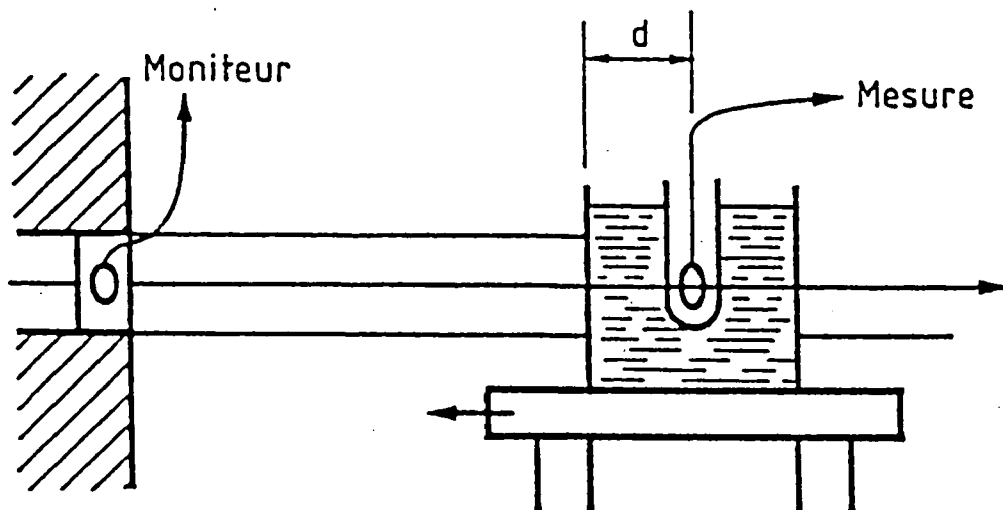


Fig. 5 – Etalonnage dans un fantôme d'eau. On fait varier la profondeur  $d$  en déplaçant le bac à eau, la chambre de mesure restant fixe.

D'après le protocole français [3], ces valeurs de l'indice de qualité correspondent à des faisceaux X de freinage obtenus avec une tension d'accélération comprise entre 20 et 35 MV. Par ailleurs, ces courbes nous montrent la profondeur des doses maximales : à 28 mm pour le

faisceau "Ti" et à 34 mm pour le faisceau "Ni". Dans ces conditions expérimentales, c'est-à-dire avec un certain débit de fluence d'électrons secondaires accompagnant le faisceau incident, la dose en surface du fantôme est de l'ordre de la moitié de la dose maximale .

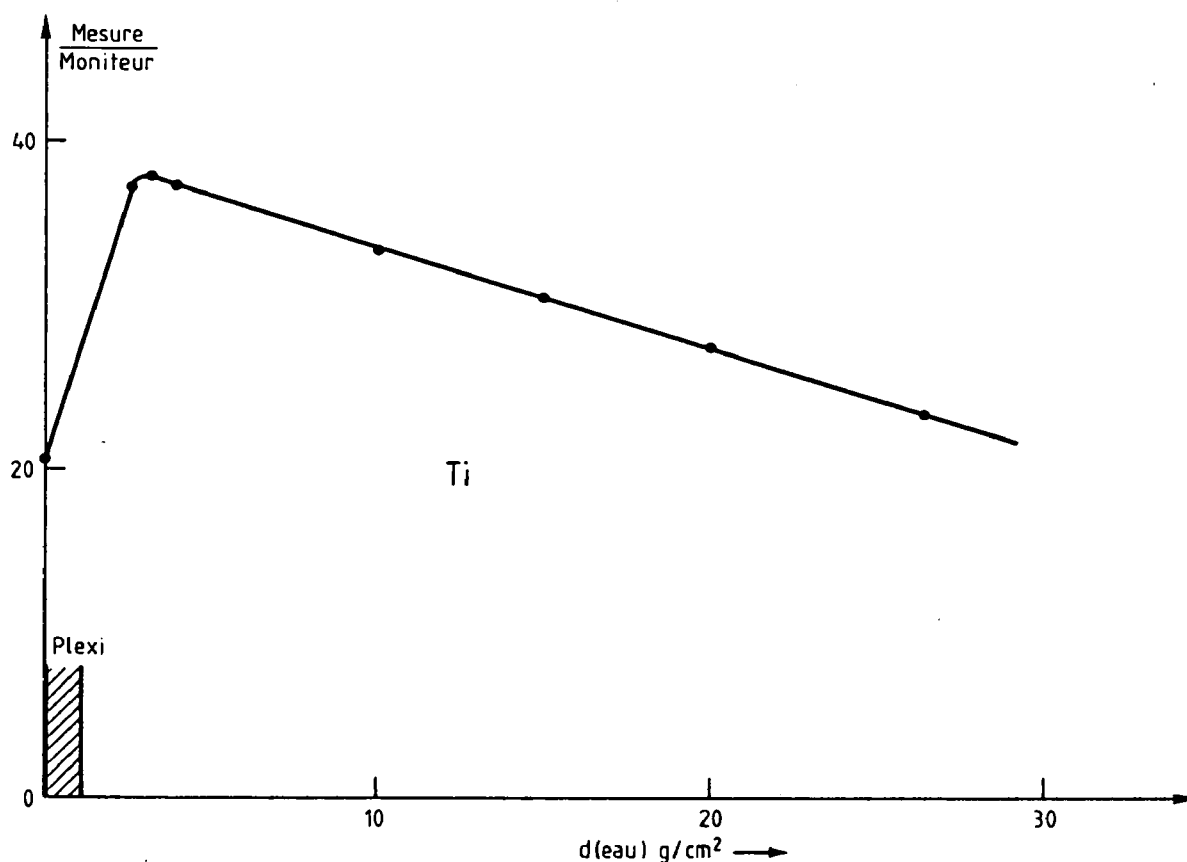


Fig. 6 – Dose en fonction de la profondeur dans le fantôme d'eau pour le faisceau du titane.

