

Neutrons produits dans des cibles épaisses de Be et ^{238}U irradiées par des deutons de 100 MeV/u et dans une cible épaisse de C irradiée par des ^{36}Ar de 95 MeV/u. Longueurs d'atténuation dans du béton et débit d'équivalent de dose résultant de l'activation de l'uranium

N. PAUWELS¹, J. PROUST¹, M. BAJARD⁵, G. BÉLIER³, F. CLAPIER¹,
T. ETHVIGNOT³, P. GARA¹, T. GRANIER³, R. LEROY⁵, C. F. LIANG⁴,
M. MIREA², J. OBERT¹, A. C. C. VILLARI⁵

(Manuscrit reçu le 2 décembre 1998, révisé le 1^{er} mars 1999, accepté le 2 avril 1999)

RÉSUMÉ La production de neutrons secondaires issus de l'interaction d'un faisceau de particules avec une cible épaisse a été déterminée à plusieurs angles par la méthode des détecteurs à activation. Les couples projectile-cible étudiés sont au nombre de trois : deutons (100 MeV/u) + ^{238}U , deutons (100 MeV/u) + ^9Be et ^{36}Ar (95 MeV/u) + ^{12}C . À 0° pour les cibles de Be et U, la mesure a aussi été faite avant et après des blocs de béton, ceci nous a permis d'évaluer les longueurs d'atténuation correspondantes en fonction de l'énergie. L'évolution du débit de dose de la cible d'uranium a été suivi durant plusieurs jours après la fin de l'irradiation.

ABSTRACT Neutrons production in thick targets of Be and ^{238}U bombarded by 100 MeV/u deuterons and in a thick target of C bombarded by 95 MeV/u ^{36}Ar . Attenuation in concrete and dose equivalent rate of the activated uranium.

The yields of secondary neutrons produced by the interaction of a beam with thick target were determined with activation detectors. Three projectile-target couples have been studied : deuterons (100 MeV/u)+ ^{238}U , deuterons (100 MeV/u)+ ^9Be and ^{36}Ar (95 MeV/u)+ ^{12}C . At 0° the yields were also measured after a piece of concrete and the corresponding attenuation length evaluated. The dose rate of the uranium target was monitored during several days after the end of the irradiation.

¹ Institut de physique nucléaire, 91406 Orsay Cedex, France

² Institute of Physics and Nuclear Engineering- P.O.Box MG-6, Bucarest, Romania

³ C.E.A., service de physique nucléaire BP 12, 91680 Bruyères-Le-Châtel, France

⁴ C.S.N.S.M., bâtiment 104-108, 91406 Orsay Cedex, France

⁵ G.A.N.I.L., BP 5027, 14021 Caen Cedex, France

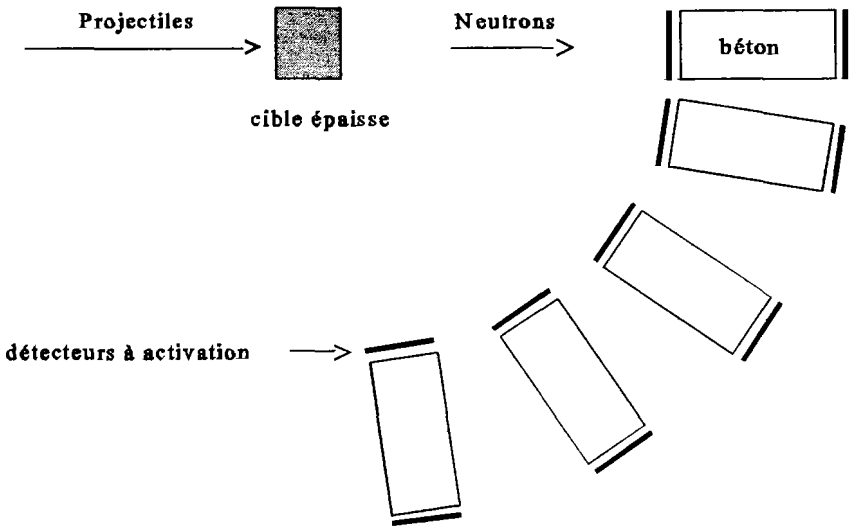
1. Introduction

La production de faisceaux d'ions radioactifs est un sujet qui intéresse de nombreux laboratoires. Actuellement, la construction de SPIRAL (Système de Production d'Ions Radioactifs Accélérés en Ligne) (Villari *et al.*, 1995) est très avancée et de nouveaux projets tels que SPIRAL II et PARRNE (Production d'Atomes Radioactifs Riches en NEutrons) (Clapier *et al.*, 1997) sont déjà lancés : leur but est de prévoir des développements futurs pour la production de faisceaux d'ions radioactifs riches en neutrons. Il est envisagé de compléter la fragmentation d'ions lourds par l'utilisation de neutrons issus de l'interaction de particules légères avec des cibles épaisses pour induire de la fission.

Dans le cadre de ces projets de nombreux sujets sont étudiés notamment les aspects de radioprotection et de sûreté. Plusieurs expériences ont déjà été réalisées avec diverses combinaisons projectile-cible dans un domaine d'énergie allant de 10 à 200 MeV/u (projectiles : protons, deutons, ^3He , ^{13}C , ^{20}Ne , ^{36}Ar et ^{78}Kr - cibles : Be, C, Al, Ta, W, et U). Ces études couvrent les domaines suivants :

- inventaire des produits de réaction formés dans la cible ;
- potentiels de contamination contenus dans les matières à manipuler (mesures d'activation des cibles et de sections efficaces de production de radioéléments) ;
- débits de dose dus aux photons émis par la matière activée (Clapier *et al.*, 1995a, 1995b, 1995c) ;
- mesures de flux ($d^2n / dE d\theta$) de neutrons secondaires de 6 à 140 MeV par une méthode basée sur l'utilisation de diverses combinaisons de détecteurs à activation (Pauwels *et al.*, 1997) ;
- activation par neutrons des matières entrant dans la construction d'appareillages expérimentaux (Clapier *et al.*, 1995a) et dosimétrie des neutrons (Collot *et al.*, 1994 et Bernier *et al.*, 1996).

Nous nous proposons dans ce compte rendu de présenter des résultats obtenus lors de deux expériences, la première a été réalisée au GANIL (Grand Accélérateur National d'Ions Lourds) autour du dispositif SIRa (Séparateur d'Ions Radioactifs) avec des ions ^{36}Ar de 95 MeV/u sur du carbone et la seconde au LNS (Laboratoire National Saturne) avec des deutons de 100 MeV/u sur de l'uranium et du béryllium. Lors de ces expériences les faisceaux étaient totalement arrêtés dans les cibles. Le présent rapport a pour but d'établir des données sur l'activation d'une cible d'uranium par des deutons, et sur la production de neutrons et leur atténuation par du béton. Le schéma de principe des irradiations est représenté sur la figure 1 (les aspects physiques associés feront l'objet d'une publication ultérieure).



