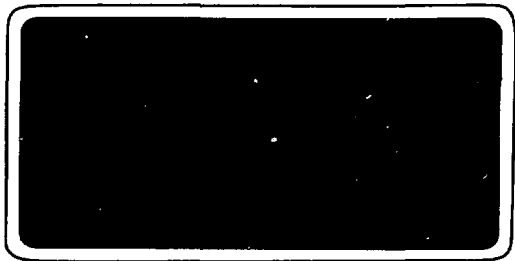


# institut de physique nucléaire

LABORATOIRE ASSOCIE A L'IN2P3



FR 86 00 572

UNIVERSITÉ PARIS SUD

(P.N. BP n° 1 91406 ORSAY)

IPND-DRE-84-24

TRANSMUTATION NUCLEAIRE PAR ACCELERATEUR

J.P. Schapira CNRS/IN2P3

Institut de Physique Nucléaire  
BP n°1 91406 ORSAY CEDEX

TRANSMUTATION NUCLÉAIRE PAR ACCÉLÉRATEUR

J.P. Schapira, CNRS/IN2P3  
Institut de Physique Nucléaire, B.P. n°1, 91406 Orsay cedex

1 - INTRODUCTION ET BREF HISTORIQUE

L'idée d'utiliser la technologie des accélérateurs de particules pour produire de la matière fissile à partir de matière fertile a émergé aux Etats Unis dans le début des années 50, à partir de préoccupations militaires. Il s'agissait à l'époque d'utiliser l'uranium de rejet de l'usine d'enrichissement d'Oak Ridge pour produire du plutonium à l'aide d'un accélérateur de haute intensité (linéaire de 15 MeV, 100 mA, dont un prototype fut alors construit). Ce projet, Materiel Testing Accelerator (VAT 77), étudié à Berkeley et Livermore, fut abandonné en 1954 avec la découverte d'importants gisements aux Etats Unis.

Il fut proposé par la suite, que tout un ensemble d'opérations de gestion des matières fertiles, fissiles et des déchets, faisant intervenir la triade (HAR 81a, 81b, 83a, 83b) fusion, fission, accélérateur, en totalité ou en partie, pouvait conduire à un système énergétique plus "avancé" que les systèmes actuels, dans la mesure où seraient résolus à la fois la production d'énergie, l'approvisionnement en matière fissile et la gestion des déchets, sans recourir d'une manière significative à l'extraction de quantités importantes de minerais d'uranium, dans certains cas à l'enrichissement et au retraitement, et au stockage géologique profond. Il n'en reste pas moins vrai que les deux premières préoccupations, comme dans le cas du projet MTA des années 50, restent prédominantes dans la série des projets qui ont suivi, projets dont pour l'instant aucun n'a été décidé.

### 1.1 - Les projets d'accélérateurs

C'est au Canada, en 1952, que s'est développée l'idée de produire de l'énergie par accélérateur (LEW 52). On présenta ensuite le projet ING d'une source intense de neutrons pour la recherche fondamentale (LEW 68). Celui-ci sera repris dans le cadre de la filière CANDU au Thorium (FRA 73) dont le facteur de conversion est légèrement inférieur à 1, en vue de rendre celle-ci légèrement surgénératrice. Il semble que ces idées se soient concrétisées actuellement dans un ambitieux projet d'accélérateur linéaire DEMO de 1000 MeV, 300 mA (SCH 82,83) qui serait l'aboutissement en 40 ans de 3 étapes successives de constructions d'accélérateurs linéaires : ZEBRA (10 MeV, 300 mA), EMTF (200 MeV, 70 mA) et PILOT (1000 MeV, 70 mA). Le laboratoire de Chalk River est actuellement engagé dans un programme de R et D sur la technologie de l'accélérateur et sur les aspects neutroniques de la cible et de la couverture.

Aux Etats Unis, un projet (GRA 79), basé également sur un accélérateur linéaire de haute intensité (1500 MeV, 300 mA) a été étudié en 1977 à Brookhaven (projet LAFER/APEX), qui pourrait couvrir plusieurs fonctions : recherche, conversion de matière fertile en matière fissile, transmutation de déchets, régénération de combustibles usés et production d'énergie. Ce projet a maintenant évolué vers un "spallateur" de 2000 MeV, 300 mA (STE 83), intégrant toutes les innovations récentes dans le domaine de l'accélération, et dont les caractéristiques sont données dans le tableau 1.