### Spectrométrie à l'aide d'un cristal de germanium

Ce type de scintillateur a pour avantage sa haute résolution, mais pour inconvénient une faible section efficace pour les gammas de haute énergie. Les spectres d'impulsions non déconvolués (fig. 8 et 9) permettent d'identifier aisément les raies du tableau I. En plus des raies de capture émises par les cibles, on distingue la raie de 2,2 MeV de capture de l'hydrogène de l'eau et la raie de 511 keV d'annihilation des positons.

### Spectrométrie à l'aide d'un cristal de BGO (germanate de bismuth)

Ce scintillateur a pour avantage son numéro atomique élevé qui lui assure une bonne efficacité aux énergies des gammas qui nous inté-

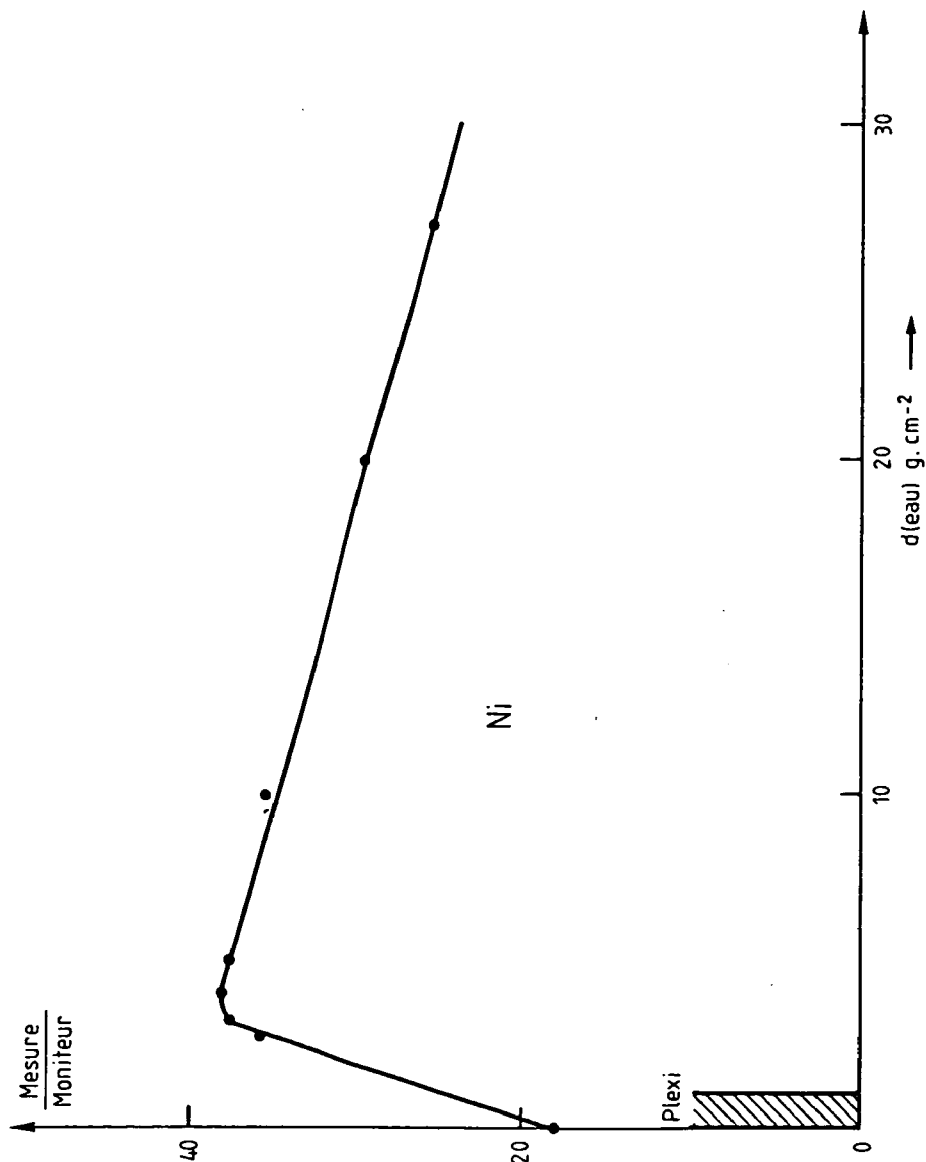


Fig. 7 – Dose en fonction de la profondeur dans le fantôme d'eau pour le faisceau du nickel

ressent. Par ailleurs, l'équipe de l'ETCA qui a effectué cette spectrométrie disposait d'une matrice de réponse du scintillateur en fonction de l'énergie des photons incidents, ce qui a permis de déconvoluer les spectres d'impulsions [2] (fig. 10 et 11). Le spectre du faisceau "titane" (fig. 10) montre les trois raies les plus énergiques fondues en une large raie allant de 6 à 7 MeV et dont l'importance rend pratiquement négligeables toutes les raies de plus faible énergie, y compris celle de 1,38 MeV dont l'émission par la cible est assez considérable (tableau I) mais qui est très fortement atténuée par la filtration. En revanche, la figure 11 montre que dans le cas du nickel, les raies à 7 et 8 MeV sont loin d'être négligeables par rapport à la raie principale de 9 MeV et ont une importance plus grande que ne le laissait prévoir le tableau I. De même, la raie de capture de l'hydrogène de l'eau prend une importance relative plus grande que dans le faisceau du titane.

