



FR0105828

INIS - FR - - 271

**SOCIETE FRANCAISE D'ENERGIE NUCLEAIRE  
Section Technique : "Physique des réacteurs"**

**12 mars 1998**

# **La physique des réacteurs sous-critiques des systèmes hybrides**

**3 2 / 2 1**

**PLEASE BE AWARE THAT  
ALL OF THE MISSING PAGES IN THIS DOCUMENT  
WERE ORIGINALLY BLANK**

N/REF : SFEN/98.06

OBJET : **SFEN - PRESENTATIONS DE LA CONFERENCE DU 12/03/98**

PARIS-LA DEFENSE LE 28 avril 1998

Messieurs,

Veillez trouver ci-jointes les présentations de la conférence du 12/03/98 :

" La physique des réacteurs sous-critiques des systèmes hybrides"

Vous en souhaitant bonne réception, nous vous prions d'agréer nos sincères salutations.



J.P. BOURTEELE



C. BERGERON



**SFEN**

**Section "Physique des réacteurs"**

**12 mars 1998**

**- 1 -**

## **INTRODUCTION**

**J.P. Schapira (CNRS - IN2P3)**

# **Journée SFEN sur la Physique des Réacteurs sous-critiques des Systèmes hybrides**

Tour Framatome, La Défense, 12 mars 1998

---

(J.P. Schapira, Institut de Physique Nucléaire, BP n°1, F-91406, Orsay cedex)

## **1. QUELQUES REPERES HISTORIQUES SUR LE ROLE DES ACCELERATEURS DANS L'ENERGIE NUCLEAIRE**

On reconnut très vite, avec le développement des cyclotrons dans les années 40, que des faisceaux de particules légères (protons, deutons) bombardant une cible épaisse d'un élément lourd tel que l'uranium étaient susceptibles de produire un nombre important de neutrons, et que ce nombre augmentait avec l'énergie incidente pour atteindre plusieurs neutrons émis par protons dès lors que l'on dépassait la centaine de MeV (phénomène désigné par spallation). Une des premières applications, dans le droit fil des travaux qui conduisirent Glenn Seaborg à produire les premiers microgrammes de Pu-239 à l'aide d'un accélérateur, fut le projet MTA (Material Testing Accelerator) qui fut mené de 1950 à 1954 à Livermore pour produire du plutonium militaire à partir de l'irradiation d'uranium appauvri par des neutrons de spallation et comparer cette voie avec celle mise en oeuvre alors dans les réacteurs de Hanford et Savannah. Parallèlement, démarrait en 1952 au Canada, sous l'impulsion de W. B. Lewis, des études similaires en vue de produire de l'U-233 pour les besoins de la filière thorium en réacteur CANDU. Ces projets furent abandonnés pour des raisons économiques (découverte et exploitation d'importants gisements d'uranium notamment) et de manque d'intérêt. Plus tard, dans les années 70-80 et suite à la politique de non-prolifération de J. Carter, des schémas incluant des accélérateurs (par exemple pour la réjuvenation des combustibles irradiés) furent proposés, notamment à Brookhaven. C'est alors que l'idée de coupler un accélérateur de haute intensité à un réacteur sous-critique fut proposée par Takahashi en 1985. Depuis 1989, ce sont plus des préoccupations environnementales que de ressources qui sont à l'origine d'un regain d'intérêt pour ces systèmes, pour l'incinération de certains corps à vie longue produits dans les réacteurs (actinides, produits de fission à vie longue), voire pour la production d'énergie « propre » et « sûre ». C'est ainsi que l'on peut considérer l'histoire de l'utilisation des accélérateurs dans l'énergie nucléaire comme un passage progressif de l'utilisation du phénomène de capture neutronique (production de matières fissiles) à celle de la fission (destruction des actinides) !

## **2. LES PRINCIPAUX CONCEPTS DEVELOPPES APRES 1989**

Sous l'angle des risques les réacteurs sous-critiques apportent en principe une marge de sûreté vis à vis des accidents de criticité. En fait, l'argument principal en faveur de la sous-criticité repose davantage sur la possibilité d'utiliser des combustibles chargés uniquement en actinides, sans uranium, possibilité qui n'est guère envisageable dans des réacteurs critiques (dégradation des

marges de sûreté liée aux  $\beta$ eff et aux coefficients Doppler). Aussi, peut-on espérer atteindre dans des réacteurs sous-critiques la valeur maximum d'incinération par fissions cumulées des actinides de 46 kg/TWhth (voir l'exposé de J. Vergnes). D'autre part, la sous-criticité apportée, par rapport au réacteur critique équivalent, un surplus de neutrons qui est égal à  $\nu/k - \nu$  par fission, où  $k$  est le niveau de sous-criticité ( $k < 1$ ) et  $\nu$  le nombre moyen de neutrons émis par fission. De plus l'absence éventuelle de barres de contrôle supprime une cause de capture parasite de neutrons. En d'autres termes, la sous-criticité devrait apporter des performances accrues pour les actinides (absence de régénération) et pour certains produits de fission à vie longue (économie de neutrons).

Divers laboratoires ont présenté des modèles de systèmes sous-critiques depuis la fin des années 80. Les deux concepts suivants sont les plus étudiés et les plus contrastés :

- un réacteur à neutrons superthermiques et à haut flux (proche de  $10^{16}$  n/cm<sup>2</sup>/sec) utilisant la technologie des sels fondus développées à Oak Ridge dans les années 60. Ce système peut en principe détruire l'ensemble des actinides avec un retraitement en ligne permettant d'extraire les produits de fission, consommateurs de neutrons. Largement étudié à Los Alamos, il est aujourd'hui pratiquement abandonné, le consensus semblant s'établir autour du système ci-après, proposé en 1994 par Carlo Rubbia.

- un réacteur à neutrons rapides et à combustible solide, utilisant soit le plomb (ou un eutectique Pb-Bi) (CERN, Los-Alamos), soit le sodium comme fluide caloporteur (JAERI).

Les principaux laboratoires impliqués au stade conceptuel dans des projets sont les suivants :

## 2.1. Concepts proposés par JAERI

L'activité de JAERI au Japon s'inscrit dans le cadre du programme OMEGA (Option Making Extra Gains from Actinides and fission products). Deux concepts de systèmes hybrides basés sur l'utilisation d'un spectre rapide sont proposés.

### 2.1.1 Le concept à combustible métal et à neutrons rapides

Ce concept est caractérisé par le choix d'un combustible solide refroidi par du sodium afin de bénéficier des développements réalisés pour le projet de réacteur rapide incinérateur d'actinides M-ABR. Deux types d'alliages (Np-15Pu-30Zr) et (Am Cm - 35Pu -10Y) sont envisagés et retraités par voie pyrochimique. Les barreaux de combustible sont entourés de sodium et gainés en acier HT9. Dans l'assemblage hexagonal les aiguilles à base d'Am Cm sont placées en périphérie, les autres au centre. Les calculs neutroniques et thermiques montrent que les performances du réacteur sous-critique sont limitées par la température maximale au centre du combustible ( $T \approx 900^\circ\text{C}$ ). La cible de spallation est constituée par des assemblages contenant des disques de tungstène refroidis par du sodium qui sert aussi à refroidir la fenêtre. L'originalité de cette option réside dans l'utilisation d'un combustible métallique qui a pour effet de durcir le spectre de neutrons ( $< E_n > \approx 800$  keV), par rapport au cas d'un combustible oxyde, et d'atteindre ainsi de meilleurs rapports fission/capture.

---

### Paramètres principaux des 2 concepts proposés par JAERI

---

Solid target core

Molten salt target core

Fuel type	Metal alloy	Chloride salt
Target	Tungsten	Chloride salt
Primary coolant	Liquid sodium	Chloride salt
$k_{eff}$	0.89	0.92
$\nu_s$	40 n/p	38 n/p
Proton linear accelerator	1500 MeV, 39 mA	1500 MeV, 25 mA
Thermal power	820 MWt	800 MWt
Actinide burning <sup>a)</sup>	250 kg/y	250 kg/y
Actinide inventory	3160 kg	5430 kg

a): at 80 % load factor

### 2.1.2 Le concept à sels fondus

Le second concept est basé sur l'utilisation d'un sel d'actinides fondu ( $64 \text{ NaCl} - 5 \text{ Pu Cl}_3 - 31 \text{ AM Cl}_3$ ) dont les proportions sont choisies pour assurer aux actinides une solubilité suffisante. Ce sel qui sert à la fois de milieu sous-critique et de cible est entouré par un réflecteur autour duquel sont installés pompes et échangeurs intermédiaires. Seuls les actinides sont recyclés, mais pas les PFVL. Ici également, l'absence d'uranium autorise, comme pour la 1ère variante, la destruction maximum d'actinides. En revanche, on a besoin d'un inventaire en actinides plus important, les sections efficaces étant plus faibles que dans le cas précédent (spectre moins dur qu'avec un combustible métal).

## 2.2. Concept proposé par CERN (C. Rubbia)

Dès 1994, C. Rubbia et son groupe au CERN proposait un système à neutrons rapides, dont la cible et le caloporteur étaient constitués d'un même circuit de plomb liquide en convection naturelle, alimenté par un combustible mixte  $\text{ThO}_2\text{-UO}_2$ . La valeur de sous-criticité étant fixé à  $k_{eff} = 0,98$ , ce système agit comme un amplificateur d'énergie de l'ordre de 100 à 150. Un courant de protons de l'ordre de 10mA, fourni par un ensemble accélérateur (un injecteur à 10 ou 30 MeV, un cyclotron à secteurs séparés ( $10 \rightarrow 120$ , ou  $30 \rightarrow 300$  MeV, un cyclotron comprenant 10 secteurs magnétiques et 6 cavités HF, amenant le faisceau à l'énergie finale de 900 MeV), permet alors de produire une puissance de 3000 MWth. Le projet comporte également des options techniques originales visant à assurer une certaine sûreté passive :

- refroidissement par convection naturelle du plomb, mais qui nécessite une cuve de 30 m de haut ;

- arrêt automatique du faisceau en cas de transitoire de température par débordement du plomb fondu, dilaté thermiquement, dans un volume situé au niveau haut du plomb, avec fermeture d'un clapet.

- introduction en urgence des barres B4C (carbure de bore) d'arrêt d'urgence, grâce également à un mécanisme de débordement du plomb fondu qui pousse vers le haut ces barres et les place ainsi dans le coeur du réacteur.