Table 1 - (ref.: STE 83)

THE SPALLATOR	
Accelerator Spallation Reactor	
Production Capacity and Design Characteristics	
Proton Energy	- 2 GeV
Max Fissile Atom Yield for U/Zr clad-H <sub>2</sub> O cooled	- 94 Fissile Atoms/GeV-Proton
Current CW (1)	- 300 mA
Beam Power	- 600 MW
Accelerator Efficiency	- 50%
Power to Accelerator	- 1200 MW(e)
Power Generated in Target	- 1800 MW(e) (Self-Sufficient)
Plant Factor	- 75%
Pu-239 Fissile Fuel Production Rate	- 1300 kg/yr
Fissile Fuel Needed for 1-1000 MW(e) LWR 75% P.F. and 0.6 C.R.(2)	- 160 kg/yr
No. of 1000 MW(e) LWRs Supported	- 4

(1) CW = générateur Cockroft-Walton

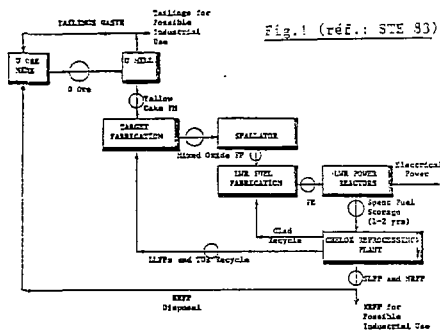
(2) CR = facteur de conversion

Il existe également (BAU 79), un projet d'accélérateur du même type (SNQ, 1100 MeV, 5 mA) avancé par le laboratoire de Jülich en République Fédérale Allemande, ainsi qu'un autre associé à la filière sels fondus au thorium (FUR 82, projet japonais AMSB et MSCR).

Il faut enfin signaler la préétude d'un projet analogue récemment menée en commun par le CEA/DRE et l'EDF/RNE (GAM 83).

## 1.2 - Les études sur la transmutation

La possibilité de transmuter des corps à vie longue à l'aide d'un accélérateur n'a été considérée semble-t-il qu'assez tardivement (WAS 74), d'abord pour la destruction des deux produits de fissions considérés comme les plus toxiques, le Cs-137 et le Sr-90, puis pour des corps à vie longue présents dans les combustibles irradiés comme Np-237, Am-241, 243 et I-129. Des études préliminaires théoriques ont été abordées à Hanford (BRU 80) et au Canada (XRE 81) ainsi que certaines mesures de sections efficaces



Includes 1) Spallator for generating Pu fission fuel, 2) Oxide reprocessing for recycling radioactive waste, 3) Loop for generating power and minimizing enrichment and 4) for long-term radioactive storage of long-lived fission products. Spent can be recycled for application in the Thor-232 fuel cycle.

avec des protons de 600 MeV au CERN (FEL 83) et de 1000 MeV à Saturne, ces dernières dans le cadre de l'élaboration du projet SNQ (BAU 79). Un système plus élaboré, intégré dans un concept énergétique global, APEX, a été également étudié au laboratoire de Brookhaven (STE 83). Il consisterait à recycler dans l'accélérateur et dans le réacteur les combustibles usés dont on aurait retiré les produits de fission à vie courte s'abstrayant ainsi à la fois de l'enrichissement et du stockage géologique profond (voir Fig.1).

Un autre concept développé entre autres par Brookhaven (GRA 79) et A.A. Harms et al. (HAR 78, 81), est celui de réenrichissement et de destruction de déchets sans retraitement des combustibles usés (régénération), système associé soit à un parc de réacteurs de puissance classiques, soit à des satellites de production de chaleur (de l'ordre de 2 MW(th)).

## 2 - LA TRANSMUTATION NUCLEAIRE

Dans le cas d'un accélérateur, la transmutation peut être initiée directement par les ions accélérés (transmutation directe) ou/et par des particules secondaires créés par interaction du faisceau avec les noyaux d'une cible (transmutation indirecte). On peut donc disposer les corps à transmuter soit comme cible, soit comme couverture autour d'une cible, par analogie avec ce qui se passe dans le cas d'un réacteur.

### 2.1 - Transmutation directe

La transmutation est réalisée par absorption directe d'une particule du faisceau avec une section efficace  $\sigma_a$  :

$$\sigma_a = \begin{cases} 0 & E < B_C \\ \pi R^2 \left(1 - \frac{B_C}{E}\right) & E > B_C \end{cases}$$

où  $R$  est le rayon géométrique du noyau ( $R = r_0 A^{1/3}$ ,  $r_0 \approx 1.3 \times 10^{-13}$  cm) et  $B_C$  la barrière coulombienne.