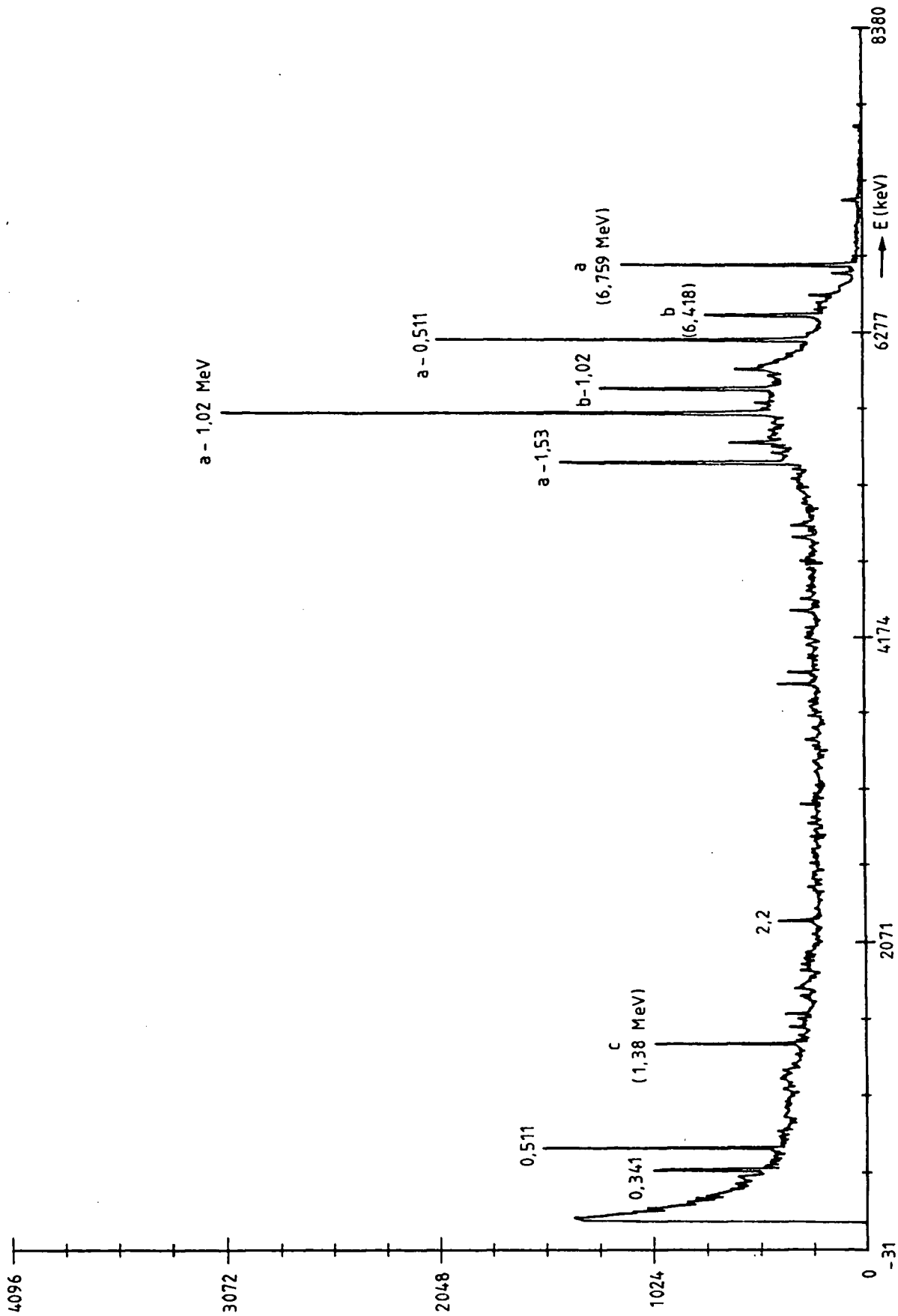


Fig. 8 – Spectre d'impulsions du faisceau "titane" (scintillateur Ge)