*Fig. 1. – Schéma de principe des expériences.
Schematic experimental set-up.*

2. Mesure du débit de dose d'un barreau d'uranium 238

L'emploi éventuel d'une cible épaisse d'uranium pour convertir des deutons de 200 MeV en neutrons justifiait une détermination expérimentale du niveau de radiation induit afin d'estimer les risques. Par ailleurs, dans une cible épaisse de béryllium il y a production de ^7Be et de quelques radioéléments induits dans les impuretés mais qui n'engendrent pas de contraintes particulières de radioprotection.

Au LNS, le débit d'équivalent de dose γ du barreau d'uranium ayant servi de cible a été suivi pendant plusieurs heures après la fin de l'irradiation. Pour cette mesure, nous avons utilisé une chambre d'ionisation du tableau de contrôle des radiations. La paroi de cette chambre d'ionisation est de 300 mg/cm^2 et son volume de 3 litres, elle permet d'évaluer l'irradiation au niveau des tissus mous de l'organisme à 3 mm de profondeur.

Sullivan (Sullivan, 1992) a établi deux équations pour extrapoler le débit d'équivalent de dose γ produit par une cible épaisse irradiée par des protons. L'une de ces formules s'applique aux cibles de densité moyenne et l'autre aux cibles de densité élevée. Des mesures réalisées lors de diverses expériences en ions lourds (Clapier *et al.*, 1995a; 1995c) ont montré que les résultats expérimentaux sont reproduits correctement. Dans le cas de l'uranium, nous avons utilisé la formule pour les cibles denses qui s'écrit :

$$H = H_0 \phi (t^{0,4} - (T + t)^{-0,4}) \text{ Sv/h à 1m} \quad (1)$$

ϕ est le flux de deutons (s^{-1}), T le temps d'irradiation (Tab. I), t le temps écoulé après la fin de l'irradiation et H_0 un paramètre qui caractérise le couple projectile-cible. Les résultats présentés sur la figure 2 montrent un bon accord entre expérience et calcul. Pour des deutons de 100 MeV/u sur de l'uranium nous avons trouvé $H_0 = 1,28 \times 10^{-14}$ Sv/h à 1m par deuton par seconde. Il est donc possible de prévoir le débit d'équivalent de dose γ pour des expériences au cours desquelles de l'uranium serait irradié avec un faisceau de deutons de 100 MeV/u.

TABLEAU I
Conditions expérimentales.
Experimental characteristics.

Faisceau incident	Énergie (MeV/u)	Intensité (p.p.s.)	Cible	Temps d'irradiation	Détecteurs à activation	Position des détecteurs
^{36}Ar	95	$6,42 \times 10^{11}$	Carbone	88 min	Al, Ni, Bi	$0^\circ, 20^\circ, 45^\circ, 90^\circ$
deutons	100	7×10^{10}	Béryllium	373 min	Al, Ni, Co, Bi	$0^\circ, 11^\circ, 36^\circ, 60^\circ, 84^\circ$
deutons	100	7×10^{10}	Uranium	376 min	Al, Ni, Co, Bi	$0^\circ, 11^\circ, 36^\circ, 60^\circ, 84^\circ$

L'utilisation de ces résultats reste quand même délicate car pour cette expérience la cible d'uranium avait une épaisseur de 25 mm et un diamètre de 30 mm. Dans ce cas, les photons γ de basse énergie sont auto-atténués dans l'échantillon, la mesure du débit d'équivalent de dose est donc essentiellement due aux photons de haute énergie ($E\gamma > 500$ keV). L'interaction des photons dans l'uranium a été déterminée à l'aide d'un programme de type Monte-Carlo spécifiquement développé par les auteurs. Celui-ci modélise l'émission et l'atténuation des photons à l'intérieur de l'échantillon et calcule la transmission en fonction de l'énergie pour la géométrie du système échantillon-détecteur. La transmission s'écrit :

$$T = I / I_0 = 0,683 \exp(- 1071,1 / E + 60737 / E^2) \quad (2)$$

où I_0 est le nombre de photons émis, I le nombre sortant et E l'énergie en keV. Pour une cible différente irradiée dans des conditions identiques ; la valeur du débit d'équivalent de dose trouvée ne sera pas la même. La formule de Sullivan est une représentation de la variation du débit d'équivalent de dose en fonction du temps, pour une épaisseur de cible donnée.

L'emploi d'un échantillon massif d'uranium métallique irradié à forte intensité devrait engendrer un débit d'équivalent de dose γ très important (évaluable avec l'Éq. (1)) même après des temps de décroissance de plusieurs semaines. Ce scénario

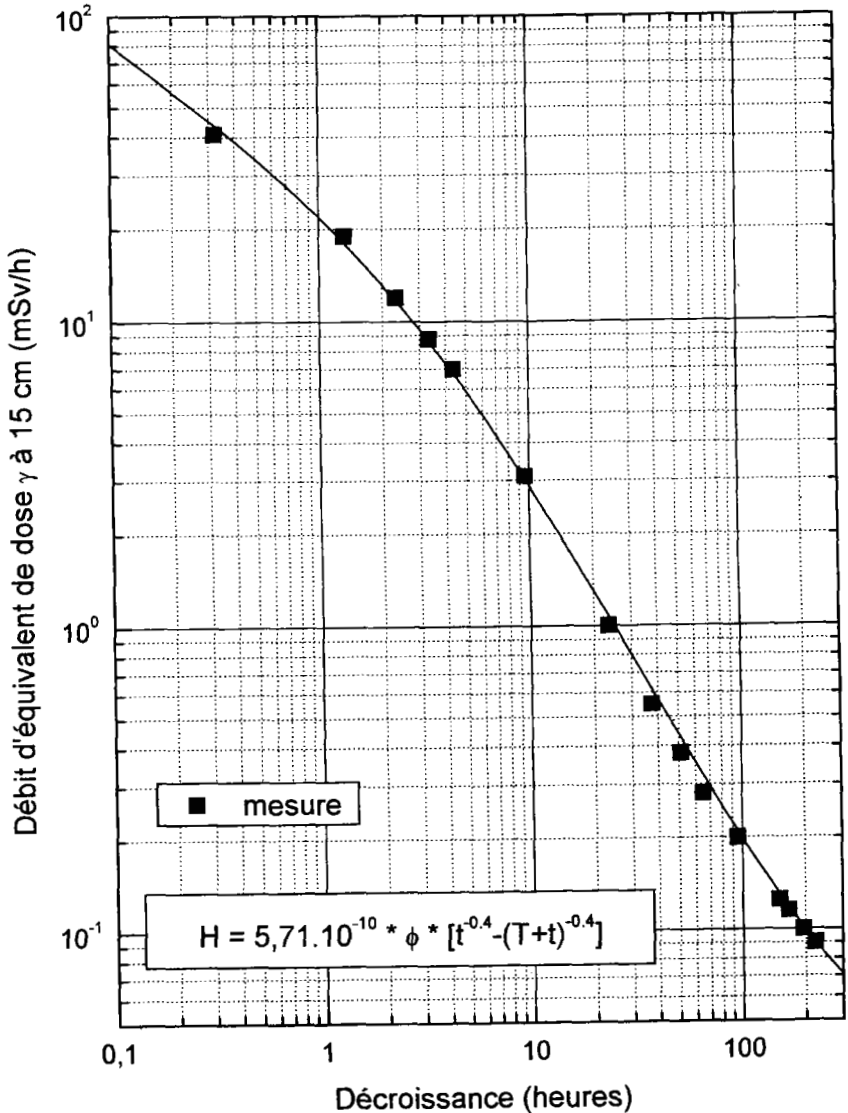


Fig. 2. - Débit d'équivalent de dose γ à 15 cm de la cible d'uranium.
γdose equivalent rate at 15 cm of the uranium target.