On a intérêt à utiliser un faisceau le plus léger possible de manière à ce que son ralentissement dans la cible à transmuter jusqu'à  $E_p = B_C$ , s'effectue sur la plus grande épaisseur possible. C'est évidemment un faisceau de protons qui de ce point de vue aura la plus grande efficacité, parce que, comparé à d'autres ions, son parcours dans la matière est le plus grand, et la barrière coulombienne  $E_C$ , la plus faible.

Ainsi dans une cible épaisse de Np-237 supposée pure, l'épaisseur totale sur laquelle la transmutation s'effectue est de l'ordre du parcours des protons, si leur énergie est très supérieure à la barrière coulombienne (voir tab.2)

Table 2

Parcours des protons dans le Pb (réf. doc. Saturne)<sup>(\*)</sup>  $B_p \approx 13$  MeV

$E_p$ (MeV)	100	200	500	1000
R (g/cm <sup>2</sup> )	15	50	220	600

(\*) R est pratiquement le même pour U, Np .

#### 2.1.1 - Rendement de transmutation

La quantité significative est le rendement de transmutation, c'est-à-dire le rapport entre le nombre de noyaux transmutés entre 0 et t au nombre de particules incidentes fournies jusqu'à l'instant t. Ce rapport  $\gamma(E_p)$  qui dépend de l'énergie incidente, a été calculé par E.M. Krenciglowa et

A.A. Harms ( KRE 81) jusqu'à 200 MeV, en négligeant l'atténuation du faisceau incident dans la cible et en supposant une destruction linéaire avec le temps (fig. 2).

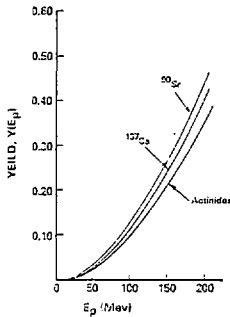


Figure 2

Pour une énergie incidente très au-dessus de la barrière  $E_p \gg B_c$  on peut montrer aisément que le rendement  $\gamma(E_p)$  s'exprime dans le cas d'une cible pure par :

$$\gamma(E_p) \approx \frac{1}{Z_p Z_T} \frac{\pi R^2}{2} E_p^2 \approx A^{-1/2} E_p^2 (< 1)$$

On constate une dépendance quadratique avec l'énergie incidente et une faible dépendance avec  $A$  (hypothèse  $Z_T = A/2$ ). On a donc intérêt à utiliser des faisceaux d'énergie élevée. Déjà à 200 MeV le rendement pour un actinide est de l'ordre de 40% (voir fig.2), et ce rapport est voisin de 1 à 1000 MeV. Des calculs plus exacts que ceux-ci peuvent être conduits en tenant compte notamment d'une cible composée (p.ex.  $NpO_2$ ) et de l'absorption du faisceau.

### 2.1.2 - Quantités transmütées

On prendra comme référence un accélérateur de 1000 MeV, 300 mA (=  $1.9 \times 10^{16}$  p/sec) fonctionnant 300 jours par an. Fournissant dans ces conditions  $4.9 \times 10^{15}$  par an, cet accélérateur serait capable de transmüter directement  $1.9 \times 10^{25}$  noyaux par an avec un rendement de 40%.

Parmi les noyaux à vie longue qu'il serait intéressant de transmüter, on peut considérer les suivants :  $Np-237$  ( $1.13 \times 10^{24}$  noyaux/tU),  $Am-241$  ( $0.58 \times 10^{24}$  noyaux/tU avec un retraitement à 3 ans) et  $I-129$  ( $0.93 \times 10^{24}$  noyaux/tU). Ainsi un accélérateur de 300 mA avec un rendement de transmütation de 40% pourrait traiter les quantités suivantes (non additives) :

en $Np-237$ :	17 tonnes d'U déchargées par an
en $Am-241$ :	33 " " " "
en $I-129$ :	20 " " " "

soit approximativement la production annuelle d'un réacteur eau légère de 1000 MW(e).

*On constate donc, qu'en dépit de rendements élevés, la transmütation directe par accélérateur apparaît comme marginale par rapport au programme électronucléaire français, en raison du nombre insuffisant de protons qu'on pourrait produire, même avec l'accélérateur linéaire de haute intensité considéré dans la plupart des projets. La transmütation indirecte en revanche permet d'atteindre des quantités beaucoup plus élevées.*



## 2.2 - Transmutation indirecte

La transmutation est due aux particules secondaires produites lors de l'interaction des protons de haute énergie du faisceau avec une cible. On distingue les étapes suivantes :

- collision  $p + \text{nucléon}$  conduisant par cascades internes au noyau à l'émission de neutrons, protons et pions ; ces particules, si elles ont suffisamment d'énergie, peuvent produire d'autres collisions dans des noyaux voisins de la cible. L'énergie des nucléons de "spallation" émis est de l'ordre de 100 MeV.
- évaporation de neutrons par les noyaux "chauds" formés à la suite des spallations ( 5-10 MeV)
- fission à haute énergie dans la cible produisant de nombreux neutrons (2-3 MeV), si de la matière fissile a été introduite dans la cible. Un spectre typique des neutrons émis vers l'avant est reproduit à la fig.5(p.14) Il est centré autour de la centaine de keV.