### 2.2.1 Proposition d'un incinérateur d'actinides à neutrons rapides

Le concept décrit ci-dessus est conçu pour produire de l'énergie à partir du thorium. C. Rubbia a proposé depuis de modifier un tel système pour l'incinération des actinides mineurs et du

plutonium issu d'un parc de réacteur à eau légère. Ce travail s'est appuyé sur le cas du parc espagnol comprenant 9 réacteurs à eau, représentant 7.1 GWé qui ne recycle pas le plutonium dans des combustibles MOX. Le concept est fondé sur une destruction progressive des actinides produits par ce parc dans 5 Amplificateurs d'Energie d'une puissance unitaire de 1500 MWth. Ces derniers, chargés avec des combustibles mixtes Th - Actinides (30%), produisent de l'uranium-233 qui peut être utilisé dans les réacteurs à eau du parc ou servir à alimenter de nouveaux réacteurs. La composition précise et les quantités de matières sont ajustées à chaque cycle d'irradiation, qui dure deux ans, pour maintenir la réactivité la plus constante possible et à un niveau qui reste compatible avec les caractéristiques de l'accélérateur.

<b>Caractéristiques principales de l'incinérateur d'actinides</b> (réf. : C. Rubbia et al., rapport CERN/LHC/97-01 (EET))	
Puissance thermique	1500 MWth
Valeur nominale de k	0,97
Taux de combustion	120 000 MWj/t
Durée de l'irradiation en réacteur	2 ans
Energie de l'accélérateur	1500 MeV
Intensité du courant	12 mA (min) 18 mA (max)
Masse du combustible à l'équilibre	9,2 tonnes
Composition du combustible à l'équilibre	Th-232 + 30 % (Np, Pu, Am, Cm)
Puissance spécifique dans le combustible	160 W/g
Masse de thorium restant du cycle précédent	5,35 tonnes
Masse d'actinides restant du cycle précédent	2,26 tonnes (Np, Pu, Am, Cm)
Rechargement tous les 2 ans de thorium frais	0,74 tonnes
Rechargement tous les 2 ans de (Np, Pu, Am, Cm)	0,85 tonnes
Déchargement tous les 2 ans d'uranium	0,35 tonnes (dont 94 % de U-233)
Déchargement tous les 2 ans de produits de fission	1,24 tonnes
Incinération d'actinides (Np, Pu, Am, Cm)	402 kg/an
Production de U-233	175 kg/an

Ce plan de charge conduit à une stabilisation des inventaires de tous les actinides à l'exception du curium qui ne peut être recyclé dans sa totalité à chaque cycle. Les principales caractéristiques de ce système d'incinération dit à deux strates (REP + EA) sont données au tableau 7.6

### 2.2.2 Possibilité de destruction de PFVL (le projet TARC)

Le système proposé par C. Rubbia comprend entre la cuve du réacteur et le bord extérieur de la zone combustible une région contenant le caloporteur de plomb. Le plomb agit ici vis à vis des neutrons comme un milieu transparent et diffusant, peu de neutrons s'échappant de cette zone vers l'extérieur. Le projet TARC (Transmutation by Adiabatic Resonance Crossing) repose sur la possibilité pour une fraction importante des neutrons diffusés dans cette région de finir par être absorbés dans des résonances la région épithermique de capture de PFVL, tels que  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{129}\text{I}$ . Le plomb agit ici comme un modérateur qui ralentit, sans absorption notable, et par petit pas d'énergie, les neutrons rapides jusqu'à l'énergie de ces résonances ; la probabilité pour un neutron d'être alors capturé dans une résonance étroite est accrue par le caractère adiabatique de ce ralentissement. On peut utiliser dans le cas par exemple du  $^{99}\text{Tc}$  l'importante résonance de

capture à 6 eV. Cette méthode consistant à utiliser les neutrons « gratuits » de l'extérieur du coeur de combustible, est à l'étude au CERN et le sera prochainement à l'ISN de Grenoble, en utilisant la technique du spectromètre de ralentissement appliqué à un milieu de plomb. Une des difficultés qu'il faudra résoudre est la manière dont les PFVL à détruire seront physiquement introduits afin que l'ensemble puisse effectivement être atteint par les neutrons épithermiques (auto protection des résonances).

### 2.3. Concept proposé par Los Alamos (>1997)

Après avoir été depuis 1989 promoteur d'un système superthermique de haut flux, utilisant un combustible liquide, Los Alamos a proposé depuis 1997 un concept proche de celui de C. Rubbia, mais avec convection forcée et des combustibles solides constitués uniquement de d'actinides mineurs et plutonium. Ce concept ATW vise uniquement à la destruction en 40 ans de la production cumulée jusqu'en 2010 du plutonium et des actinides mineurs contenus dans les 70 000 tonnes cumulées de combustibles irradiés afin de rendre le stockage direct plus aisé au plan technique, réglementaire, politique et vis à vis des exigences de la non prolifération. Trois centres d'incinération, constitués chacun d'un accélérateur linéaire de 1700 MeV, 100 mA (proposé par ailleurs pour le programme tritium militaire) assistant 3 réacteur sous-critiques de 3000 MWth, seraient suffisants pour gérer l'ensemble des déchets du parc américain.

(pour plus de détail consulter <http://www.lanl.gov/external/science/subjects/accel.html> ainsi que <http://itumagill.fzk.de/ADS/>).

## 3. LE GROUPEMENT DE RECHERCHE GEDEON EN FRANCE

Depuis 1996, la recherche de base autour des options innovantes (système hybride, thorium) s'organise en France dans le groupement de recherche GEDEON (GÉstion des Déchets par des Options Nouvelles) regroupant le CEA, CNRS, EDF et récemment Framatome et doté d'un conseil scientifique. Ce programme s'articule autour des 8 opérations scientifiques mentionnées ci-dessous :

### **Opération 1:** Physique de la cible de spallation: études théoriques et expérimentales

- 1.- *Caractéristiques des neutrons émis;*
2. *Caractéristiques des résidus formés et grandeurs dérivées (radiotoxicité irradiation, chaleur);*
3. *Codes de calcul associés.*

### **Opération 2:** Données nucléaires:

1. *Données mesurées et évaluées en dessous de 200 MeV;*
2. *Mesures de sections efficaces spécifiques.*

### **Opération 3:** Physique de base des milieux sous-critiques

1. *Caractéristiques neutroniques;*
2. *Mesures intégrales de taux de réaction.*

### **Opération 4:** Physico-chimie et thermohydraulique de métaux lourds liquides et de sels fondus

1. *Pouvant constituer la cible de spallation et/ou le caloporteur: métal liquide à base de plomb ;*
2. *Pouvant constituer le caloporteur et le combustible: sels fondus.*

**Opération 5: Etudes des dommages aux matériaux dus au faisceau (et reliquats) ou aux neutrons:**

1. Fenêtres;
2. Matériaux de structure, en particulier de la cible.

**Opération 6: Etudes génériques des cycles au thorium:**

1. Impact radiologique à court et long terme;
2. Risques résiduels en aval et en amont du réacteur (extraction, stockage géologique).

**Opération 7: Accélération de haute intensité:**

*Définition des caractéristiques nécessaires.*

**Opération 8: Etudes de systèmes:**

1. Milieux à neutrons thermiques; (eau lourde/haut flux);
2. Milieux à neutrons rapides avec différents types de caloporteurs et de combustibles;
3. Rôle des incertitudes des données nucléaires dans les évaluations de systèmes.

Les actions les plus marquantes : physique de la spallation à Saturne et GSI, études neutroniques de maquettes sous-critiques auprès du réacteur Masurca, développement des simulations. GEDEON est également un lieu d'échanges et d'informations par le biais d'ateliers thématiques. Un site GEDEON est en projet sur le Web.

**BIBLIOGRAPHIE SOMMAIRE :**

1952 : W. B. Lewis, The Significance of the Yield of Neutrons from Heavy Nuclei Excited to High Energies, Atomic Energy of Canada Limited, Rapport AECL 968, 1952.

1954 : Status of the MTA Process, Livermore Research Laboratory, Rapport LRL-102, 1954.

1977 : ABACS Study Group, ABACS (Accelerator Breeder and Converter Reactor Symbiosis Preliminary Report on the Promise of Accelerator Breeding and Converter Reactor Symbiosis (ABACS) as an Alternative Energy System, Oak Ridge National Laboratory, Rapport ORNL/TM-5750

1978 : G.A. Bartholomew, J.S. Fraser, P.M. Garvey, Accelerator Breeder Concept, Atomic Energy of Canada Limited, Rapport AECL-6363, 1978

1981: A Review of Prospects for an Accelerator Breeder, J.S. Fraser, C.R. Hoffmann, S.O. Schriber, P.M. Garvey, B.M. Townes, Rapport AECL-7260, Chalk River Nuclear Laboratories, 1981

1992 : C. D. Bowman et al., *Nuclear energy generation and waste transmutation using an accelerator-driven intense thermal neutron source*, Nuclear Instruments and Methods, **A320** (1992) 336-367.

1995 : C. Rubbia et al., *Conceptual design of a fast neutrons operated high power energy amplifier*, rapport CERN/AT/95-44 (ET), 1995

1996 : C. Birraux, *Le projet de réacteur hybride du Pr. Carlo Rubbia*, Contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires, rapport de l'Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques n° 3491, chapitre 3, 1996.

Les systèmes hybrides :  
situation internationale et le cadre  
des recherches en France (GEDEON)

Société Française d'Énergie Nucléaire  
Tour Framatome, 12 mars 1998



# Quelques repères historiques sur accélérateurs et énergie nucléaire

## 1. Production copieuse de neutrons par accélérateur

- Dans les années 40, observation de  $p+U \rightarrow \nu_s \text{ neutrons}$

## 2. Production de matières fissiles ?

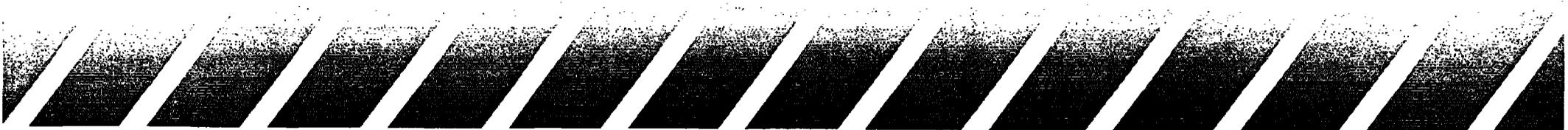
- 1950-1954 : programme MTA pour Pu militaire à Livermore
- 1952 : programme canadien pour U-233 dans CANDU (Lewis)

## 3. Prolifération

- Production d'énergie (Brookhaven, 1970-1980)

## 4. Environnement, Acceptabilité (>1989)

- Hybride accélérateur+réacteur (Tahkahshi et al., 1985)
- Incinération de déchets (LA, Japon, CERN)
- Production d'énergie "sûre" et "propre" (CERN)