pourrait éventuellement se justifier si la fission induite par un tel procédé se révélait appropriée à une production d'isotopes particuliers. En l'absence de modèles de simulation, une simple paramétrisation avec le modèle de Sullivan rend possible des prédictions du niveau d'irradiation externe.

3. Mesure des neutrons secondaires

3.1. Principe de la méthode

Le principe de la méthode est d'utiliser un jeu de détecteurs à activation comme spectromètre à neutrons. L'interaction des neutrons incidents avec les détecteurs génère des réactions de type $A(n, X)B$. L'activité des isotopes radioactifs ainsi formés est mesurée par spectrométrie γ (il est tenu compte de l'auto-atténuation des photons dans les échantillons). Une équation (Pauwels *et al.*, 1997) relie ces activités aux sections efficaces $\sigma(E_n)$ des réactions considérées et au flux de neutrons incidents $\phi(E_n)$:

$$A_{\text{sat}} = k \int_{E_{\text{seuil}}}^{E_{\text{max}}} \sigma(E_n) \phi(E_n) dE_n \quad (3)$$

A_{sat} est l'activité à saturation, E_n l'énergie des neutrons, k le nombre de noyaux du détecteur, E_{seuil} l'énergie seuil de la réaction considérée et E_{max} l'énergie maximum des neutrons produits (ici $E_{\text{max}} < 200$ MeV). Nous disposons donc pour chaque réaction d'une équation dont l'inconnue est le flux $\phi(E_n)$. Il est possible de remonter à la production de neutrons par diverses méthodes. Nous avons choisi de chercher une fonction qui permette de reproduire au mieux les résultats expérimentaux. Pour cela, différentes fonctions ont été testées par une méthode de minimisation de χ^2 et les résultats obtenus ont été validés en comparant les activités mesurées expérimentalement à celles calculées à partir des fonctions trouvées. La meilleure fonction trouvée est de la forme suivante :

$$\phi(E_n) = p_1 \exp(-E_n/p_2) + p_3 E_n (1 + \exp[(E_n - p_4)/p_5])^{-1} \quad (4)$$

les p indice i sont les paramètres déterminés par la méthode du χ^2 .

Les détecteurs à activation utilisés pour ces expériences étaient en aluminium, nickel, cobalt et bismuth car pour ces éléments plusieurs sections efficaces de réaction (n, X) sont connues. Les seuils des réactions considérées s'étendent de 1 MeV pour la réaction $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$ (McLaine *et al.*, 1986) jusqu'à 70 MeV pour la réaction $^{209}\text{Bi}(n, 10n)^{200}\text{Bi}$ (Nakamura *et al.*, 1995) et pour chacune d'entre elles nous disposons des fonctions d'excitation jusqu'à 140 MeV. Les spectres de distribution en énergie des neutrons seront donc calculés sur une gamme d'énergie allant de 1 à 140 MeV.

3.2. Conditions expérimentales

Les mesures de production de neutrons issus de l'interaction d'un faisceau de particules avec une cible ont été réalisées pour deux ions et trois cibles différents. Le tableau I résume les conditions expérimentales pour chacun des couples projectile-cible (l'ajout d'un détecteur en cobalt permet d'affiner la méthode).

Les dimensions des détecteurs à activation étaient de $2,5 \times 2,5 \times 0,1$ cm pour le nickel, le cobalt et le bismuth et de $2,5 \times 2,5 \times 0,5$ cm pour l'aluminium. Ils étaient empilés à 30 cm de la cible. À la fin de chacune des irradiations, les échantillons furent récupérés le plus rapidement possible afin de pouvoir mesurer le ^{200}Bi qui est l'élément formé dont la période est la plus courte (36 min) (Erdtmann *et al.*, 1979).

3.3. Résultats : les spectres de neutrons

Les réactions dans les détecteurs en aluminium, cobalt et nickel ont des seuils en énergie inférieurs à 30 MeV, les radioéléments correspondant à ces réactions ont donc été facilement produits. Dans le cas du bismuth, les réactions (n, xn) ont des seuils en énergie plus élevés (jusqu'à 70 MeV pour $x = 10$) (Nakamura *et al.*, 1995), il est par conséquent moins probable de les former, notamment dans les détecteurs situés à grand angle. Les bismuths 202 à 207 ont pu être détectés dans tous les cas, les bismuths 200 et 201 n'ont pas été observés dans les détecteurs en Bi situés à 90° lors de l'expérience avec l'argon.