### 2.2.1 - Nombre de neutrons produits et bilan énergétique

L'étude théorique des cascades intranucléaires peut être menée par des calculs de type Monte-Carlo, pour lesquels il existe des programmes de calculs comme le code HETC développé à Oak Ridge (ARM 72). Ces calculs, qui peuvent inclure des phénomènes de fission, rendent assez bien compte des résultats expérimentaux. Ceux-ci indiquent que le nombre de neutrons produits par proton incident dépend

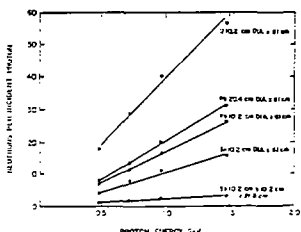
- de l'énergie incidente : le rendement augmente avec l'énergie, plus rapidement que l'énergie jusqu'à environ 1000 MeV, puis devient proportionnel à l'énergie.
- du numéro atomique  $Z$  de la cible : le rendement croît avec  $Z$  (voir fig. 3).
- de la nature fissile de la cible : le rendement est multiplié par 2 lorsqu'on passe du plomb à l'uranium (fig.3 et 4)
- de la dimension de la cible : on compare à cet effet les résultats de J.S. Fraser (FRA 65) utilisant des cylindres de 10 cm de diamètre (voir fig.1) avec ceux de Vasil'kov (VAS 68) utilisant de larges blocs d'uranium (60x60x54 cm) (voir Table 3).

Tous ces effets ont été rassemblés sur la fig. 4 (CAR 77, HAR 81b).

Table 3

Rendements de spallation en fonction de la dimension de la cible d'uranium

Auteur	Energie	Dimension	Rendement (n/p)
FRA 65	≈ 500 MeV	diamètre 10.2 cm longueur 61 cm	18.
VAS 68	400	60 x 60 x 54 cm	31.
FRA 65	≈ 700 MeV	diamètre 10.2 cm longueur 61 cm	29
VAS 68	660 MeV	60 x 60 x 54 cm	64.5



EXPERIMENT YIELD OF NEUTRONS BY BOMBARDMENT OF A HEAVY METAL TARGET WITH HIGH ENERGY PROTONS

Fig.3 (ref. FRA 65)

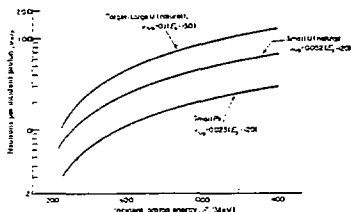


Fig. 4 - Neutron yield per incident proton emerging from targets of various size and composition as a function of incident proton energy. Empirically determined relations for the three targets, give neutron yield as a function of incident proton energy  $E_p$  (MeV), are also shown (ref. HAR 81b).

Le bilan énergétique d'un spallateur est tel que la puissance thermique dégagée dans la cible, lorsque celle-ci est constituée de matière fissile comme l'uranium, est suffisante pour entretenir la puissance RF de l'accélérateur. Ainsi dans le cas de la proposition de Brookhaven (voir table 1) il est prévu 600 MW dans le faisceau. Les 1200 MW(e) fournis par le système R.F. (50% d'efficacité) à l'accélérateur est produit à partir des 3600 MW(th) dégagés dans la cible (faisceau 600 MW, fission + réactions nucléaires = 3000 MW)

### 2.2.2. Divers modes de transmutation

-----

Considérant le cas d'oxyde de neptunium à transmuter ( $\text{NpO}_2$ ), différents modes de transmutation peuvent être alors envisagés selon la nature de la cible et de la couverture :

	(1)	(2)
cible :	$\text{NpO}_2$	$\text{UO}_2$ ou $(\text{NpO}_2 + \text{UO}_2)$
couverture :	$\text{NpO}_2$	$\text{NpO}_2$

On peut également faire varier le spectre en énergie des neutrons à l'aide de modérateurs, de manière à éventuellement gagner sur la section efficace d'absorption.