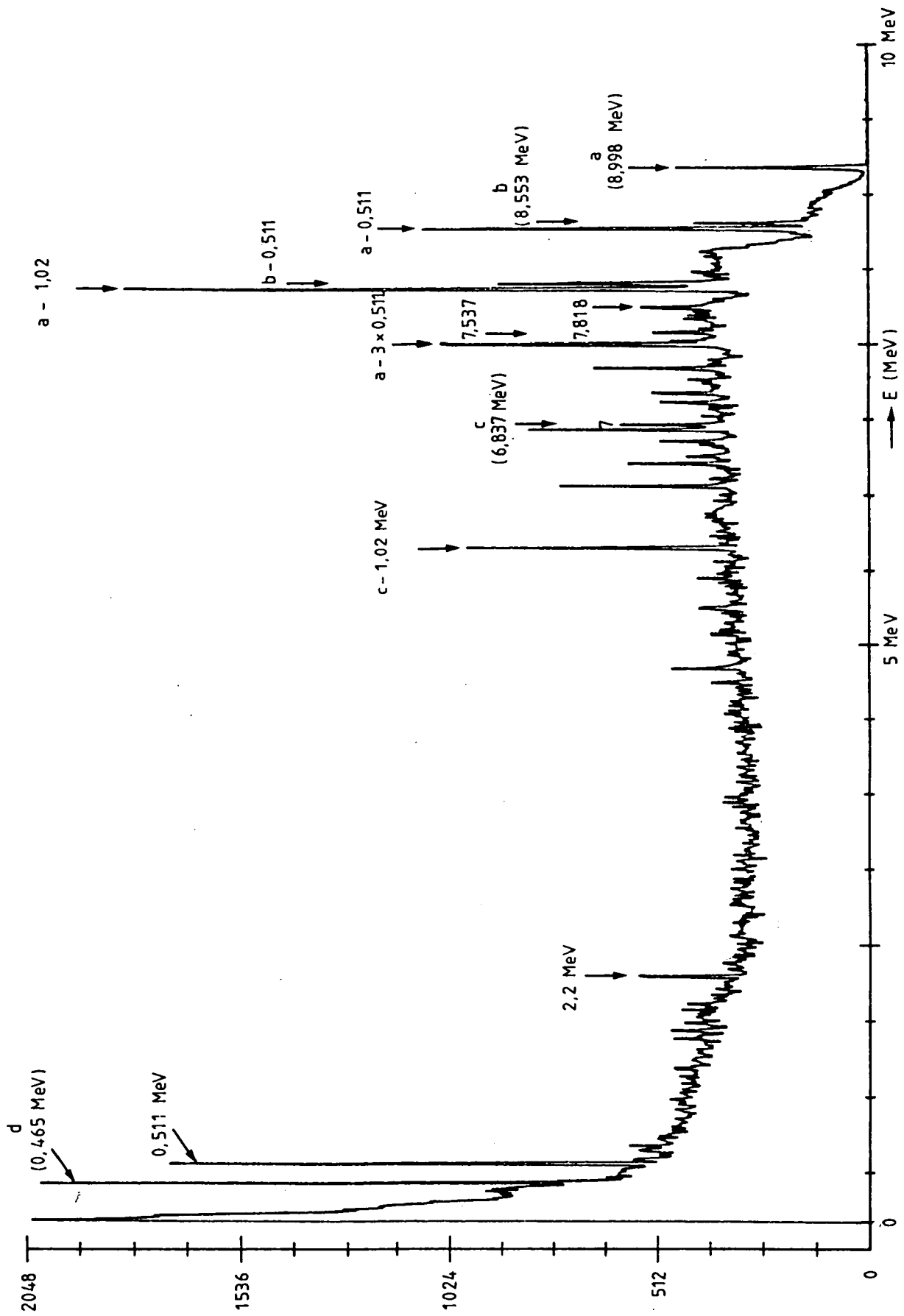


Fig. 9 - Spectre d'impulsions du faisceau "nickel" (scintillateur Ge)