# Les systèmes hybrides : leurs potentialités

## **Détruire sans produire --> 46 kg/TWh(th) ?**

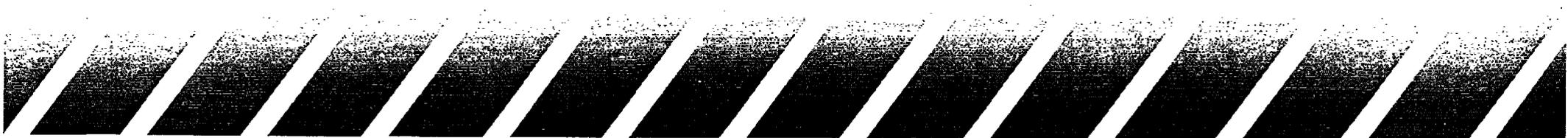
- un REP produit environ 14 kg/TWh(th) d'actinides
- matrice inerte sans Uranium voire sans Plutonium

## **Disposer de neutrons pour détruire ?**

- niveau de sous-criticité (PFVL)

## **Maintenir la réactivité durant l'irradiation ?**

- fonctionnement continu (ajustement de k)
- substitution (Thorium)



# Les systèmes hybrides : les propositions (1)

## **Los Alamos (1989-1995)**

- évolutions, aboutissant à :
- concept ADTT(ABC, ATW, ADEP),  $k = 0,95$
- 800 MeV, 100 mA pour 6 unités de 500 MWth
- cible en plomb liquide
- neutrons thermiques, modérés au graphite
- combustible sels fondus

recyclage continu des actinides

retrait en continu des produits de fission

faible inventaire, flux modérés



# Les systèmes hybrides : les propositions (2)

## **Los Alamos (aujourd'hui)**

– présenté à Trento (1997), concept ATW résultant des recommandations du groupe de travail

STATS (1991) :

en 2015 : 70 000 t de Cl --> 550 de Pu

objectif : brûler TRU + qqs PFVL en 40 ans pour rendre le stockage direct plus aisé (technique, réglementaire, politique - non prolifération)

présentation : *“once-trough destruction”* !!



# Les systèmes hybrides : les propositions (3)

## **Los Alamos (aujourd'hui , suite)**

- réacteur concept Rubbia
- retraitement par pyrochimie
- 1700 MeV, 100 mA (ATP) pour 5 unités de 3000 MWth

on atteint 46 kg/TWhth

soit par an : 4.5 t de Pu et 2.0 t d'AM

3 complexes pour l'ensemble du programme US



# Les systèmes hybrides : les propositions (4)

## JAERI

- deux concepts à neutrons rapides
- pur incinérateur d'actinides mineurs, 250 kg/an
- 1. type RNR avec combustible métal, 820 MWth  
p, 1500 MeV, 39 mA,  $k=0,89$   
cible tungstène,  $(n/p)=40$
- 2. type à sel fondu (chlorure), 800 MWth  
p, 1500 MeV, 25 mA,  $k=0,92$   
cible chlorure,  $(n/p)=38$



# Les systèmes hybrides : les propositions (5)

## **CERN (Carlo Rubbia)**

- Concept d'Amplificateur d'Energie (~~T-EA~~, F-EA)
- protons de 1000 MeV, 10-20 mA,  $k=0,98$
- spectre à neutrons rapides
- cible et caloporteur en plomb liquide
- combustibles oxydes ou métal (pour incinération)  
à base de thorium
- cycle associé par pyrochimie
- étude de scénario pour l'Espagne (16 kg/TWhth)



# Les systèmes hybrides : les propositions (6)

## **Activités en Europe**

- la cible de spallation de SINQ en Suisse  
600 MeV, 1.5 mA  
irradiations d'échantillon
- le projet ESS
- le projet Myrrha-Adonis en Belgique  
cyclotron 150 MeV, 2 mA  
production de Tc-99m
- le projet industriel de LASEA à Saragosse  
cyclotron 400 MeV, 5 mA - 100 MWth



# Les systèmes hybrides : les propositions (7)

## **Activités en Europe (suite)**

- études de base et de concepts en :
  - France (CEA, CNRS - voir plus loin)
  - Italie (ENEA, INFN)
  - Allemagne (ITU, Jühlich)
  - Suède, Pays-Bas, Royaume Uni
- programme 4ème PCRD (IABAT, Thorium, TARC)
- activités de NEA-OCDE (NSC, échanges depuis 1990)
- activités AIEA (récent)
- programme ISTC



# Caractéristiques de ces programmes

**Sauf dans le cas du projet CERN, l'objectif est l'incinération des corps à vie longue**

**Les choix techniques et les scénarios d'insertion des ADS dans un parc sont variables et dépendent des enjeux nationaux et de considérations politiques :**

- le critère de non-prolifération ;
- le rôle du plutonium ;
- le rôle du stockage profond et de l'acceptabilité

**La production de tritium par accélérateur (APT, TRISPAL) constitue un tronc commun structurant (sauf projet CERN)**

**Les ADS remettent en avant des choix techniques étudiés dans les années 50 -70 (Th, sels fondus, pyrométallurgie)**



# Le programme GEDEON (1)

## 1.- Physique de la cible de spallation

- émission de particules (notamment neutrons, *Saclay, Bruyères-le-Chatel, LPC-Caen, Orsay*)
- résidus formés (chaleur, radiotoxicité, corrosion, *Orsay, Saclay*)
- développement des codes de transport (*Bruyères-le-Chatel, Saclay*)
- projets à Cosy ?



# Le programme GEDEON (2)

## 2.- Données nucléaires

- sections efficaces particulières (PFVL, AM, corps liés au Th, *Saclay, Grenoble, Bordeaux*)
  - Geel (Tc-99, I-129 en projet)
  - ILL (sections efficaces Am-241)
  - ISN-Grenoble (spectromètre de ralentissement TARC)
- extension des banques de données < 200 MeV (*Nantes, LPC-Caen, Orsay*)
  - Louvain, Upssala, Agor, Cosy



# Le programme GEDEON (3)

## **3.- Physique des milieux sous-critiques**

- maquette sous-critique (prog. MUSE à Masurca, *Cadarache, Grenoble*)
- source intense et pulsée de neutrons de 14 MeV (*GENEPI, Grenoble*)



# Le programme GEDEON (4)

## **4.- Propriétés des métaux et alliages fondus**

- interaction des matériaux de structure avec plomb, alliage plomb-bismuth (*CEA, DSC*)

## **5.- Dommages des n et p de haute énergie aux matériaux de structure**

- fenêtre, cible, gaines, cuve
- dpa, production He et H (*CEA, DSC*)



# Le programme GEDEON (5)

## 6.- Cycle au thorium

- participation au 4ème programme cadre de la CE :  
“Thorium as a waste management option”  
(*Cadarache, Orsay*)

## 7.- Accélération de haute intensité

- cyclotron/linac ? ; choix E et I ? ; protons acquis
- cahier des charges pour le démonstrateur
- idem à plus long-terme
- hors GEDEON, Le projet IPHI (100 mA, 10 MeV,  
*Saclay, Orsay*)



# Le programme GEDEON (6)

## 8.- Etudes système

- études d'impact de divers paramètres , menées à *Saclay, Cadarache, Grenoble, Clamart*  
scénarios mixtes, équilibre, décroissance  
performances cycles (déchets, réacteur)
- participation au 4ème programme cadre IABAT  
de la CE (*Cadarache*)



# Le contexte en dehors des acteurs directs de la recherche

## **La loi de 91 et la CNE**

- le 3ème rapport de 1996

## **Le rapport Birraux de 1996**

- audition de C. Rubbia par l'OPECST

## **L'action du MENRT (---> avril 1998 ?)**

- proposition d'un démonstrateur de système hybride, puissance entre 100 et 200 MW
- à proposer au plan européen

## **L'entrée de FRAMATOME dans GEDEON**





**SFEN**

**Section "Physique des réacteurs"**

**12 mars 1998**

**- 2 -**

**Pourquoi l'étude des réacteurs hybrides ?  
Performances en matière d'incinération  
des réacteurs actuels**

**J. Vergnes (EDF/DER) / A. Zaetta (CEA/DRN)**

J VERGNES (EDF/DER)

## **Pourquoi l'étude de réacteurs hybrides ?**

### **Performances en matière d'incinération des réacteurs actuels**

---

---

#### **CONTEXTE**

---

---

Les systèmes hybrides sont étudiés par EDF et le CEA dans le cadre de l'axe 1 de la loi de décembre 1991, relative à la R&D sur la gestion des déchets liés à la production d'énergie nucléaire.

Ces études portent sur la réduction des masses de produits radioactifs à vie longue devant être stockées, par séparation - transmutation

**Rappelons qu'il s'agit d'études théoriques de la seule transmutation et non d'une définition de stratégies industrielles**

---

---

#### **PRINCIPES PHYSIQUES**

---

---

Pour éliminer les déchets, on les bombarde par des neutrons:

1. L'interaction entre un neutron et un noyau lourd (U, Pu, Actinides Mineurs) engendre des réactions de fission et des réactions de capture. Seules les fissions réduisent l'activité à long terme
2. L'interaction entre un neutron et un produit de fission engendre seulement des réactions de capture

---

---

#### **NECESSITE DU MULTI RECYCLAGE**

---

---

Toute la matière n'est pas fissionnée au premier recyclage. Ce qui implique un multirecyclage de tous les produits dont on veut gérer la production.

Il en résulte une évolution de la composition des combustibles qui nécessite de simuler des scénarios complets et de surveiller les paramètres liés à la sûreté.

---

---

#### **LES TROIS GRANDS TYPES DE SCENARIOS A BASE DE REACTEURS ELECTROGENES ACTUELS**

---

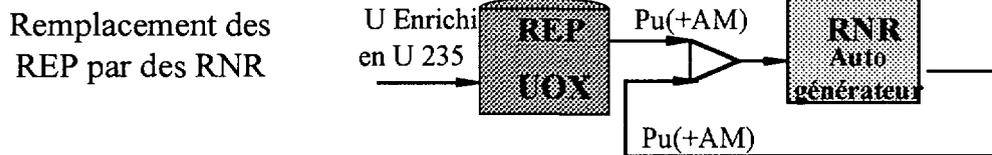
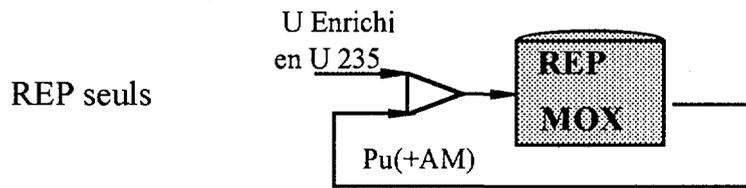
---

- **Deux types de réacteurs électrogènes sont considérés:**
  - Les REP standards ou à modulation accrue (RMA)
  - Les RNR :
    - Soit auto générateurs de type EFR avec couvertures fertiles
    - Soit incinérateurs de type EFR sans couvertures fertiles
    - Soit incinérateurs de type CAPRA
- **Trois types de scénarios sont retenus**
  - Des scénarios à base de REP seuls
  - Des scénarios à base de REP associés à des RNR de type CAPRA
  - Des scénarios de remplacement de tous les REP par des RNR autogénérateurs

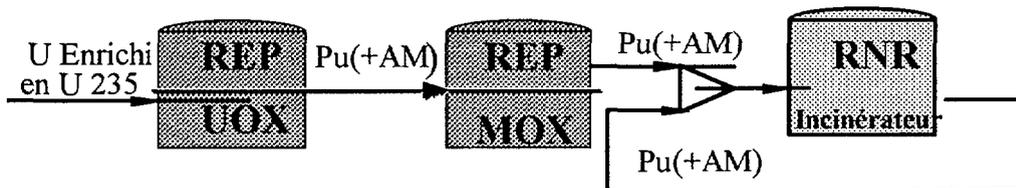
- **Deux niveaux de recyclage sont étudiés**
  - Le recyclage du Pu seul
  - Le recyclage du Pu et des A.M. (Np, Am, Cm)) associés au Pu en mode homogène
- **Les principaux paramètres observés sont pour une production de 400 TWh par an soit environ 60 GWe installés:**
  - Les puissances des différents types de réacteurs nécessaires
  - Les bilans matières en cycle et dans les stockages de déchets

## SCHEMA DE PRINCIPE DES SCENARIOS SIMULES

On trouvera ci après les schémas de principe des scénarios



REP et RNR incinérateurs



## NECESSITE D'UN SUPPORT D'U ENRICHI POUR LE MULTIRECYCLAGE DANS LES REP

Dans un spectre thermalisé de type REP, le Pu 239 est brûlé de préférence. Les isotopes pairs du Pu y sont fortement capturants.