Le cas (1) est relatif à une spécialisation de l'accélérateur pour la destruction du neptunium, tandis que le cas (2) peut se référer en plus à la production de matière fissile dans l'uranium. Dans le cas (2) on peut produire un nombre important de neutrons selon la taille de la cible et l'énergie du faisceau (fig. 3 et 4), mais il reste à déterminer le nombre d'entre eux qui atteindront la couverture. Il est évident que des calculs du type HETC doivent être entrepris, et que le rendement final de transmutation dépendra de beaucoup de facteurs : arrangement géométrique de la cible et de la couverture, spectre en énergie des neutrons, sections efficaces de fission, de capture et de réaction sur les noyaux constituant la cible et la couverture, fuite de neutrons etc ...

On peut faire cependant les estimations suivantes en considérant le cas de référence : 1000 MeV, 300 mA =  $1.9 \times 10^{13}$  p/sec

cas (1) : dans ce cas, cible et couverture peuvent être confondues, et on peut assimiler cette géométrie à celle d'une cible de plomb donnant 20 n/p. Il y a donc une production de  $3.8 \times 10^{13}$  n/sec. Supposant un rendement maximum de transmutation égal à 1, on pourrait transmuter au maximum  $3.8 \times 10^{13}$  noyaux/sec. Supposant que les sections efficaces soient égales à  $\pi R^2$ , le nombre de noyaux de Np transmutés pour une cible de  $\text{NpO}_2$  sera de l'ordre de :

$$3.8 \times 10^{13} \times \frac{(237)^{2/3}}{(237)^{2/3} + 2 \cdot (16)^{2/3}} = 2.9 \times 10^{13} \text{ noyaux/sec}$$

cas (2) : la cible d' $\text{UO}_2$  doit être de dimension modeste (cas considéré par J.S. Fraser) de manière à ce que le maximum de neutrons puissent s'échapper. Ces neutrons doivent être modérés de manière à augmenter la section efficace d'absorption dans le neptunium. Le flux de neutrons thermiques auquel on peut s'attendre pourrait être de l'ordre de  $10^{14}$  n/cm<sup>2</sup>/sec à 1 GeV, 1 mA (BAU 79), soit  $3 \times 10^{16}$  n/sec/cm<sup>2</sup> dans le cas de l'accélérateur de référence.

Un tel flux est nettement supérieur à ce que peut produire un réacteur thermique mais dans un volume plus petit. On peut aussi admettre que l'ensemble des neutrons émis par la cible d'uranium est de l'ordre de  $8 \times 10^{19}$  n/sec, et supposer qu'ils sont tous utilisés pour transmuter les noyaux de Np-237.

On pourrait ainsi transmuter  $8 \times 10^{13}$  noyaux/sec, soit environ 3 fois plus que dans le cas (1). Ce chiffre peut être comparé à la situation extrême d'un réacteur où l'on consacre à la transmutation tous les neutrons destinés à la régénération. Dans ce cas, selon la note technique DRE/SEN/82-45, il faudra 2 à 5 fissions par transmutation. Un réacteur de 3000 MW(th) est le siège d'environ  $10^{23}$  fissions/sec. et serait donc capable de transmuter entre  $2 \times 10^{19}$  et  $5 \times 10^{19}$  noyaux/sec., à comparer avec la capacité maximum de  $8 \times 10^{19}$  noy/sec d'un accélérateur linéaire de 1000 MeV et 300 mA.

Au vu de ces chiffres il apparaît qu'un tel accélérateur aurait une capacité de transmutation supérieure ou en tout cas comparable à celle d'un réacteur fonctionnant spécialement dans ce but.

*Si on compare maintenant la capacité d'un tel accélérateur par rapport au programme électronucléaire français, il apparaît qu'en raison du facteur 40 et pour un rendement de 1, un accélérateur de 300 mA, 1000 MeV pourrait traiter des quantités de  $Np-237$  (ou d' $I-129$ ) produites annuellement par le fonctionnement d'une quarantaine de réacteurs.*

On notera que dans les processus d'interaction à haute énergie  $p +$  noyau, on n'a pas tenu compte ici de la contribution éventuelle de protons de spallation et de pions émis dans les cascades internucléaires. Il est vraisemblable que ces particules pourraient augmenter le nombre des transmutations.

### 3 - PROBLEMES TECHNIQUES POSES PAR LA TRANSMUTATION PAR ACCELERATEUR.

#### 3.1 - Au niveau de l'accélérateur

D'après la bibliographie, les technologies de base d'un accélérateur linéaire de haute intensité (notamment le RFQ) existent actuellement au plan mondial. Un effort substantiel de R et D (voir les 4 étapes pour le projet canadien DEMO) pour aller de ce qui est actuellement le plus performant à un accélérateur de 1000 MeV, 300 mA sera cependant nécessaire, si l'on se réfère au tableau 4 qui indique les machines de haute intensité actuellement en fonctionnement ou en construction.