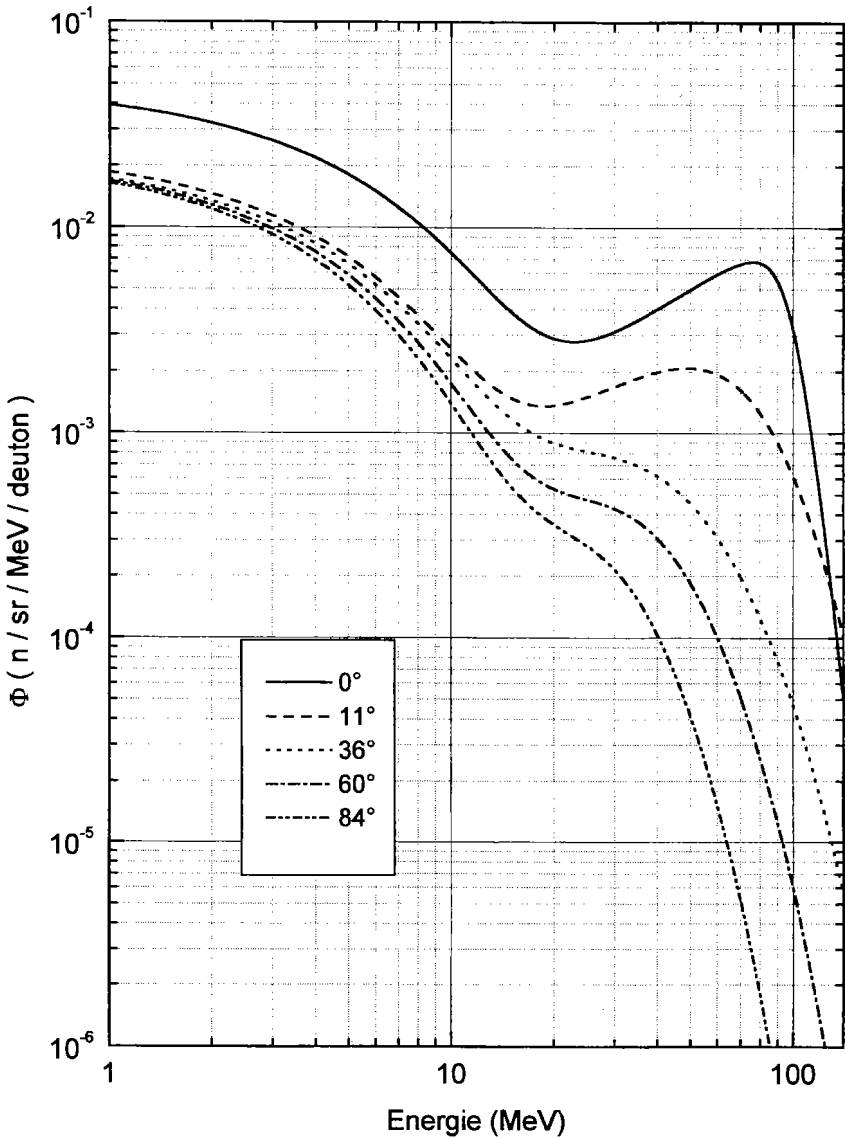
Les spectres relatifs aux irradiations avec des deutons montrent d'une part l'effet du break-up (cassure du deuton caractérisé sur les figures par une émission prononcée de neutron aux angles avant avec une énergie légèrement inférieure à celle du faisceau) et d'autre part l'évolution de la distribution en énergie des neutrons avec l'angle (fig. 3 et 4). On peut déduire de l'évolution du pic de break-up en fonction de l'angle que la diffusion du deuton est plus importante dans l'uranium que dans le béryllium. Dans les régions de plus basse énergie l'évaporation et la fission (dans le cas de l'uranium) génèrent plus de neutrons avec l'uranium tandis que les neutrons provenant du break-up du deuton (énergie supérieure à 30 MeV) sont plus importants dans le cas du convertisseur en Be, notamment vers l'avant (0° et 11°).

En ce qui concerne l'expérience avec l'argon 36 comme projectile et le carbone comme cible, les spectres peuvent être divisés en deux parties (fig. 5), une partie basse énergie qui est dominée par les neutrons produits par la cible et une partie haute énergie qui provient des neutrons issus du projectile. À nombre d'ions incidents égal on notera que les deutons sur des cibles de béryllium et d'uranium produisent environ 20 fois plus de neutrons que des ions ^{36}Ar sur du carbone. Cette observation est en accord avec une évaluation du nombre de réaction qui représente le nombre de neutrons émis par ions incidents et dont les valeurs calculées selon le modèle décrit par Clapier (Clapier *et al.*, 1979) sont les suivantes : 0,77 pour $d + \text{Be}$, 0,24 pour $d + \text{U}$ et 0,09 pour $\text{Ar} + \text{C}$.

4. Atténuation des neutrons dans du béton

Lors de l'expérience au LNS, pour les deux types de convertisseurs utilisés, des détecteurs à activation (Bi et Al) ont aussi été placés à 0° derrière 15 cm de béton

(additionné d'hématite) de densité $3,4 \text{ g/cm}^3$ provenant du GANIL. Ceux-ci nous ont permis de déterminer les longueurs d'atténuation l et le flux après béton.



*Fig. 3. – Neutrons produits par des deutons de 100 MeV/u sur une cible d'uranium.
Neutrons produced by 100 MeV/u deuterons on uranium target.*