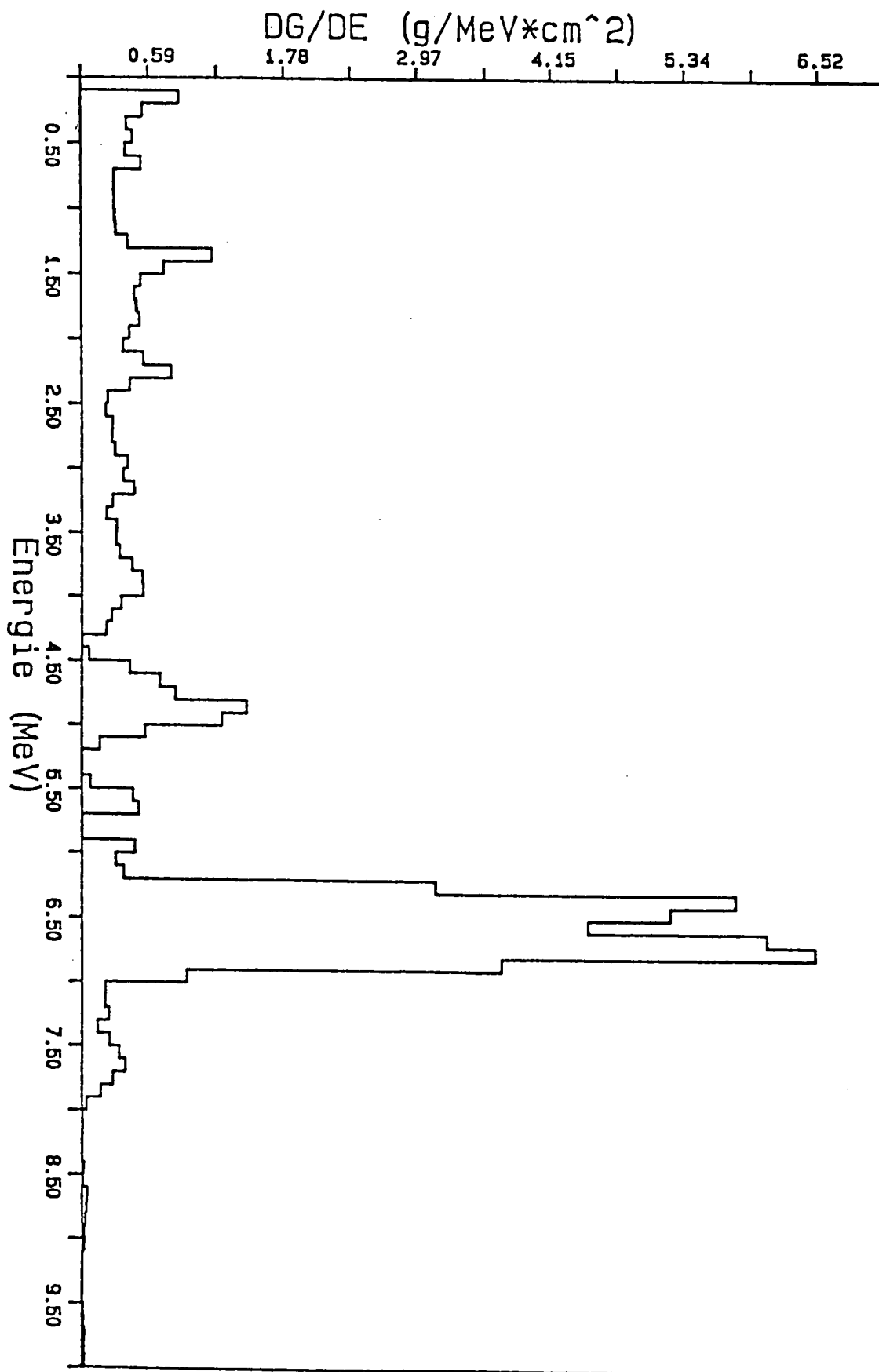


Fig. 10 - Spectre déconvolué du faisceau de  $\gamma$  capture du titane

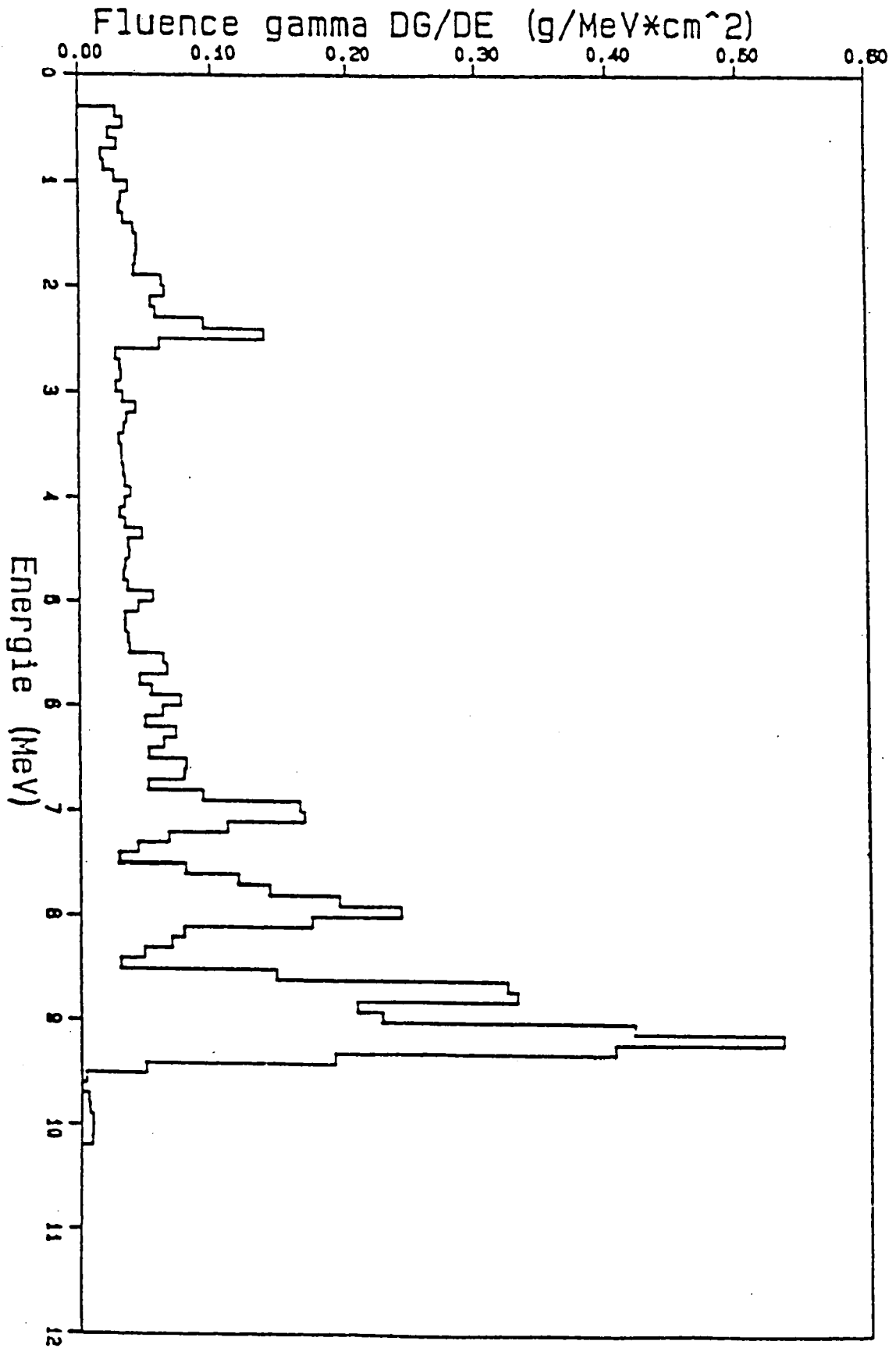


Fig. 11 - Spectre déconvolué du faisceau de  $\gamma$  de capture du nickel



Ces spectres permettent de calculer une énergie moyenne en utilisant différentes pondérations :