(Tableau 4, voir page suivante)

Type	Laboratoire	Nom	Particule	Energie (MeV) max.	intensité moyenne (mA) max.	Puissance moyenne (GW)	Cycle utile	Situation
Linéaire	LOS ALAMOS	LAMPF	protons	1000	1	1	12	op.
Linéaire	LOS ALAMOS		deutons	50	100	5	100	en const.
Linéaire	LIVERMORE	A 48	deutons	7.5	30	0.23	100	op.
Linéaire	HANFORD	FMIT	deutons	35	100	3.5	100	en const.
Linéaire	BROOKHAVEN	AGS	protons	200	1	0.2	0.5	op.
Synchrotron	RUTHERFORD Lab.	SNS	protons	800	0.21	0.17		op.
Synchrotron	ARGONNE	IPNS	protons	800	0.48	0.38		op.
Cyclotron	VANCOUVER	TRIUMF	protons	520	0.15	0.08		op.
Cyclotron	ZURICH	SIN-2	protons	590	1 à 2	1.2		en const.
Linéaire	FERMILAB	FNAL	protons	200	0.6	0.12	0.2	op.

Tableau 4 - Accélérateurs existants de haute intensité.

Le problème le plus délicat à résoudre avec de telles intensités est celui de l'activation possible des structures de l'accélérateur par des particules du faisceau. Au delà d'une perte de faisceau de  $10^{-9}$  A/m à 1 GeV soit 1  $\mu$ A sur 1000 m, on estime que la télécommande à distance devient nécessaire (GER 83). Des dispositifs de contrôle du faisceau et d'asservissements élaborés apparaissent donc comme essentiels sur un tel type de machine à haute intensité.

Le facteur de charge de l'accélérateur est un autre paramètre important. En se basant sur ceux observés pour les accélérateurs linéaires existants (> 85% à LAMPF, > 90% à Brookhaven), on peut espérer atteindre des facteurs de charge de l'ordre de 80% (STE 83).

### 3.2 - Au niveau de la cible et de la couverture

L'avantage de ce système est la place disponible pour la couverture du fait de la séparation physique de l'accélérateur et de la cible-couverture. Tous les projets de cible et de couverture s'inspirent directement de la technologie des réacteurs de la filière à eau sous pression, ou de la filière CANDU (tubes de pression), ce qui représente un avantage certain.

Les problèmes à ce niveau proviennent du flux important de neutrons émis par la cible et de leur spectre en énergie, centré autour de la centaine de keV et pouvant aller jusqu'à 100 MeV (fig.5, extraite de BAU 79).

Il s'ensuit de sévères problèmes d'activation, de tenue à long terme des matériaux, de radioprotection (avec en plus la production de rayonnements  $\gamma$  de haute énergie). Ces problèmes sont probablement plus aigus que dans le cas d'un réacteur.

Se posa également le comportement de la cible (forts gradients

thermiques). Si celle-ci est en uranium, les fissions rapides à haute énergie conduiront à un spectre de produits de fission largement différent de ceux observés dans les réacteurs, ce qui peut poser des problèmes en aval de l'irradiation.

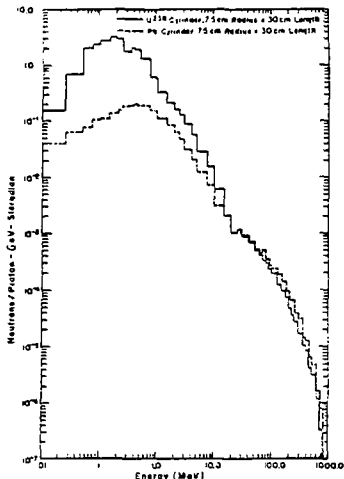


Fig. 5 : Spectre en énergie des neutrons émis vers l'avant au cours du bombardement de cylindres d'U-238 et de Pb par des protons de 800 MeV (réf. BAU 79). Echelle verticale divisée par 4.

#### 4 - COUTS

Le coût d'un tel ensemble pourra être mieux cerné lorsque de substantiels développements technologiques, passant par des phases classiques (telles qu'elles apparaissent dans le projet canadien DEMO), auront été réalisés.



On reproduit ci-dessous, à titre indicatif, les devis estimatifs des projets canadien, américain et allemand (ce dernier sera inclus dans l'enveloppe financière pour la recherche à partir de 1986).