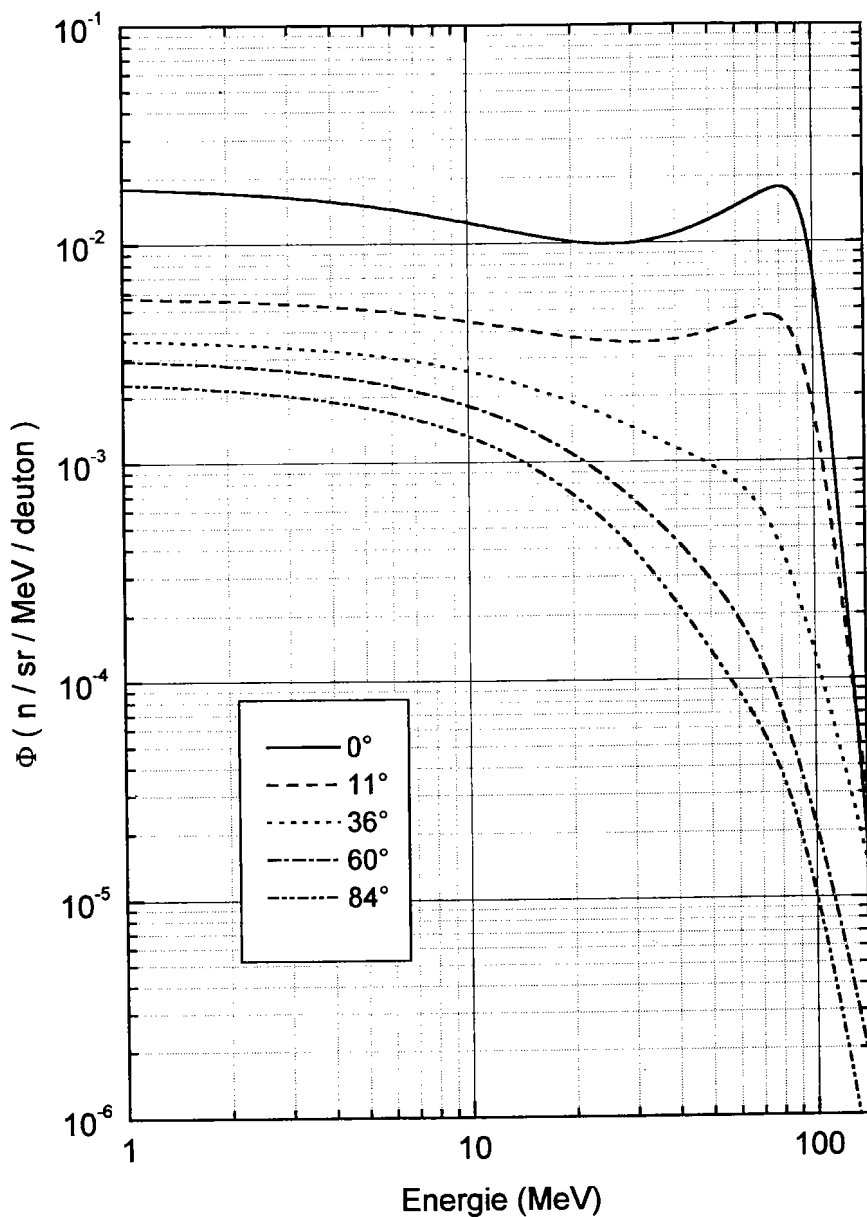
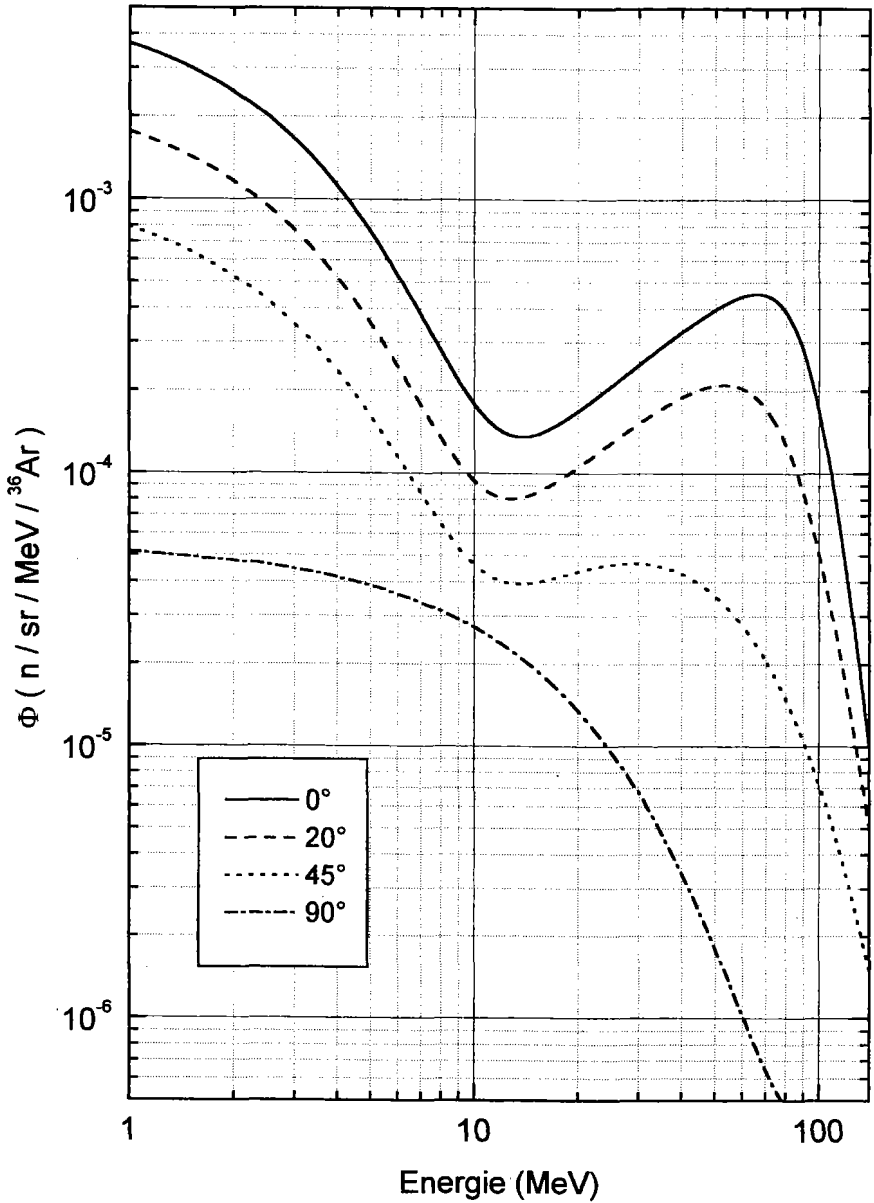


Fig. 4. – Neutrons produits par des deutons de 100 MeV/u sur une cible de béryllium.
Neutrons produced by 100 MeV/u deuterons on beryllium target.



*Fig. 5. – Neutrons produits par des ^{36}Ar de 95 MeV/u sur une cible de carbone.
Neutrons produced by 95 MeV/u ^{36}Ar in carbon target.*

4.1. Longueur d'atténuation

La longueur d'atténuation est calculée à partir de la formule suivante :

$$\lambda = \xi / \ln (N_{av} / N_{ap}) \quad (5)$$

N_{av} et N_{ap} sont le nombre de noyaux de l'isotope considéré produit avant et après le béton et ξ l'épaisseur de béton traversée.

La mesure des isotopes de bismuth ($A = 200$ à 207) produits par les réactions (n, xn) avant et après le cylindre de béton donnent les valeurs N_{av} et N_{ap} . La dépendance en énergie de λ est estimée en considérant que les neutrons qui contribuent à la réaction (n, xn) ont une énergie moyenne égale à celle correspondant au maximum de la section efficace de la réaction. Le résultat donne une augmentation de λ avec l'énergie (fig. 6 et 7). Patterson (Patterson *et al.*, 1973) a montré que la variation de λ en fonction de l'énergie est une courbe sigmoïde. Nos courbes s'étendent sur une gamme allant de 20 à 100 MeV et dans cet intervalle elles sont comparables à celles de Patterson. Par contre, les valeurs de λ sont différentes puisque les spectres de neutrons et la composition des bétons ne sont pas identiques.

4.2. Transformation du flux de neutrons par du béton

La mesure des neutrons a été réalisée par la méthode que nous avons indiquée précédemment. Seulement deux détecteurs à activation (Al et Bi) étaient placés derrière le cylindre en béton à 0° car il ne nous était matériellement pas possible d'augmenter le nombre de détecteurs à compter. Étant donné que seul le bismuth et l'aluminium ont été utilisés pour le calculer derrière le béton, les spectres de neutrons obtenus ne débutent qu'à 6 MeV au lieu de 1 MeV. Afin de s'assurer que les résultats obtenus avec l'aluminium et le bismuth étaient cohérents, nous avons calculé les productions de neutrons à 0° avant le béton de deux façons. D'abord à partir des données comprenant tous les détecteurs (Al, Ni, Co et Bi) puis, seulement avec celles des détecteurs d'aluminium et de bismuth. La comparaison des ces deux spectres nous fait conclure que les résultats sont tout à fait similaires.

Les spectres de neutrons avant et après le béton à 0° sont sur la figure 8 pour la cible de béryllium et 9 pour celle en uranium. On voit que le nombre de neutrons de haute énergie, c'est-à-dire supérieure à 10 MeV, est diminué d'un facteur 2 en moyenne par le béton et cela pour les deux types de cible. Par contre, pour des énergies de neutrons inférieures à 10 MeV, le flux derrière le béton devient supérieur : les neutrons rapides ayant été ralentis, ceux-ci contribuent à la partie basse énergie du spectre.