Energie moyenne pondérée sur la fluence :

$$\bar{E}_{\Phi} = \frac{\int E \cdot \Phi(E) dE}{\int \Phi(E) dE}$$

Faisceau "Ti" = 5,14 MeV

Faisceau "Ni" = 6,26 MeV

Energie moyenne pondérée sur la dose dans l'eau :

$$\bar{E}_{\text{Deau}} = \frac{\int E \cdot D_{\text{eau}}(E) dE}{\int D_{\text{eau}}(E) dE}$$

Faisceau "Ti" = 5,86 MeV

Faisceau "Ni" = 7,28 MeV

La pondération sur l'équivalent de dose  $H'(10)$ <sup>1</sup> donne sensiblement les mêmes résultats que la pondération par la dose dans l'eau car les coefficients  $H'(10)/\Phi$  font intervenir des coefficients d'absorption d'énergie très voisins et ne tiennent pas compte de l'accumulation (ou du déficit) d'électrons secondaires à la profondeur de 10 mm.

*Remarque : L'énergie moyenne du faisceau "Ni" est beaucoup plus faible que l'énergie de sa raie principale à 9 MeV. Cependant, l'effet de cette raie sur certains détecteurs n'est pas négligeable comme l'ont montré les étalonnages effectués avec nos premiers faisceaux. Autrement dit : bien que les faisceaux "Ti" et "Ni" aient des énergies moyennes relativement proches, leurs effets sur la réponse des détecteurs peuvent être très différents.*

### c) Dosimétrie

A pleine puissance du réacteur (700 kW), le débit de dose maximal dans l'eau au point de mesure est de l'ordre de 200 mGy/h. Il est donc exclu d'utiliser le dosimètre de Fricke pour obtenir directement la dose dans l'eau, comme nous l'avons fait avec les faisceaux du réacteur Triton [5]. La démarche adoptée a donc été la suivante :

– détermination de la dose absorbée dans un fantôme d'eau à une profondeur où le pseudo-équilibre électronique est établi, à l'aide d'une chambre d'ionisation étalon, par le laboratoire primaire de métrologie des rayonnements ionisants (LPMRI) [4] ;

<sup>1</sup>  $H'(10)$  : équivalent de dose directionnel. C'est l'équivalent de dose à une profondeur de 10 mm dans le fantôme sphérique de l'ICRU

- étalonnage de la chambre d'ionisation de référence de l'installation au même point du fantôme ;
- étalonnage en dose dans l'eau en tout autre point du fantôme à l'aide de cette chambre de référence ;
- transfert de l'étalonnage dans le temps, c'est-à-dire d'une irradiation à l'autre, à l'aide du moniteur (chambre d'ionisation) placé dans le faisceau.

Le fantôme d'eau utilisé est le bac en "plexiglas" (fig. 5) ; c'est un cube de 30 x 30 x 30 cm dont l'épaisseur de paroi est de 1 cm. Les profondeurs de référence sont de 4,0 et 10,0 g/cm<sup>2</sup>. A chaque mesure, le fantôme est placé de telle sorte que le point d'étalonnage (fixe par rapport au local) soit à la profondeur de référence choisie.

*Résultats* : à pleine puissance du réacteur (700 kW), on trouve, à la profondeur de 4,0 g/cm<sup>2</sup> les débits de dose suivants :

- faisceau "Ti" : 0,220 Gy.h<sup>-1</sup> ± 4,2 %
- faisceau "Ni" : 0,202 Gy.h<sup>-1</sup> ± 4,2 %

### III. Réponse de quelques dosimètres

Les premiers essais effectués avec ces faisceaux ont porté sur des dosimètres individuels. Leur réponse est exprimée par rapport à la réponse à une même dose de gammas du <sup>60</sup>Co. La dose de référence des faisceaux "Ti" et "Ni" est la dose dans l'eau sous 4,0 g/cm<sup>2</sup> qui n'est pas sensiblement différente de la dose maximale (moins de 3 %)<sup>1</sup>.

#### Dosimètre photographique

La réponse relative de l'émulsion la plus sensible du film Kodak-Pathé type 1 (DMA-CEA) sous étui PS1 est représentée sur la figure 12. En regard de la réponse de chaque plage figure la composition des filtres de l'étui et l'épaisseur d'écran correspondante. On constate un effet pratiquement identique des deux rayonnements sur le film sans écran. Cette plage nue donne – à doses égales – une réponse 5 fois plus faible entre 6 et 9 MeV qu'à l'énergie des gammas du <sup>60</sup>Co. Cela tient au très faible taux d'électrons secondaires dans les faisceaux. Dès que des écrans s'interposent entre le film et les faisceaux, la réponse augmente. Avec le filtre Pb-Sn de fort numéro atomique, la réponse devient plus forte (140 % pour le faisceau "Ti"; 160 % pour le faisceau "Ni") qu'aux gammas du <sup>60</sup>Co. Pourtant, cette réponse n'est pas encore maximale car l'épaisseur totale d'écran n'est que de 1 180 mg/cm<sup>2</sup>, alors que la dose maximale n'est atteinte qu'aux environs de 3 g/cm<sup>2</sup>. Cet effet, qui est dû à la création de paires dans le plomb et l'étain, est plus fort pour le faisceau "Ni", ce qui montre l'influence des raies 8,5 et 9 MeV.