De ce fait la teneur en Pu total des MOX sur support d'U appauvri croît très vite au cours des recyclages successifs, ce qui conduit à un coefficient de vide local positif

On limite donc la teneur en Pu des MOX en enrichissant en U 235, l'U du support.

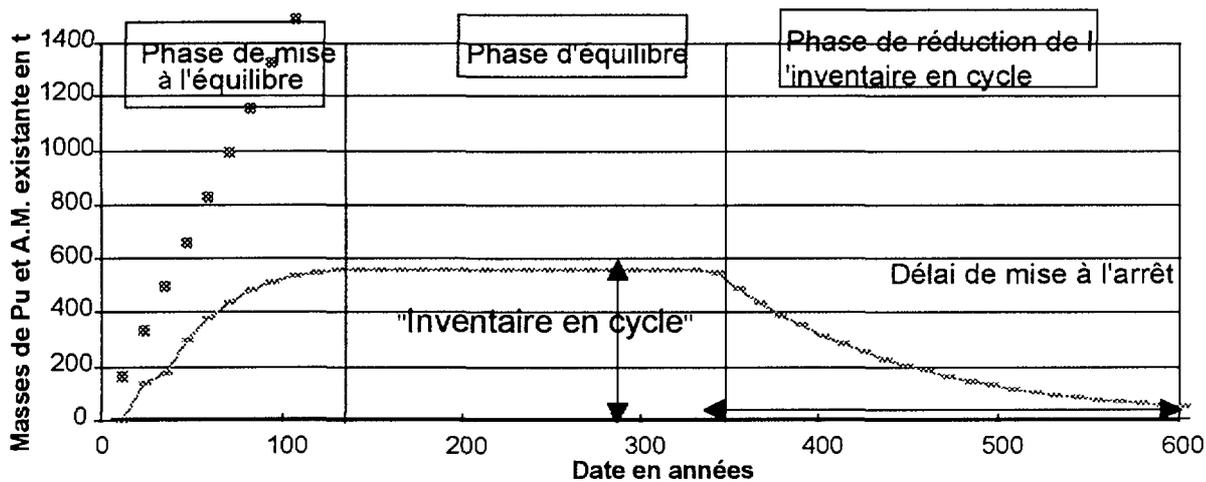
---

## LES TROIS PHASES D'UN SCENARIO DE CONTROLE DES MATIERES PAR MULTIRECYCLAGE

---

### Dynamique d'un scénario d'élimination du Pu et des A.M.

Variables clefs : masse en cycle, puissance des incinérateurs et délai d'arrêt du parc



Dans un scénario de gestion du Pu (ou du Pu + A.M.) par multirecyclage on peut distinguer trois principales phases :

- Une première phase d'augmentation de la masse en cycle pour laquelle les productions de Pu (ou Pu + A.M.) sont supérieures aux consommations.
- Une seconde phase de stabilisation de la masse en cycle pour laquelle les productions de Pu (ou Pu + A.M.) sont égales aux consommations.
- Une dernière phase de réduction de la masse en cycle par réduction progressive de l'énergie produite. On commence par supprimer les productions de Pu (ou Pu + A.M.). Puis on arrête les incinérateurs au rythme de la réduction de la masse de Pu (ou Pu + A.M.) existante.

---



---

## BILANS MATIERES DES PARCS A L'EQUILIBRE

---



---

On trouvera ci après les ordres de grandeurs des bilans de masses à l'équilibre pour les différents scénarios

### Parcs Electronucléaires à l'équilibre 60 Gwe - 400 TWh

	Recyclage	Inventaires dans le cycle	Teneurs Pu	Déchets annuels
100% REP MOX U enr.	Pu	240 t.	2%	Pu : 0.02 t. A.M. : 3.3 t.
	Pu + A.M.	Pu : 330 t. A.M. : 80 t.	2.8%	Pu : 0.03 t. A.M. : 0.07 t.
100% RNR EFR Iso.	Pu	740 t.	20%	Pu : 0.06 t. A.M. : 2.7 t.
	Pu + A.M.	Pu : 780 t. A.M. : 40 t.	23%	Pu : 0.06 t. A.M. : 0.03 t.
70% REP(UOX)	Pu	380 t.	10% MOX 53% CAPRA	Pu : 0.03 t. A.M. : 3.0 t.
10% REP(MOX)	Pu + A.M.	Pu : 410 t. A.M. : 90 t.	58% CAPRA	Pu : 0.03 t. A.M. : 0.08 t.
20% RNR(CAPRA)				

---



---

## PHASE DE REDUCTION DE L'INVENTAIRE EN CYCLE

---



---

**Efficacité des phases de réduction de l'inventaire en cycle par décroissance de la puissance installée pour les différents scénarios**

- **Recyclage du Pu seul**

Scénarios avec des REP, RMA, RNR-CAPRA : réduction d'un facteur 10 de l'inventaire Pu en 150 ans

Scénarios avec des RNR-EFR : réduction d'un facteur 10 de l'inventaire Pu en 270 ans

Il ya pour tous ces une forte accumulation d'A.M.

- **Recyclage du Pu et des AM**

Scénarios avec des REP : réduction d'un facteur 3 de l'inventaire Pu et AM en 150 ans

Scénarios avec des RMA : réduction d'un facteur 10 de l'inventaire Pu et AM en 150 ans

Scénarios avec des RNR-EFR : réduction d'un facteur 10 de l'inventaire Pu et AM en 270 ans

Scénarios avec des RNR-CAPRA : réduction d'un facteur 10 de l'inventaire Pu et AM en 150 ans

---

## MASSES FISSIONNEES POUR PRODUIRE 1 TWh THERMIQUE ( PAR TYPE DE REACTEUR CRITIQUE))

---

On détaille dans le tableau suivant les variations des masses présentes dans le combustible, lors de son irradiation.

Il ressort de ce tableau qu'une masse importante d'U 238 est transmutée en Pu 239 et que la masse de noyaux lourds fissionnés reste voisine de 45 kg par TWh thermique.

Type de réacteur Type de combustible Support	REP UNE	REP MOX Uranium appauvri	RNR MOX Uranium appauvri	REP cibles Inerte
Tauxmoyen de combustion	50 GWj/t	50 GWj/t	135 GWj/t	25 GWj/t
<b>Isotopes</b>				
U 235	-31,4	-0,8	-0,4	0,0
U 238	<b>-29,5</b>	<b>-25,8</b>	<b>-38,6</b>	<b>0,0</b>
U TOT	-55,8	-26,4	-38,9	0,0
Pu TOT	<b>10,5</b>	<b>-23,3</b>	<b>-7,6</b>	<b>-42,1</b>
A.M. TOT	1,0	5,0	1,5	0,6
TOTAL Pu+A.M.	<b>11,5</b>	<b>-18,3</b>	<b>-6,1</b>	<b>-41,5</b>
TOTAL	<b>-44,3</b>	<b>-44,8</b>	<b>-45,0</b>	<b>-41,5</b>

---

## BILAN INTERMEDIAIRE

---

L'analyse des scénarios indique que la production "parasite" de Pu par l'U du support réduit les capacités incinératrices des réacteurs actuels. De ce fait les délais pour stabiliser puis réduire les inventaires ont pour unité la décennie et les inventaires se compte en centaines de tonnes de Pu et A.M..

La question que l'on doit se poser est donc: quel gain sur les délais et inventaires peut-on espérer avec les systèmes hybrides et à quel prix?

# Pourquoi l'étude de réacteurs hybrides ?

**Performances en matière d'incinération des réacteurs actuels**

**J VERGNES (EDF/DER) / A ZAETTA (CEA/DRN)**

## Contexte

- **Les systèmes hybrides sont étudiés dans le cadre de l'axe 1 de la loi de décembre 1991, relative à la R&D sur la gestion des déchets liés à la production d'énergie nucléaire.**
- **Réduction par séparation - transmutation des produits radioactifs à vie longue devant être stockés**
- **Ce sont des études théoriques de la seule transmutation.  
Ce n'est pas une définition de stratégies industrielles**

## Principes physiques

- **Bombarder les produits par des neutrons:**
  
- **Noyaux lourds (U, Pu, Actinides Mineurs)**
  - Réactions de fission et de capture.
  - Seules les fissions réduisent l'activité à long terme
  
- **Produits de fission**
  - Transmutation par captures

## Nécessité du multi recyclage

- **Toute la matière n'est pas fissionnée au premier recyclage. Ce qui implique un multirecyclage de tous les produits dont on veut gérer la production.**
- **Evolution de la composition des combustibles qui nécessite de simuler des scénarios complets et de surveiller les paramètres liés à la sûreté.**

## **Les trois grands types de scénarios à base de réacteurs électrogènes actuels**

### **■ Deux types de réacteurs**

- **REP : standards ou à modération accrue (RMA)**
- **RNR :**
  - **Auto générateurs EFR avec ses couvertures fertiles**
  - **Incinérateurs EFR sans ses couvertures fertiles**
  - **CAPRA**

### **■ Trois types de scénarios**

- **REP seuls**
- **REP associés à des RNR de type CAPRA**
- **Remplacement de tous les REP par des RNR autogénérateurs**