Table 5

Coûts estimatifs des projets d'accélérateurs  
linéaires de haute intensité.

a) Projet Canadien : en dollars canadiens (1981) incluant les salaires.

ZEBRA	300 mA	10 MeV	linéaire seul	terminé en 1990	35x10 <sup>9</sup>	\$
EMTF	70 mA	200 MeV	linéaire+cible	"	2000	75x10 <sup>9</sup> \$
PILOT	70 mA	1000 MeV	linéaire+cible + couverture	"	2010	500x10 <sup>9</sup> \$
DEMO	300 mA	2000 MeV	linéaire+cible + couverture	"	2020	1500x10 <sup>9</sup> \$

b) Projet de Brookhaven : en dollars U.S. (1980) incluant les salaires.

Linéaire	300 mA	2000 MeV (5 1000/kW(e))	600x10 <sup>9</sup>	\$
Cible + couverture	(1000 \$/kW(e))		1200x10 <sup>9</sup>	\$
			TOTAL .....	1800x10 <sup>9</sup> \$

c) Projet SNQ de Jülich (RFA) : en marks allemands (1981) incluant les salaires

Linéaire + cible	5 mA	1100 MeV	700x10 <sup>9</sup>	D.M.
------------------	------	----------	---------------------	------

5 - CONCLUSIONS

Très peu d'études ont été jusqu'à présent menées pour évaluer de manière plus précise les problèmes posés par la transmutation nucléaire par accélérateur de déchets à vie longue, l'objectif principal étant la production de matière fissile. Nous suggérons par des calculs "limites" qu'un accélérateur 1000 MeV, 300 mA, associé à une cible d'uranium pourrait produire suffisamment de neutrons pour transmuter une fraction importante des noyaux de Np-237 produits dans le programme électronucléaire français, du moins

d'une manière comparable à celle d'un réacteur à eau ordinaire qui serait spécialisé pour cette tâche. Il semble d'autre part que la technologie des accélérateurs linéaires est arrivée à un stade tel que la faisabilité technique d'un accélérateur de haute intensité est acquise. La technologie de la cible et de la couverture pourra, par ailleurs, emprunter largement à celle développée pour les réacteurs à eau ordinaire, à eau lourde (type CANDU) et à neutrons rapides.

Il n'en reste pas moins qu'un important programme de R et D reste à entreprendre, dans le domaine de l'accélérateur, de la spallation, de la neutronique à haute énergie, de la tenue des matériaux et de la radioprotection.

En particulier les données précises sur les spectres en énergie de neutrons émis par spallation, sur l'effet d'autres particules secondaires, sur les sections efficaces de transmutation, manquent actuellement et devraient être acquises. Elles permettront de préciser les noyaux formés, et le gain global obtenu du point de vue radiotoxicité par rapport à d'autres solutions. En modérant les neutrons, il semble que l'on puisse atteindre des flux supérieurs à  $10^{25}$  n/sec/cm<sup>2</sup> en continu, ce qui rendrait cette technique a priori plus performante que celle utilisée avec un réacteur thermique. En résumé, l'accélérateur fournit plus de neutrons disponibles pour la transmutation qu'un réacteur, ne pose pas de problème de réactivité (cycle d'irradiation plus long que dans un réacteur) et de criticité (la cible est sous critique), permet le chargement et le déchargement en continu (système CANDU) et est autosuffisant du point de vue énergétique.

Une partie de ces recherches pourrait être envisagée en France où l'on dispose d'une expérience dans le domaine de l'accélérateur linéaire (ORSAY, SACLAY), et des possibilités d'études des processus de spallation et d'interaction neutronique (S.C. d'Orsay, Saturne à Saclay). Une collaboration à l'échelle européenne serait également possible et certainement souhaitable en relation avec le projet allemand SNQ (Jülich) et l'extension du cyclotron SIN-2 à Zürich. D'autres voies d'accélération pourraient également être explorées.

Il semble, d'après les études canadienne et américaine, que le coût d'une telle opération serait du même ordre que celle de la construction d'un réacteur à eau sous pression de puissance analogue. Une telle installation

serait évidemment une INB et serait donc soumise aux mêmes procédures d'autorisation que celles existant pour un réacteur nucléaire. Enfin, une collaboration CNRS-CEA serait tout à fait utile pour proposer dans un premier temps un inventaire précis des problèmes à étudier, puis éventuellement un programme de recherche (thèmes, calendrier, budget, personnel). Il paraît également tout à fait souhaitable que soient évalués le plus tôt possible les avantages et inconvénients d'une telle approche par rapport aux autres solutions de gestion à long terme des déchets (transmutation dans les réacteurs thermiques ou rapides, stockage définitif dans les verres ou dans les combustibles irradiés) non seulement du point de vue technique, mais également du point de vue économique (investissements, fonctionnement), social (engagements de dose pour les travailleurs, bénéfice attendu à long terme, acceptabilité sociale) et politique (liée par exemple à la production importante (3 Tonnes de Pu/an - voir Table 1) de matière fissile).