<sup>1</sup> L'équivalent de dose H'(10) n'est pas utilisable à ces énergies bien qu'il puisse être déterminé indirectement à partir d'une évaluation de la fluence. Numériquement cette évaluation fournit des chiffres supérieurs d'environ 5 % à la dose absorbée dans l'eau à 4 g/cm<sup>2</sup>.

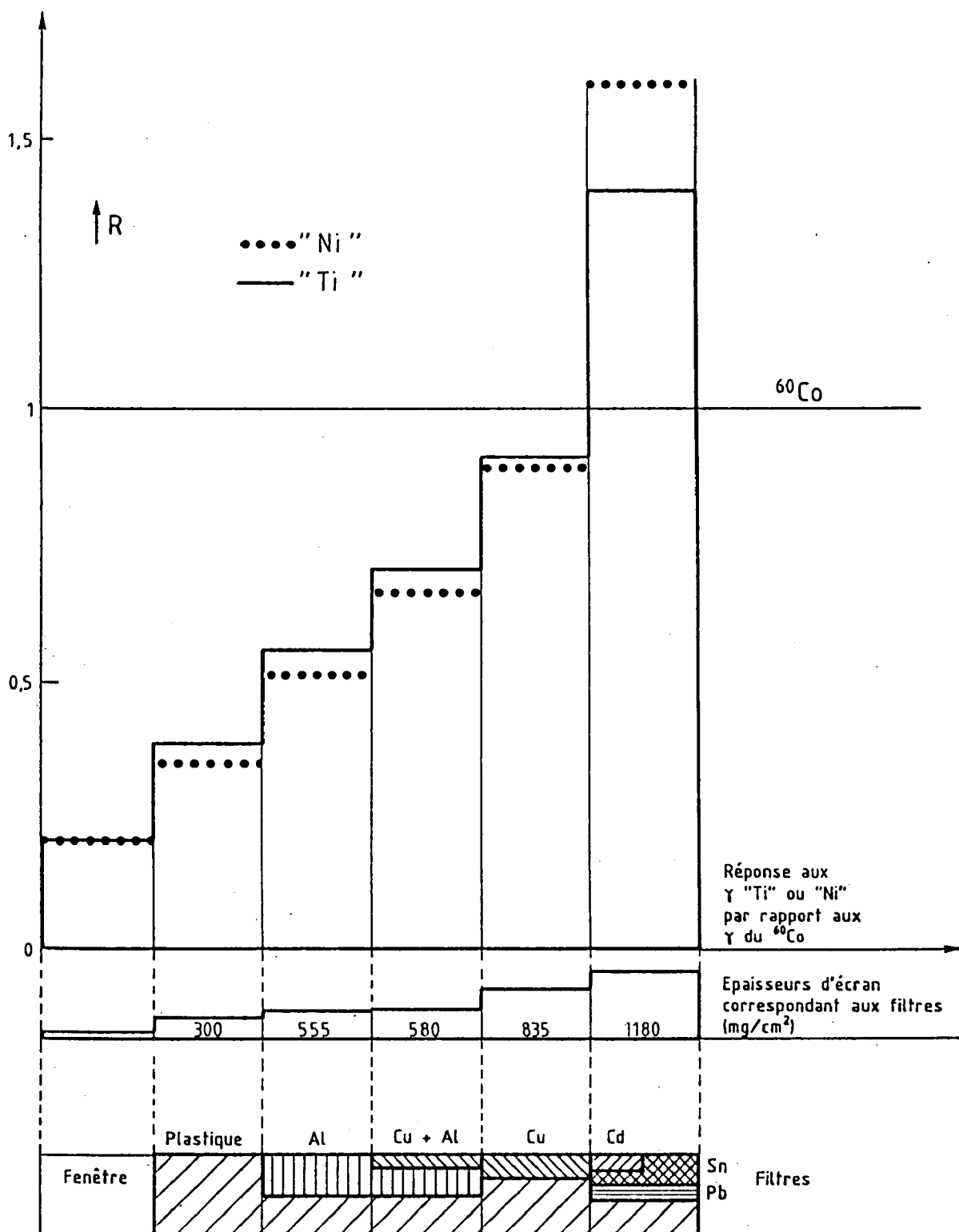


Fig. 12 - Réponse relative  $R$  (par rapport à une même dose de  $\gamma$  du  $^{60}\text{Co}$ ) de la 1ère émulsion du film Kodak-Pathé type 1 (DMA-CEA) en fonction des filtres de l'étui PS1 ; les densités optiques étant transformées en « doses apparentes » ; sous les différents filtres à la dose réelle. Pour les  $\gamma$  du  $^{60}\text{Co}$ , ce rapport est égal à 1.

## Dosimètre thermoluminescent

Type PGP1 à 2 pastilles de  $F^7Li$  dont une sous fenêtre et l'autre sous  $300 \text{ mg/cm}^2$  de matière plastique. Le tableau II présente les résultats : on constate une réponse de la pastille nue de l'ordre de 25 % de la dose réelle pour l'un et l'autre faisceau. Sous  $300 \text{ mg/cm}^2$  de plastique (polyamide), la réponse monte à près de 50 % pour le faisceau "Ti" mais à 35 % seulement pour le "Ni", la création de paires par la raie de 9 MeV restant faible dans un écran de faible numéro atomique.