## **Les trois grands types de scénarios à base de réacteurs électrogènes actuels (suite)**

### **■ Deux niveaux de recyclage**

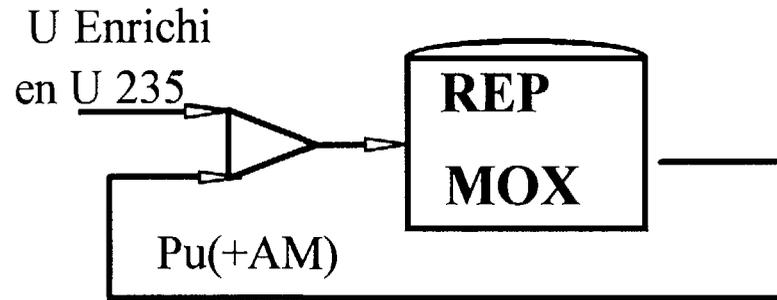
- Pu seul
- Pu et A.M. (Np, Am, Cm) associés en mode homogène

### **■ Paramètres observés (Production de 400 TWh par an soit environ 60 GWe installés)**

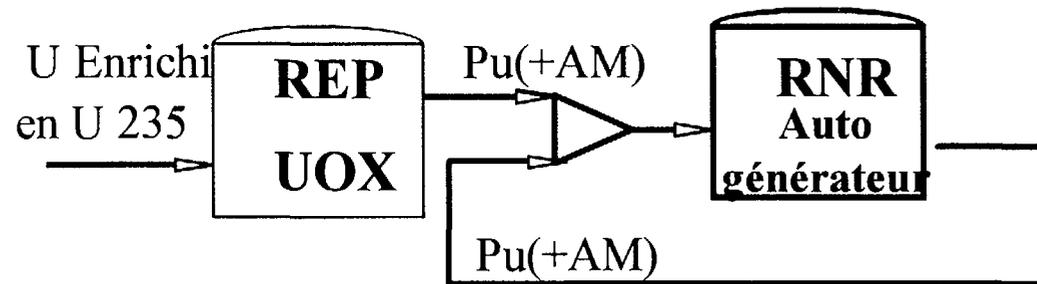
- Puissances des différents types de réacteurs
- Bilans matières en cycle et aux déchets

## Schéma de principe des scénarios simulés

REP seuls

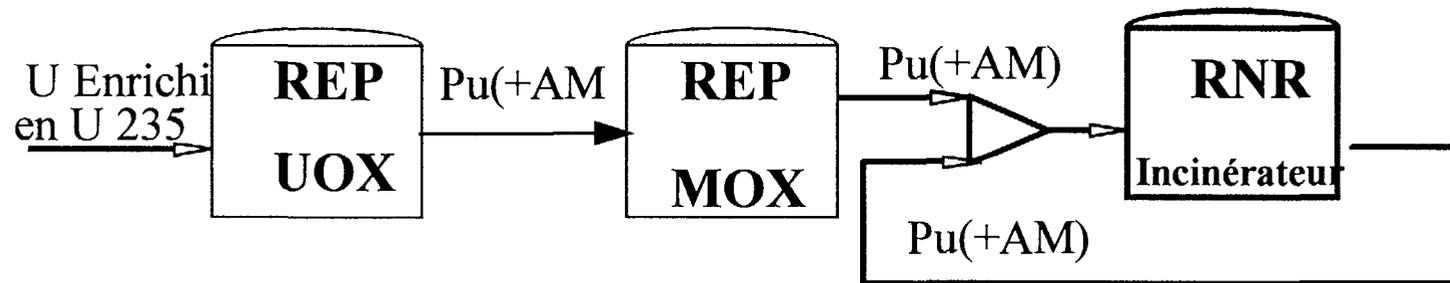


Remplacement des REP par des RNR



## Schéma de principe des scénarios simulés

REP et RNR incinérateurs

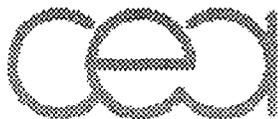
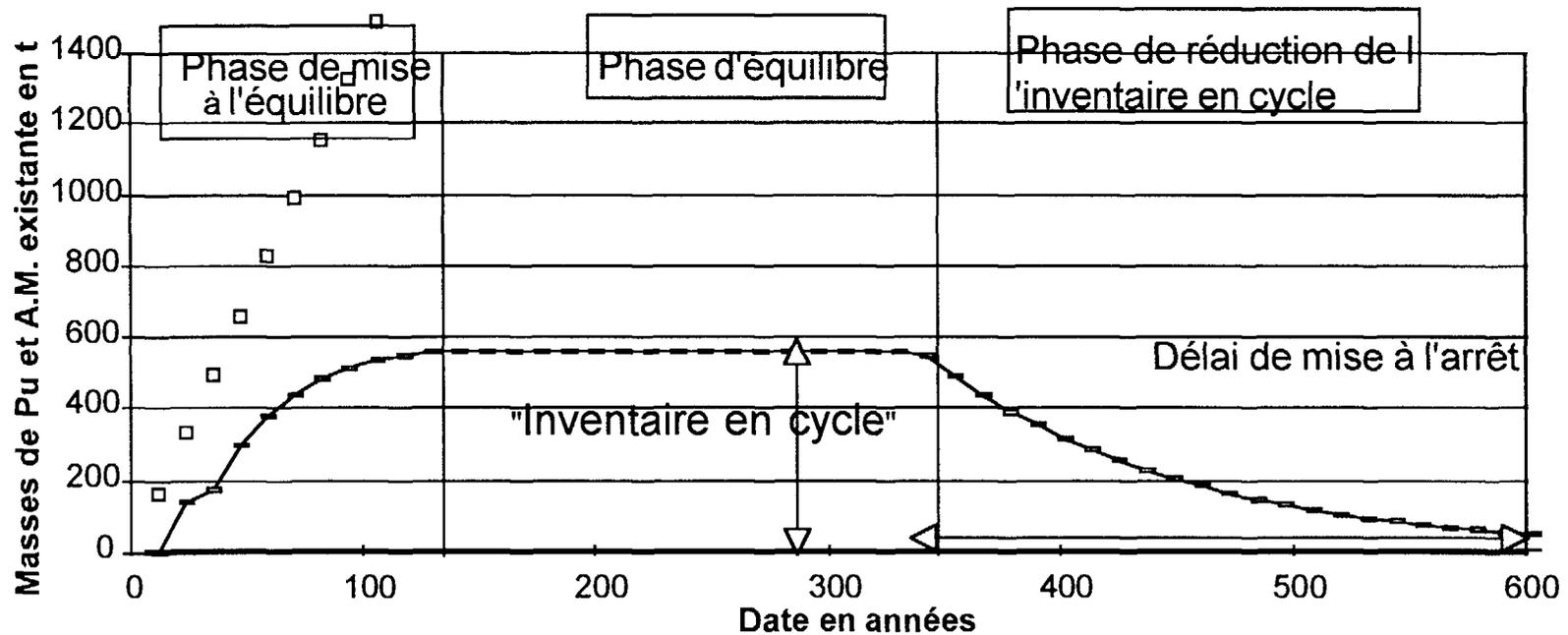


La Physique des réacteurs sous critiques des systèmes hybrides

# Les trois phases d'un scénario de contrôle des matières par multirecyclage

Dynamique d'un scénario d'élimination du Pu et des A.M.

Variables clefs : masse en cycle, puissance des incinérateurs et délai d'arrêt du parc



## Bilans matières des parcs à l'équilibre

### Parcs Electronucléaires à l'équilibre 60 Gwe - 400 TWh

	Recyclage	Inventaires dans le cycle	Teneurs Pu	Déchets annuels
100% REP MOX U enr.	Pu	240 t.	2%	Pu : 0.02 t A.M. : 3.3 t.
	Pu + A.M.	Pu : 330 t. A.M. : 80 t.	2.8%	Pu : 0.03 t A.M. : 0.07 t.
100% RNR EFR Iso.	Pu	740 t.	20%	Pu : 0.06 t. A.M. : 2.7 t.
	Pu + A.M.	Pu : 780 t. A.M. : 40 t.	23%	Pu : 0.06 t. A.M. : 0.03 t.
70% REP(UOX)	Pu	380 t.	10% MOX 53% CAPRA	Pu : 0.03 t. A.M. : 3.0 t.
10% REP(MOX)	Pu + A.M.	Pu : 410 t. A.M. : 90 t.	58% CAPRA	Pu : 0.03 t. A.M. : 0.08 t.
20% RNR(CAPRA)				



La Physique des réacteurs sous critiques des systèmes hybrides

## **Efficacité des phases de réduction de l'inventaire en cycle par décroissance de la puissance installée pour les différents scénarios**

### **■ Recyclage Pu seul**

- REP, RMA, RNR-CAPRA : facteur 10 sur Pu en 150 ans
- RNR-EFR : facteur 10 sur Pu en 270 ans
- Accumulations d'A.M.

### **■ Recyclage Pu et AM**

- REP : facteur 3 sur Pu et AM en 150 ans
- RMA : facteur 10 sur Pu et AM en 150 ans
- RNR-EFR : facteur 10 sur Pu et AM en 270 ans
- RNR-CAPRA : facteur 10 sur Pu et AM en 150 ans

La Physique des réacteurs sous critiques des systèmes hybrides

## Masses fissionnées pour produire 1 TWh th

( par type de réacteur critique))

Type de réacteur Type de combustible Support	REP UNE	REP MOX Uranium appauvri	RNR MOX Uranium appauvri	REP cibles Inerte
Taux moyen de combustion	50 GW j/t	50 GW j/t	135 GW j/t	25 GW j/t
<b>Isotopes</b>				
U 235	-31,4	-0,8	-0,4	0,0
U 238	-29,5	-25,8	-38,6	0,0
U TOT	-55,8	-26,4	-38,9	0,0
Pu TOT	10,5	-23,3	-7,6	-42,1
A.M. TOT	1,0	5,0	1,5	0,6
TOTAL Pu+A.M.	11,5	-18,3	-6,1	-41,5
TOTAL	-44,3	-44,8	-45,0	-41,5

## Masses fissionnées pour produire 1 TWh th

- La masse de noyaux lourds fissionnés reste voisine de 45 kg par TWh thermique
- Une masse importante d'U 238 est transmutée en Pu 239
- La masse de Pu +A.M. fissionnée est très variable

## Bilan intermédiaire

- **Analyse physique**  
La production "parasite" de Pu par l'U du support réduit les capacités incinératrices des réacteurs actuels.
- **Analyse des scénarios**  
On n'a besoin d'une forte capacité d'incinération que dans la dernière phase de réduction de l'inventaire en cycle.
- **Quel gain peut-on espérer avec les systèmes hybrides?**



**SFEN**

**Section "Physique des réacteurs"**

**12 mars 1998**

**- 3 -**

**Pourquoi l'étude des réacteurs hybrides ?**

**Performances théoriques  
des réacteurs hybrides**

**A. Zaetta (CEA/DRN)**

# LA PHYSIQUE DES REACTEURS SOUS CRITIQUES DES SYSTEMES HYBRIDES

## POURQUOI : L'ETUDE DES REACTEURS HYBRIDES ?

### Performances théoriques des réacteurs hybrides

A. ZAETTA (CEA/DRN)

#### 1. INTRODUCTION

Quelles sont les spécificités des hybrides du point de vue de la physique du cœur :

- la sous-criticité présente des avantages vis à vis des accidents de réactivité
- la source externe de neutrons permet de moduler « à volonté » le nombre de neutrons disponibles pour l'incinération/transmutation des déchets

Qu'apportent ces spécificités des systèmes hybrides par rapport aux réacteurs classiques critiques vis à vis :

- de la gestion du Pu
- de l'incinération des Actinides mineurs
- de la transmutation des PF à vie longue

## 2.1 Est-il possible de gérer le Pu en utilisant uniquement les REP ?

Ordre de grandeur des sections efficaces en spectre thermique.