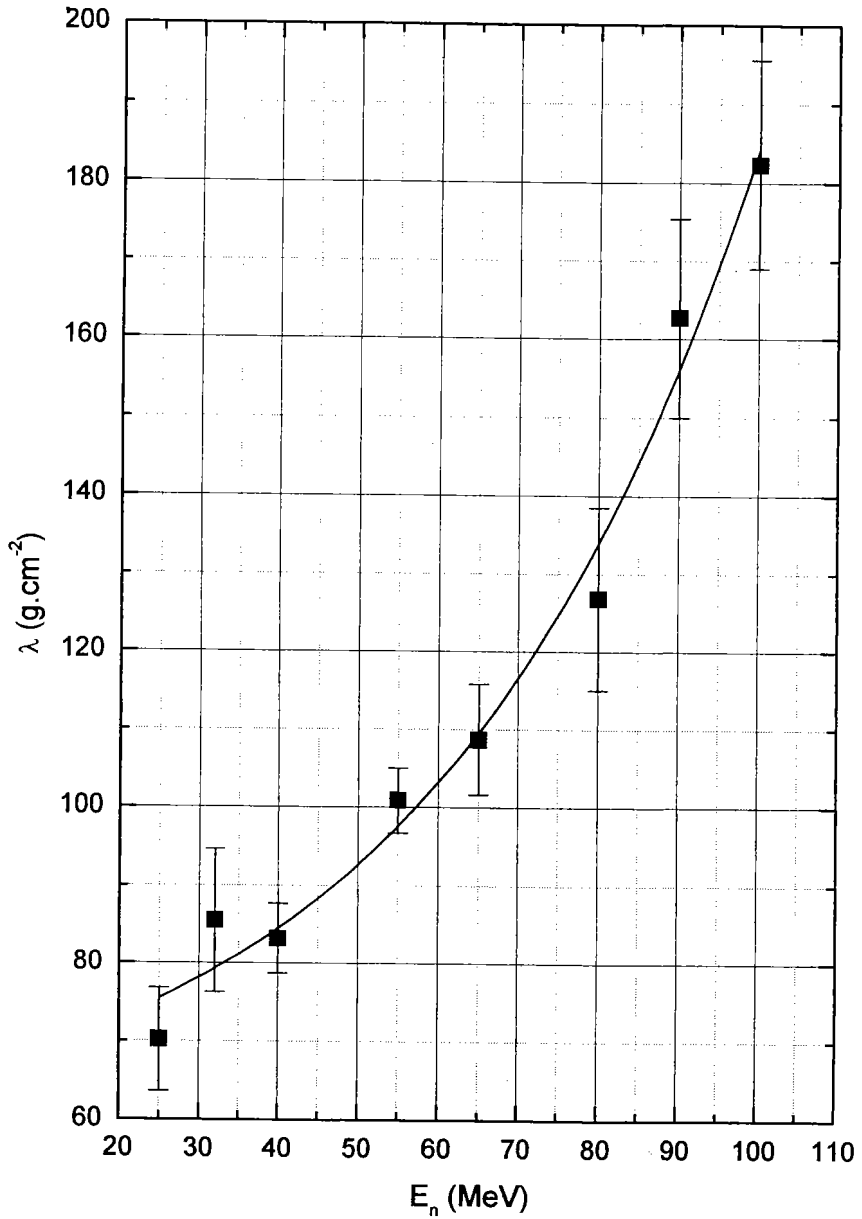


Fig. 6. – Longueur d'atténuation dans du béton à 0° pour les neutrons produits par des deutons de 100MeV/u sur une cible de béryllium.

Attenuation length in concrete at 0° for neutrons produced by 100 MeV/u deuterons on beryllium target.

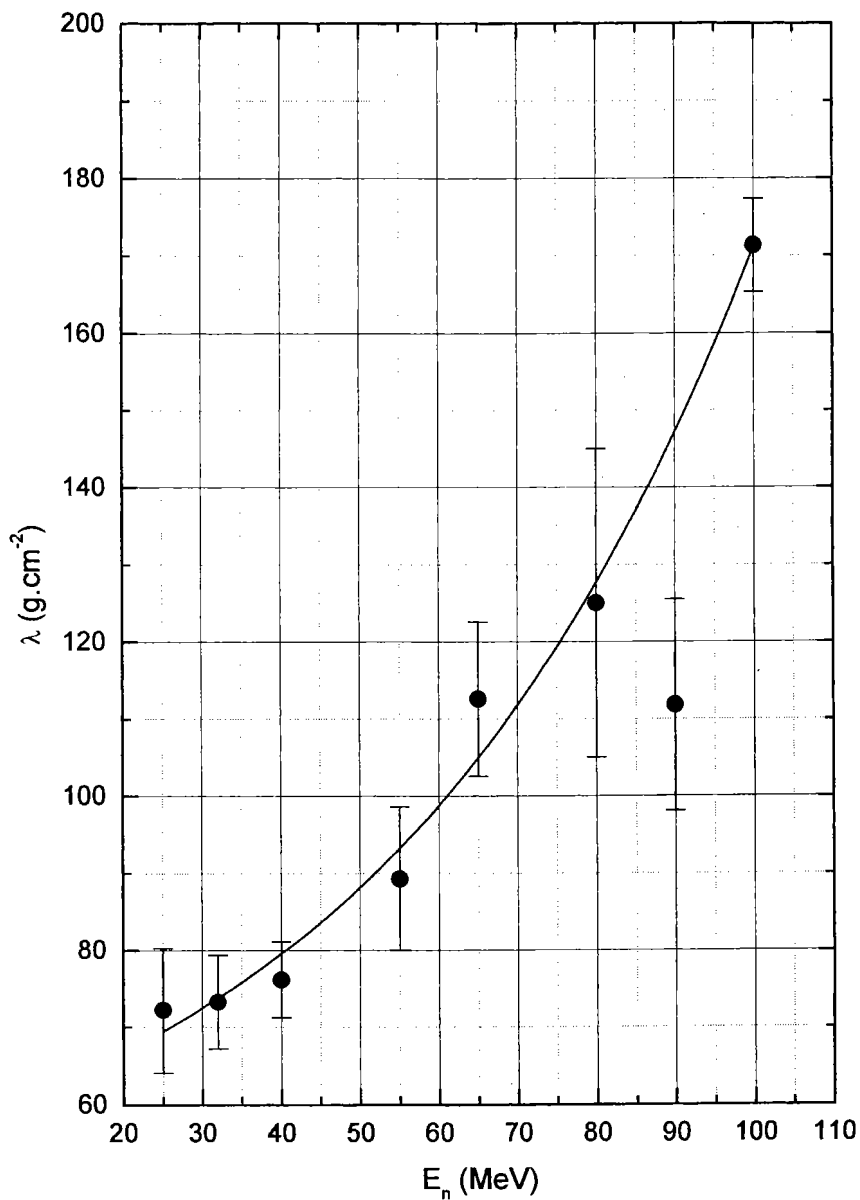


Fig. 7. – Longueur d'atténuation dans du béton à 0° pour les neutrons produits par des deutons de 100 MeV/u sur une cible d'uranium.

Attenuation length in concrete at 0° for neutrons produced by 100 MeV/u deuterons on uranium target.