#### 6 - REFERENCES

- ARM 72 T.W. ARMSTRONG et K.C. CHANDLER, Operating instructions for the high-energy nucleon-meson transport code, HETC, rapport ORNL-4744 (1972)
- BAU 79 G.S. BAUER, Spallations-Neutronenquellen, Jülich, rapport KFA-29 (1979)
- BRU 80 L.E. BRUNS, Transmutation of radwaste using accelerators, rapport RHO-SA-174 (juin 1980)
- CAR 77 J.M. CARPENTER, Pulsed spallation neutron sources for slow neutron scattering, Nucl. Inst. and Meth. 145 (1977) 91
- FEL 83 P.de FELICE et al., High energy proton interaction with Sr and Cs, a contribution to the waste transmutation study, Nucl. Inst. and Meth. 212 (1983) 359
- FRA 65 J.S. FRASER et al., Neutron production in thick targets bombarded by high-energy protons, Phys. in Canada 21 (1965) 17

- FRA 73 J.S. FRASER et al., rapport AECL-4658 (1973)
- FUL 72 R.R. FULLWOOD et al., Neutron production by medium-energy protons on heavy metal targets, rapport LA-4789 (1972)
- FUR 82 K. FURUKAWA et al., The combined system of a accelerator molten salt breeder (AMSB) and molten-salt converter reactor (MSCR), Japan-US seminar on "Thorium fuel reactors", Naora (Japon), octobre 1982
- GAM 83 G. GAMBIER et C. GOLINELLI, Conversion de matière fertile en matière fissile à l'aide d'un accélérateur, Note technique DRE-BC7 83-09 et EDF HT/II/31/83
- GER 83 E.T. GERRY et S.A. MANI, Assessment of the adequacy of U.S. accelerator technology for department of energy missions, rapport WJSA-83-228 (1983)
- GRA 79 P. GRAND, The use of high energy accelerators in the nuclear fuel cycle, *Nature* 278 (1979) 693
- HAR 78 A.A. HARMS et W.J. HARTMAN, Spent nuclear fuel re-enrichment without reprocessing, *Annals of Nuclear Energy* 5 (1978) 213
- HAR 81a A.A. HARMS and W. HAEFELE, Nuclear synergism an emerging framework for energy systems, *American Scientist*, 69 (1981) n°3
- HAR 81b A.A. HARMS et al., Accelerator-supported regionally distributed nuclear heat systems with nuclear-waste abatement capacity, *Annals of Nuclear Energy*, 8 (1981) 431
- HAR 83a A.A. HARMS, The nuclear energy continuum and its spectrum of choices, dans "Nuclear Technologies in a sustainable energy system", Springer-Verlag (1983)
- HAR 83b A.A. HARMS, Accelerators and alternative nuclear fuel management options, Conférence sur l'utilisation avancée des accélérateurs dans le cycle du combustible nucléaire, Bruxelles, juin 1983

- KRE 81 E.M.KRENCIGLOWA et A.A. HARMS, An assessment of nuclear waste transmutation with proton accelerators, *Nucl. Inst. and Meth.*, 185 (1981) 393
- LEW 52 W.B. LEWIS, rapport AECL-968 (1952)
- LEW 68 W.B. LEWIS, Rapport AECL-3190 (1968)
- SCH 82 S.O. SCHRIBER, Canadian Accelerator breeder system development, rapport AECL-7840 (1982)
- SCH 83 S.O. SCHRIBER, ZEBRA, the first stage of an accelerator breeder program, rapport AECL (septembre 1983)
- STE 83 M. STEINBERG et al., The spallator - a new option for nuclear power, rapport BNL 33020 (1983)
- VAS 68 R.V. VASIL'KOV et al., Mean number of secondary neutrons evaporated from nuclei bombarded by high energy protons, *Transl. Soviet Journal Nucl. Phys.* 7 (1968) 64
- VAT 77 C.M. VAN ATTA et al., The electronuclear conversion of fertile to fissile material, rapport UCRL-52144 (1976)
- WAS 74 High level radioactive waste management alternatives, rapport WASH-1297 (mai 1974).