	$\sigma$ capture(barns)	$\sigma$ fission(barns)	$\sigma$ fission/ $\sigma$ capture
<b>Pu 238</b>	29	2	0,07
<b>Pu 239</b>	60	104	1,7
<b>Pu 240</b>	210	0,5	0,002
<b>Pu 241</b>	40	102	2,6
<b>Pu 242</b>	29	0,4	0,01

→ Certains isotopes sont essentiellement capturants → Empoisonnement qui s'accroît avec l'irradiation (ou le multirecyclage) en particulier le Pu 242.

→  $\sigma$  indicateur « figé », intérêt d'évaluer la production (ou la consommation) de neutrons sur l'ensemble des filiations possibles de l'isotope initial et de ses descendants jusqu'à sa disparition complète.

(Dans un flux neutronique donné, on suit le devenir du noyau initial de l'espèce choisie à travers toutes ses filiations possibles sous irradiation, une fission représentant la fin d'une branche de filiations).

- $D^i$ (n/f)			
Pu 238	-0.13	Pu 241	+ 0.70
Pu 239	+0.72	Pu 242	- 1.24
Pu 240	-0.29		

→ Bilan neutronique très tendu → teneur en Pu total augmente très rapidement au cours des multirecyclages

→ Teneur en Pu est limitée pour des raisons de sûreté (coefficients de réactivité, en particulier les coefficients de vide local deviennent positifs).

⇒ Le multirecyclage du Pu en technologie REP est donc possible en limitant la teneur en Pu à une valeur max admissible et en complétant en isotopes fissiles par un support en U enrichi.

Cas extrême → Parc constitué de REP (MOX) isogénérateur

$$\begin{aligned} \text{A l'équilibre} \quad \varepsilon (\text{U5}) &= 3,8 \% \\ \varepsilon (\text{Pu}) &= 2 \% \end{aligned}$$

## 2.2 GESTION DU PU EN RNR

	$\sigma^c$	$\sigma^f$	$\sigma^f/\sigma^c$	$-D^i$
Pu 238	0,67	1,2	1,8	+1,4
Pu 239	0,67	2,0	3,0	+1,5
Pu 240	0,65	0,39	0,6	+1,0
Pu 241	0,53	2,8	5,3	+1,2
Pu 242	0,51	0,26	0,5	+0,4

→ Bilan neutronique très favorable (tous « producteurs » de neutrons)

→ Multirecyclage du Pu possible en spectre rapide :

Parc tout RNR du type isogénérateur
Parc mixte REP UOX + REP MOX + RNR CAPRA
(70 %) (10 %) (20 %)

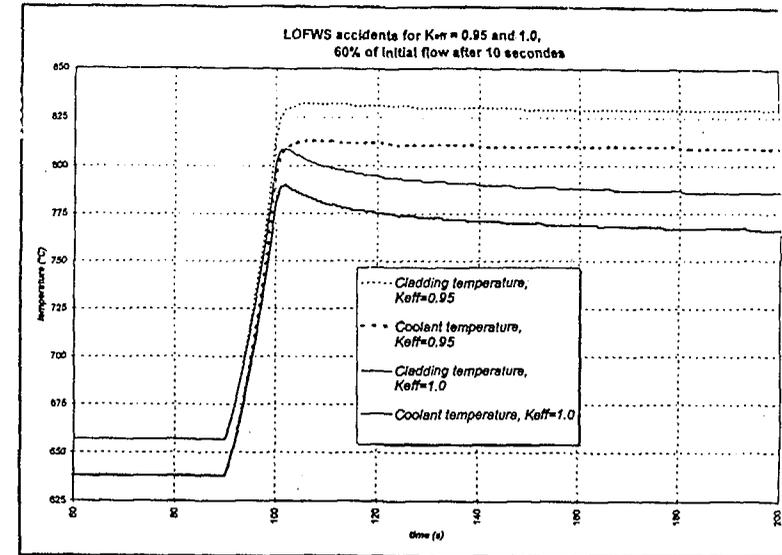
D'où la gestion du Pu (maîtrise des flux de matière en quantité et en qualité) est donc possible en utilisant la technologie des réacteurs classiques du type REP ou RNR.

→ Nécessité du support à U enrichi en REP

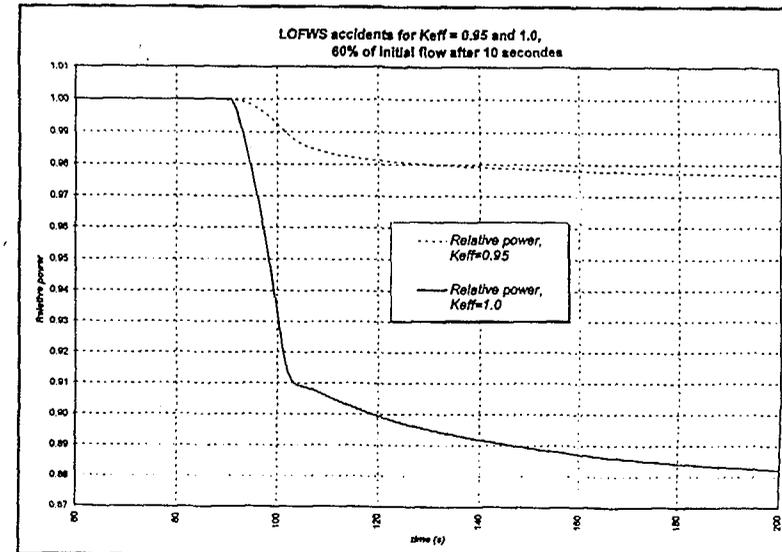
→ Pas d'absolue nécessité des hybrides pour cette fonction

Réunion SFEN, le 12 Mars 1998

LOFWS accident



Temperature evolution during LOFWS accident in PHENIX type reactor with different  $k_{eff}$



Power evolution during LOFWS accident in PHENIX type reactor with different  $k_{eff}$

TOP WS accident

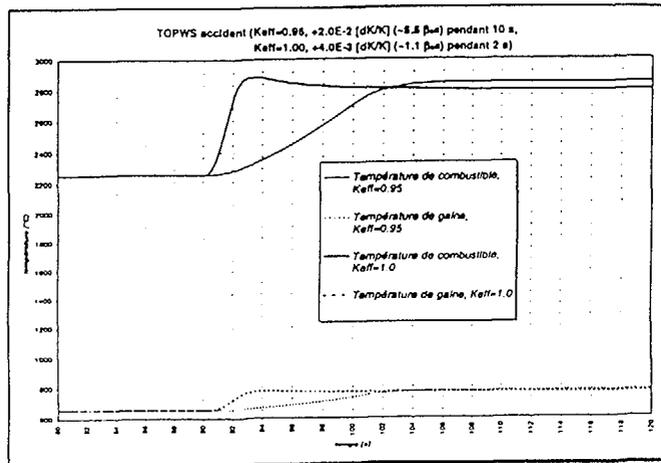


Figure A.IV.1 Les courbes de température dans un accident TOPWS

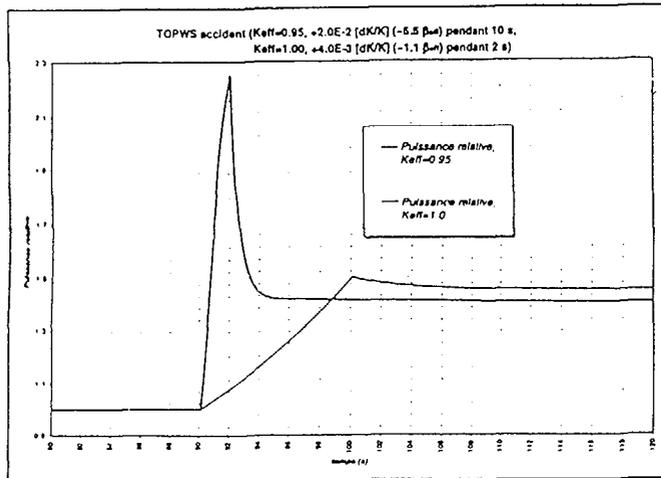
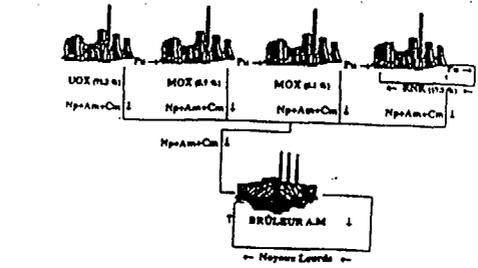
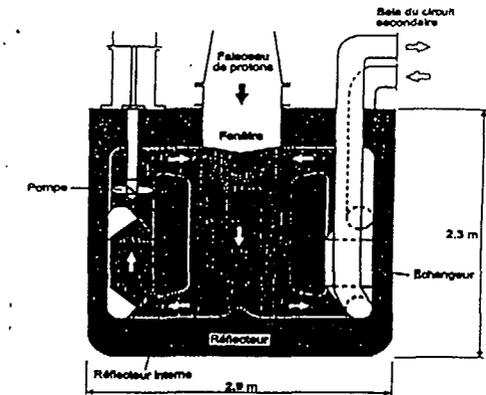


Figure A.IV.2 Les courbes de puissance dans un accident TOPWS



	Brûleur
Puissance totale (MWth)	800
Rendement (hors accélérateur)	0.4
$K_{eff}$	0.95
Accélérateur	25 mA, 1.5 GeV
Rayon externe cœur (cm)	40
Hauteur fissile (cm)	130
Volume du cœur (l)	650
Masse Combustible NL (kg)	3400
Masse Pu en cœur (kg)	980
Flux moyen ( $10^{15}$ n/cm <sup>2</sup> .s)	2.1
Caloporteur	Fluorures
Combustible	Fluorures



CONSOMMATION (Kg / Twhe)	
Np	19
Am	66
Cm	14
Tc <sup>99</sup>	20
I <sup>129</sup>	1
Cs <sup>135</sup>	3

### 3. L'INCINERATION DES ACTINIDES MINEURS

	- D <sup>i</sup> (en REP)	- D <sup>i</sup> (en RNR)
Np 237	- 1,1	+ 0,59
Am 241	- 1,1	+ 0,62
Am 242	- 0,1	+ 1,4
Am 243	- 0,3	+ 0,60
Cm 243	+ 1,9	+ 2,1
Cm 244	+ 0,7	+ 1,4
Cm 245	+ 2,3	+ 2,5
Total A.M (issu d'un REP UOX)	- 0,90	+ 0,64

→ Criticalité théoriquement impossible avec un combustible constitué uniquement d'A.M en REP et par contre possible en RNR.