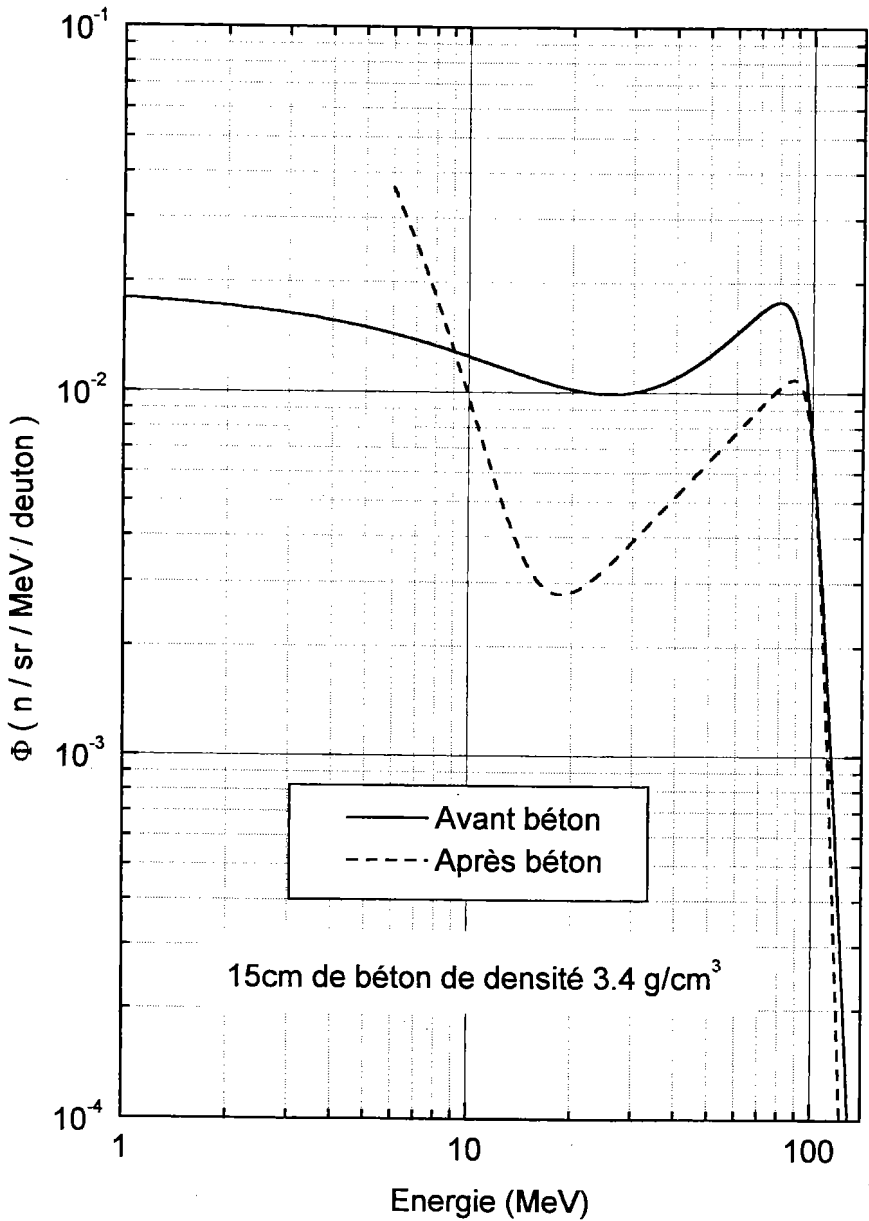


Fig. 8. – Comparaison des spectre de neutrons à 0°, produits par des deutons de 100 MeV/u sur une cible de beryllium, avant et après 15 cm de béton.

Comparison of neutron yields at 0° from 100 MeV/u deuterons on beryllium target before and after 15 cm of concrete.

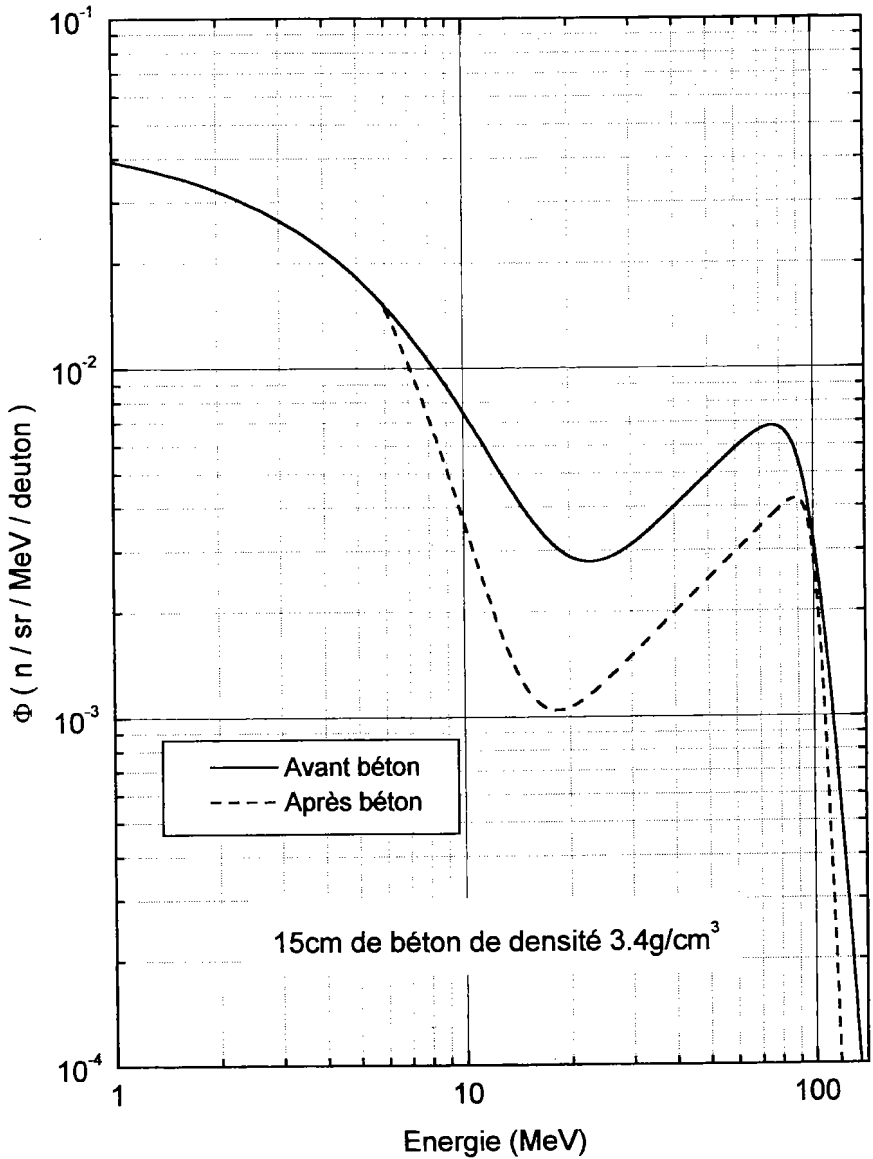


Fig. 9. – Comparaison des spectres de neutrons à 0°, produits par des deutons de 100 MeV/u sur une cible d'uranium, avant et après atténuation par 15 cm de béton.