Cet exemple montre qu'un dosimètre "équivalent aux tissus" peut fortement sous-estimer la dose des gammas d'énergie supérieure à 1 MeV. Par ailleurs, la comparaison des résultats du dosimètre irradié sur le fantôme et du dosimètre irradié dans l'air montre que la rétrodiffusion, à cette énergie, est pratiquement négligeable.

TABLEAU II  
Réponse des dosimètres thermoluminescents PGP1

	Pastille nue	Pastille sous $300 \text{ mg/cm}^2$	
Faisceau "Ti"	0,25	0,48	Dosimètres sur fantôme
Faisceau "Ni"	0,24	0,35	Dosimètres sur fantôme
Faisceau "Ni"	0,23	0,34	Espace libre

## CONCLUSION

Les faisceaux d'étalonnage réalisés à partir des gammas de capture émis par des cibles de titane et de nickel irradiées au contact du réacteur ISIS, ont été étudiés en vue de leur utilisation pour l'essai des détecteurs de radioprotection. Le faisceau issu du titane est pratiquement monoénergétique avec une énergie moyenne de 6 MeV. Le faisceau issu du nickel présente une énergie moyenne de 6,3 à 7,3 MeV suivant la pondération, mais son spectre comporte une forte raie à 9 MeV qui explique des effets sur les détecteurs assez différents de ceux du faisceau "Ti".

Les premiers essais effectués sur des dosimètres individuels montrent l'ampleur des erreurs que l'on peut commettre avec un détecteur parfaitement étalonné aux gammas du  $^{60}Co$  lorsqu'il est soumis à des photons un peu plus énergiques. Un détecteur équivalent aux tissus comme les pastilles de  $F^7Li$  peut sous-estimer l'équivalent de dose réel d'un facteur 2, voire 4, suivant l'épaisseur de matière qui le recouvre.

Dans le cas des gammas de forte énergie, il ne suffit plus pour un dosimètre d'être équivalent aux tissus, il lui faudrait aussi être "équivalent au corps" ! ■

## Remerciements

*Nous tenons à remercier tous ceux qui ont participé directement ou non à ce travail. D'abord nos collègues étrangers du TC 85 SC 2/WG 2 de l'ISO, Melle M. Ehrlich du NIST (National Institute for standards and technology, Washington), M. I. Thompson du CEGB (Berkeley, GB), M. Kramer du PTB (RFA), ainsi que nos collègues français de l'ETCA, MM. Dhermain et Jauréguy, du LPMRI, M. Sollier, et du Service des Piles de Saclay, MM. Morin et Uzureau.*

## RÉFÉRENCES

- [1] ANDREO P., BRAHME A. – Stopping power data for high energy photon beams. *Phys. Med. Biol.*, 1986, 31, 839-858.
- [2] BERMAN F., BORDY J.M., CHASSENDÉ-BAROZ P., DETROUSSEL P., DHERMAIN J., JAUREGUY J.C., SOLLIER T. – A capture gamma-ray beam for the calibration of radioprotection dosimeters between 5 and 9 MeV. *Radiat. Prot. Dosim.*, 1990, 30, 237-243.
- [3] BUREAU NATIONAL DE LA METROLOGIE (BNM). – Recommandations pour la mesure de la dose absorbée en radiothérapie dans le faisceaux de photons et d'électrons d'énergie comprise entre 1 MeV et 50 MeV (Monographie BNM, N° 9). Paris : Ed. Chiron, 1987.
- [4] BUREAU NATIONAL DE METROLOGIE. – Laboratoire de métrologie des rayonnements ionisants. – Certificat d'étalonnage RI 88-042 du 21/09/1988.
- [5] COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE. Groupe de travail chargé de la définition et de la normalisation des détecteurs destinés à la mesure de l'irradiation externe (GTN1). – Essais des détecteurs et dosimètres de radioprotection aux gammas de 6 et de 9 MeV. Rapport CEA-R-5168, 1982
- [6] COMMISSION ELECTROTECHNIQUE INTERNATIONALE (CEI). – Moniteur individuel à lecture directe d'équivalent de dose pour les rayonnements X, gamma et bêta d'énergie élevée. Document CEI 45 B (Bureau Central) 94, 1989.
- [7] HALL R.S., POOLE D.H. – A radiation source using a positive ion accelerator, CEGB Report RD/B/N265, Berkeley nuclear laboratories, 1967.
- [8] LONE M.A., LEAVITT R.A., HARRISON D.A. – Prompt gamma-rays from thermal neutron capture. *At. Data Nucl. Data Tables*, 1981, 26, 511.
- [9] ORGANISATION INTERNATIONALE DE NORMALISATION (ISO). – Dosimetry of the reference radiation fields used for determining the energy dependence of the response of protection level dosimeters and dose-ratemeters at photon energies between 4 and 9 MeV. ISO/TC 85 SC2 Radiation protection, Draft proposal DP 9991, 1989.
- [10] VORBRUGG W., ZILL H.W. – Erzeugung hochenergetischer Photonenbündel durch Einfang thermischer Neutronen. *In* : VIth International congress of IRPA : Radiation, risk, protection, Berlin, 7-12 May 1984 (Kaul A., Neider R., Pensko J., Eds.). Köln : TUV Rheinland, 1984, 1156-1160.