→ En REP nécessité de diluer les A.M avec le Pu et d'apporter de la matière fissile complémentaire.

Parc tout REP sur support U enrichi

$$\left[ \begin{array}{l} \varepsilon (u 5) = 4,1 \% \\ \varepsilon (Pu) = 2,7 \% \\ \varepsilon (A.M) = 1,0 \% \end{array} \right.$$

→ En RNR : combustible à base uniquement d'A.M possible du point de vue bilan neutronique mais problème de sûreté ( $\beta_{eff} \# 100$  pcm, faible Doppler).

→ intérêt pour gestion avec le Pu

Parc mixte REP (UOX + MOX) + RNR CAPRA  $\left[ \begin{array}{l} \text{Dépend des options de transmutation} \end{array} \right.$   
 (70 %) (30 %)

⇒ Incinération des A.M en REP ou RNR possible mais monopolise et perturbe un grand nombre de réacteurs (30 % au minimum du parc avec des RNR, 100 % du parc avec des REP).

→ système hybride de par la marge en sous-criticité

« accepte » un combustible à très faible  $\beta_{eff}$ .

Si on veut limiter le nombre de réacteurs dédiés à l'incinération : c'est une réponse

Notion de double strate

1<sup>ère</sup> strate : REP (+ RNR) électrogènes gérant le Pu

2<sup>ème</sup> strate : Hybrides gèrent les A.M

Proportion d'hybrides dans le PARC = 6 % en P thermique  
 consommation max de 45 kg (Twhth d'A.M)

## 4. LA TRANSMUTATION DES PFVL

ISOTOPE	PRODUCTION (Kg/Twhe)		D' (n/f)
	Isotope	Elément	
<sup>93</sup> Zr	2,8	14	0,10
<sup>99</sup> Tc	3,2	3,2	0,055
<sup>107</sup> Pd	0,78	4,8	0,03
<sup>129</sup> I	0,66	0,8	0,009
<sup>135</sup> Cs	1,4	14	0,017
<b>TOTAL</b>	<b>8,8</b>	<b>37</b>	<b>0,22</b>

$$\begin{aligned} \text{Tc} + \text{I} + \text{Cs} + \text{Zr} + \text{Pd} &= 0,98 \text{ n/f} \\ \text{Tc} + \text{I} + \text{Cs} + \text{Zr} &= 0,68 \text{ n/f} \\ \text{Tc} + \text{I} + \text{Cs} &= 0,15 \text{ n/f} \end{aligned}$$

En réacteur classique pour « produire » les neutrons supplémentaires nécessaires à la transmutation des seuls Tc + I + Cs, il faut :

- Parc tout REP sur support U enrichi
- $$\begin{aligned} \epsilon(\text{u } 5) &= 15 \% !! \\ \epsilon(\text{Pu}) &= 6 \% \\ \epsilon(\text{A.M}) &= 5 \% \end{aligned}$$

→ Parc mixte REP (UOX + MOX) + RNR (A.M + PFVL)

→ Avec des hybrides  
Scénario double strate

60 %      40 %

[ REP (+ RNR) électrogènes gèrent le Pu  
Hybrides gèrent A.M + PFVL  
(Proportion 10 % de la Puissance Thermique du Parc)

→ Scénario double composante

[ REP (UOX) électrogènes  
Hybrides gèrent Pu + A.M + PFVL  
(Proportion 22 % de la Puissance Thermique du Parc)

## CONCLUSION

Les systèmes Hybrides présentent des avantages significatifs par rapport aux réacteurs classiques critiques de par leur spécificité (marge de sous-criticité, disponibilité en neutrons) :

- Si l'on veut concentrer les flux (et donc les problèmes associés) des A.M et des PFVL dans le nombre le plus limité d'installations (< 10 % de la puissance du PARC) et laisser intact la plus grande partie du parc à vocation électrogène.
- Si l'on veut simplifier la structure du parc (scénario à double composante) et sans la nécessité du recours à la séparation isotopique des PFVL.



**SFEN**

**Section "Physique des réacteurs"**

**12 mars 1998**

**- 4 -**

**Physique de la spallation  
et simulation numérique**

**D. Goutte (CEA/DAM)**

# Physique de la Spallation et simulation numérique

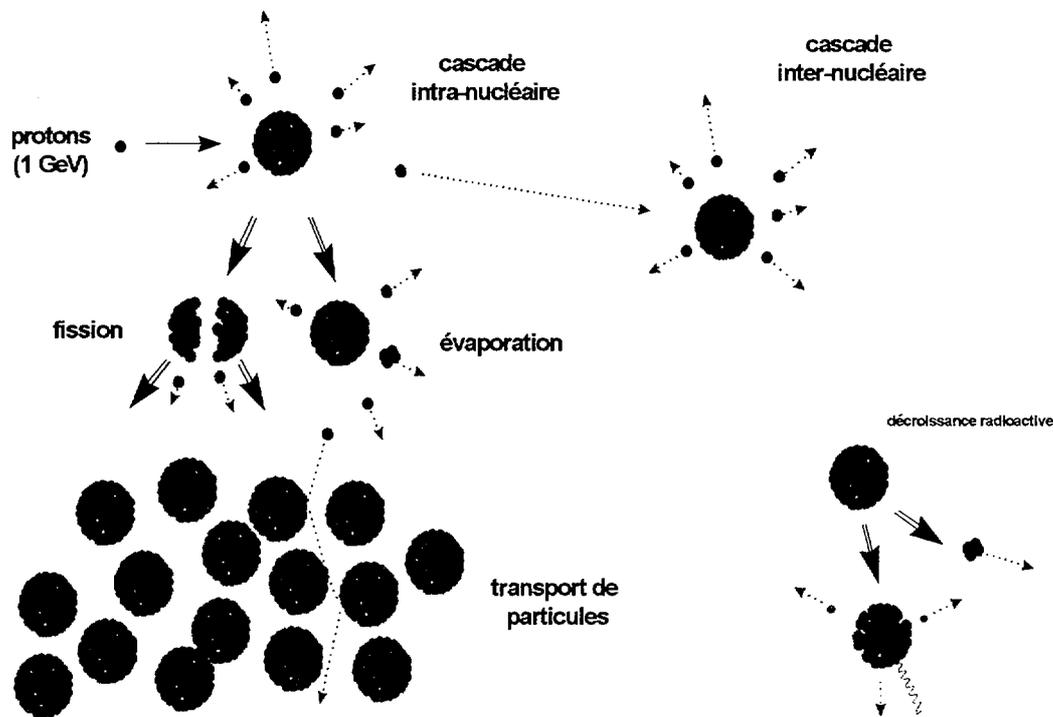
D. Goutte  
Service de Physique Nucléaire  
CEA / Bruyères-le-Châtel

La spallation est une réaction nucléaire mettant en jeu un noyau cible et une particule (le plus souvent un proton) accélérée jusqu'à une énergie de l'ordre de quelques centaines de MeV à quelques GeV. A ces énergies, la particule incidente "voit" les nucléons du noyau et les heurte individuellement, alors qu'à plus basse énergie, elle ne serait sensible qu'au noyau dans son ensemble, et, à plus haute énergie, la particule verrait les constituants des nucléons, les quarks. Au cours des collisions entre le nucléon incident et les nucléons de la cible, certains de ceux-ci sont éjectés, le noyau cible laissé dans un état excité qui se désexcite en émettant des particules (préférentiellement des neutrons) de basse énergie (quelques MeV). Parmi les nucléons éjectés certains ont encore une énergie importante, suffisante pour induire de nouvelles réactions de spallation avec des noyaux voisins. De proche en proche, dans une cible épaisse, cela conduit à une multiplication du nombre de neutrons émis (qui seuls sortent de la cible). Typiquement, un proton de 1 GeV sur une cible de plomb peut produire 25 à 30 neutrons. On comprend donc que si l'on dispose d'accélérateurs de protons de haute intensité, on doit pouvoir produire par spallation des faisceaux intenses de neutrons qui sont susceptibles de concurrencer les neutrons produits dans les réacteurs.

En fait, la spallation est un mécanisme connu depuis longtemps, dès la fin des années 40, lorsque l'on a pu accélérer des protons jusqu'à quelques centaines de MeV. Des applications de la spallation ont très tôt été envisagées mais nécessitaient des intensités de protons inaccessibles à l'époque.

## Processus physiques élémentaires

Nous allons examiner ici les différents processus physiques que l'on rencontre dans le phénomène de spallation proprement dit ainsi que l'ensemble des phénomènes qu'il faut prendre en compte pour traiter complètement le problème d'une particule de haute énergie pénétrant une cible massive. Ces différents mécanismes sont schématisés sur la figure ci-après .



*Ensemble des phénomènes intervenant dans la spallation*

### **La cascade intranucléaire**

Comme on peut le voir sur ce schéma, le mécanisme d'une réaction de spallation peut-être divisé en deux étapes : la première est celle des collisions nucléon-nucléon. L'image qui vient à l'esprit est celle d'une boule de billard subissant une succession de chocs élastiques avec d'autres boules de même nature. C'est ce que l'on nomme la cascade intranucléaire.

Il y a différentes façons de modéliser cette cascade. Par exemple, pour déterminer le moment où l'interaction proton-nucléon doit se produire, deux approches sont couramment utilisées : dans l'une les particules se propagent librement jusqu'à ce que la distance entre deux d'entre elles soit inférieure à une distance minimale prédéfinie. Une approche radicalement différente considère le noyau comme un milieu continu dans lequel les particules ont un certain libre parcours moyen après lequel elles heurtent un nucléon du continuum qui se voit affecter, lui aussi, un libre parcours et ainsi de suite.

La cascade est arrêtée lorsque l'on estime que le noyau a atteint un état d'équilibre thermique. Là aussi, deux catégories d'approches existent aujourd'hui, l'une basée sur le temps - on suppose cet état atteint au bout d'un temps donné - et l'autre sur l'énergie - on décide qu'il n'y a plus de cascade quand tous les nucléons ont une énergie inférieure à une énergie seuil.