Comparison of neutron yields at 0° from 100 MeV/u deuterons on uranium target before and after attenuation in 15 cm of concrete.

TABLEAU II

Comparaison des débits de fluence de neutrons pour différentes combinaisons projectile-cible (1) LNS à 100 MeV/u (2), (3), (4) et (5) SIRa respectivement à 75, 94, 95 et 73 MeV/u.

Comparison of neutron fluence rates for different cases of projectile-target (1) LNS at 100 MeV/u, (2), (3), (4) and (5) SIRa at 75, 94, 95 et 73 MeV/u respectively.

Φ_n (n.cm ⁻² .s ⁻¹) à 30 cm pour 10 ¹² pps	D + Be (1)	D + U (1)	³ He + Ta (1)	¹³ C + C (2)	²⁰ Ne + C (3)	³⁶ Ar + C (4)	⁷⁸ Kr + C (5)
0° $\Phi_n > 45$ MeV	2,10 × 10 ⁹	8,56 × 10 ⁸	2,68 × 10 ⁷	2,59 × 10 ⁸	2,89 × 10 ⁸	2,16 × 10 ⁸	2,60 × 10 ⁸
Φ_n 6-45 MeV	2,32 × 10 ⁸	1,23 × 10 ⁸	1,72 × 10 ⁷	8,36 × 10 ⁷	8,80 × 10 ⁷	4,24 × 10 ⁷	7,79 × 10 ⁷
80° $\Phi_n > 45$ MeV	8,69 × 10 ⁶	3,83 × 10 ⁶	1,23.10 ⁶	8,03 × 10 ⁵	5,36 × 10 ⁵	5,24 × 10 ⁵	1,07 × 10 ⁶
Φ_n 6-45 MeV	2,19 × 10 ⁷	1,64 × 10 ⁷	2,95 × 10 ⁶	4,52 × 10 ⁶	2,56 × 10 ⁶	2,55 × 10 ⁶	8,47 × 10 ⁶

5. Conclusion

Pour le projet SPIRAL II on peut considérer, sauf nouvel argument, qu'une cible de faible nombre de masse n'a que des avantages tant pour le nombre de neutrons émis vers l'avant que pour le risque d'exposition externe et la radiotoxicité. Par ailleurs, les blindages calculés pour des faisceaux d'ions lourds peuvent être réévalués par des calculs prenant en compte les distributions de neutrons et les atténuations présentées dans ce travail.

À ces résultats on peut ajouter et comparer des données obtenues lors des expériences précédentes pour diverses combinaisons projectile-cible (Tab. II). À nombre de particules par seconde égal, les deutons de 100 MeV/u produisent de 3 à 10 fois plus de neutrons par rapport aux autres projectiles. Les spectres de neutrons déterminés ici constituent des données expérimentales nouvelles et nécessaires aux projets en cours. Il serait intéressant de réaliser une comparaison avec des simulations obtenues à l'aide de codes de calculs adaptés au cas de l'interaction de deutons et d'ions lourds avec la matière (une liste exhaustive des codes existant et utilisable à des fins de radioprotection a été établie par l'OCDE (Kirk *et al.*, 1997)).

Le développement de la méthode de spectrométrie de neutrons est suffisamment au point pour envisager son application à d'autres couples cible-projectile dans le domaine des énergies intermédiaires. Suite à des expériences en cours, la limite supérieure de mesure des neutrons devrait passer de 140 à 150 MeV.

Ces expériences ont aussi pour but la détermination des fonctions d'excitation des réactions $^{209}\text{Bi}(n, 11n)^{199}\text{Bi}$ et $^{209}\text{Bi}(n, 12n)^{198}\text{Bi}$. L'ensemble de ces résultats améliorera de façon significative la méthode.

Remerciements: *Nous tenons à remercier P. Roussel, R. Bimbot, A.C. Mueller et les collègues des SPR du LNS et du GANIL qui nous ont apporté une aide précieuse dans divers domaines (conseils, discussions enrichissantes, aide technique...).*

RÉFÉRENCES

- Bernier K. *et al.* (1996) Fast neutron irradiation facilities in Louvain-la-Neuve. UCL-IPN-96-R02.
- Clapier F., Tamain B., Cieur M. (1979) Production de neutrons par ions lourds. SFRP, séminaire sur les accélérateurs de particules, CEN Saclay, Orme des Merisiers, 14-18 Mai 1979.
- Clapier F. *et al.* (1995a). Activation of thick targets by energetic heavy ions and the resultant radiation levels. *Radiat. Environ. Biophys.*, **34**, 213-216.
- Clapier F., Pauwels N., Proust J. (1995b) Neutrons créés par ions lourds et activation induite dans divers matériaux. IPNO - 95 -02.
- Clapier F., Pauwels N., Proust J. (1995c) Neutron induced activation and transmutation, heavy ion induced isotope production with C, Ne, Ar, Kr at 100 MeV/u. OCDE documents of the 2nd Specialists' Meeting SATIF, OECD/NEA/NSC, October 12-13 1995, CERN, Geneva, Switzerland.
- Clapier F. *et al.* (1997), Exotic beams produced by fast neutrons. IPNO-DRE 97-27.
- Collot J. *et al.* (1994) NIM A 350, 525-529.
- Erdtmann G., Soyka W., (1979) The gammas rays of the radionuclides, Verlag Chemie, New-York (1979).
- Kirk B.L., Sartori E., Vaz P., Present status of computer, codes, cross-section and shielding data libraries. OCDE proceedings of the 3rd Specialists' Meeting SATIF, OECD/NEA/NSC, 12-13 May 1997, Tohoku University, Sendai, Japan.
- McLaine V., Dunford C.L., Rose P.F. (1985) Neutron Cross Sections, NNDC, BNL, Academic Press, Inc.
- Nakamura T. *et al.* (1995) Activation cross section measurements using quasi-monoenergetic neutrons fields from 20 to 150MeV, OCDE documents of the 2nd Specialists' Meeting SATIF, OECD/NEA/NSC, October 12-13 1995, CERN, Geneva, Switzerland.
- Patterson H.W., Thomas R.H. (1973) Accelerator Health Physics, Academic Press, New-York.
- Pauwels N., Clapier F., Proust J. (1997) Test of activation detectors as neutron spectrometer in the range 6 to 140 MeV. OCDE proceedings of the 3rd Specialists' Meeting SATIF, OECD/NEA/NSC, 12-13 May 1997, Tohoku University, Sendai, Japan.
- Sullivan A.H. (1992) A guide to radiation and radioactivity levels near high energy particles accelerators, Nuclear Technology Publishing Ashford, Kent, TN23 1JW, England.
- Villari A.C.C. *et al.* (1995) Nuclear. *Physics A* **588**, 267c-272c.