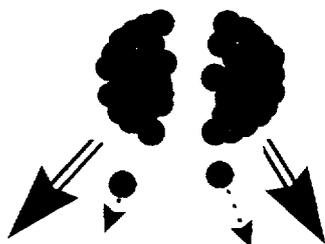
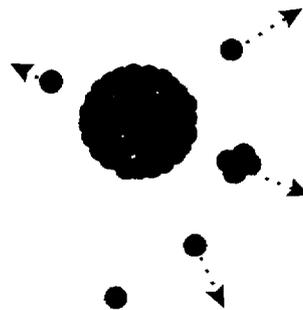
Cette image de cascade intranucléaire n'a bien sur de sens qu'à condition que le noyau cible soit formé de suffisamment de nucléons pour qu'un traitement statistique soit justifié. On estime que le concept est valide pour des noyaux plus lourds que le  $^{12}\text{C}$ . Pour les éléments plus légers, une autre approche est indispensable (un modèle de type Fermi-Break up, par exemple).

### ***L'évaporation de particules légères ou la fission***

Une fois la cascade achevée et le dernier nucléon éjecté, le noyau se retrouve dans un état d'excitation extrême pouvant atteindre plusieurs centaines de MeV. Là, deux voies s'ouvrent à lui : soit il fissionne en deux fragments, soit il évacue cette énergie d'excitation en évaporant des particules légères: neutrons, protons, deutons, helium-3, tritium ou particules alpha.

Cette évaporation se calcule en considérant en fait la réaction inverse (1), la capture de particules légères dont on peut modéliser plus facilement la section efficace.

Dans les approches les plus frustes, cette capture peut être simplement "géométrique". Les noyaux cible et projectile sont alors traités comme des sphères qui s'interpénètrent ou non suivant leur trajectoire. Depuis peu nous savons remplacer cette description primitive par une approche beaucoup plus sophistiquée où la densité de matière des noyaux intervenant dans la réaction est calculée microscopiquement, de manière très rigoureuse.

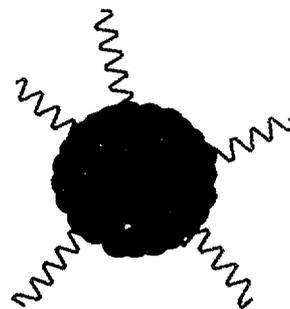


Au lieu d'évaporer des particules, le noyau très excité peut fissionner. Il faut donc être capable d'évaluer les barrières de fissions de ces différents noyaux à des énergies d'excitation considérables. Ces modèles de fission, ainsi que bien sûr la compétition entre fission et évaporation sont un des points sur lequel porte en ce moment même nos efforts. Nous verrons plus loin que ce processus de fission est particulièrement

important pour le calcul des résiduels de spallation pour lesquels nous disposerons d'un jeu de données très contraignantes.

### ***La décroissance gamma***

Le noyau va ainsi émettre des particules jusqu'à ce que son énergie d'excitation soit inférieure à l'énergie de liaison du dernier nucléon. Il va alors évacuer les quelques MeV d'énergie d'excitation (typiquement 8 MeV pour un noyau lourd) restant en émettant une série de rayonnements gamma. A ces énergies d'excitation, les niveaux discrets sont si serrés que l'on parle alors d'un spectre continu d'états. Il faut donc prendre en compte une ou plusieurs transitions gamma entre ces états continus avant d'atteindre le spectre discret où cette décroissance est relativement bien déterminée. La première phase du processus va nécessiter un modèle alors que la description de la seconde impose la connaissance de la spectroscopie précise de tous les noyaux susceptibles d'être formés par les processus précédents.



### ***La décroissance radioactive***

Son niveau fondamental atteint, l'histoire ne se termine pas là puisqu'il est rare d'aboutir ainsi à un noyau stable et l'édifice radioactif produit va se désintégrer plus ou moins rapidement pour aboutir, après un nombre d'étapes variables au noyau fils stable.

Ce dernier phénomène ne pose pas de problème fondamental car il est bien connu encore faut-il disposer des données correspondantes et cela sur un nombre considérable de noyaux (plus de mille).

### **Cas d'une cible réaliste (épaisse)**

Les phénomènes que nous venons de décrire concernent les interactions avec un seul noyau. C'est ce qui se passe effectivement dans une cible très mince. Aussitôt que l'on considère une cible d'une certaine épaisseur - ce qui est bien évidemment le cas pour une application - les choses vont se compliquer considérablement : les nucléons éjectés d'un premier noyau peuvent être très énergétiques. Ils vont alors, à leur tour induire des spallations dans les noyaux voisins, on parle alors de "cascade inter-nucléaire". Si leur énergie est trop faible, ils vont tout de même interagir avec les autres noyaux et perdre de l'énergie jusqu'à sortir de la cible ou s'y arrêter.

Les interactions d'une particule, jusqu'à ce qu'elle s'arrête dans la cible ou en sorte, s'appelle le transport des particules. Les gammas de décroissance doivent également être traités.

### ***L'activation***

Au cours de leur traversée de la cible, les nucléons ou les particules légères ou même les gamma vont activer les noyaux qu'ils rencontreront et qui vont, à leur tour, se désexciter, en général, en émettant des gammas.

Deux autres processus élémentaires vus plus haut devront donc à nouveau être pris en compte : la décroissance gamma et la décroissance radioactive.

### **Systemes de codes de simulation et bibliothèques de données**

Dans l'ensemble des codes de simulation qui se proposent de reproduire les phénomènes que nous venons de décrire, le "moteur" numérique qui permet d'évoluer d'une interaction à la suivante est un tirage aléatoire - codes dits de "Monte Carlo" - des différentes grandeurs caractérisant le système comme la vitesse et la position des particules considérées.

Quand il s'agit de calculer effectivement un phénomène particulier, deux philosophies différentes sont mise en oeuvre suivant l'énergie des particules considérées : à grande énergie (plus de 20 MeV) chaque interaction est calculée explicitement par un modèle de réaction alors qu'à basse énergie, on va lire dans une table la valeur de la section efficace correspondant aux

conditions cinématiques choisies. Pour cette dernière technique il faut disposer d'une bibliothèque complète de sections efficaces pour chaque type de réactions possibles. Cette méthode est particulièrement bien adaptée au cas de la propagation de neutrons à très basse énergie, dans la région dite des résonances, là où les modèles auraient de très grosses difficultés à traiter les phénomènes très complexes que l'on rencontre.

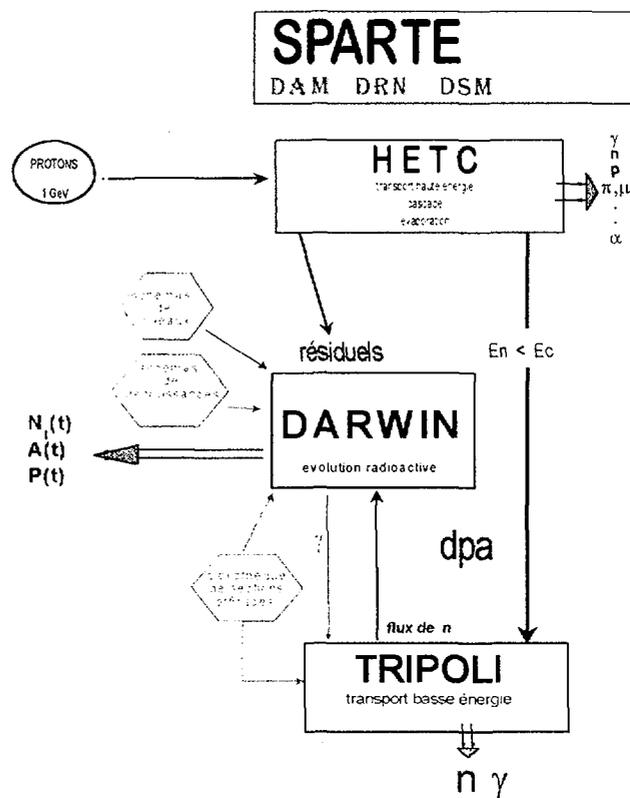
A l'inverse, il n'existe que très peu de données complètes à haute énergie et dans ces domaines seuls les modèles peuvent permettre une bonne simulation.

En ce qui concerne les codes, un certain nombre de programmes de spallation ont été développés de par le monde : FLUKA au CERN et à l'INFN de Milan, HETC aux Etats Unis qui a donné naissance au LAHET américain et à une version française intégrée dans le système TIERCE de la DAM, etc...

Récemment, le CEA a décidé de regrouper les différents efforts développés à la DAM, la DRN et la DSM en un système de codes de spallation commun : SPARTE (SPAllation Ralentissement Transport Evolution) dont la première version est opérationnelle depuis la fin 1997.

Le schéma ci-contre présente l'enchaînement des codes et bibliothèques utilisés dans ce système.

Pour ce qui est des codes (rectangles bleus) la partie " haute énergie ", est traitée par la version du programme HETC - DAM dans laquelle la cascade intra-nucléaire est remplacée par un nouveau programme développé par la DSM. Cet ensemble simule la spallation elle-même, l'évaporation, la fission et le transport des particules chargées et neutres jusqu'à une énergie de coupure  $E_c$  qui est fixée à 20 MeV aujourd'hui est trop basse et le raccordement entre les deux



types de calcul se fait mal. La raison en est que les modèles utilisés pour la partie haute énergie ont un domaine d'application (quelques GeV à 20 MeV) vraiment trop important. La décision a été prise aujourd'hui de mettre cette frontière vers 200 MeV pour faire travailler ces modèles dans leur domaine de validité. Il faudra donc pour cela disposer d'une bibliothèque de sections efficaces pour l'ensemble des réactions qui nous intéressent entre 20 et 200 MeV. La constitution de cette bibliothèque représente un programme important de mesures et d'évaluations.

En dessous de cette valeur  $E_c$ , c'est le code TRIPOLI - 4, développé à la DRN qui transporte les particules.

Enfin, le code DARWIN, également développé à la DRN, traite la désexcitation des noyaux résiduels de spallation, leur décroissance et l'activation par les neutrons des noyaux de la cible.

Entourées d'hexagones violets sont figurées les trois principales bibliothèques nécessaires à ces différents codes.

En jaune enfin sont figurés les quantités calculées : les nombres de particules légères et de noyaux résiduels produits par la cible, les activités et les puissances résiduelles et les DPA (Déplacements Par Atome) indispensable à l'estimation des endommagements de matériaux.

Ce système de code sera couplé à des codes de neutronique de cœur (CRONOS, ERANOS, ...).

## **Conclusions**

Nous avons vu que pour simuler, dans une cible épaisse, la spallation et le transport des particules neutres et chargées il faut, à la fois, disposer de modèles pour l'ensemble des phénomènes qui interviennent dans les différents régimes d'énergie rencontrés et d'un certain nombre de bibliothèques de données nucléaires et cela pour un très grand nombre de noyaux dont la plupart ne sont pas stables et donc pas ou peu étudiés expérimentalement. L'évaluation de ces bibliothèques nécessite, elle aussi, la mise en oeuvre de modèles de réaction (Modèle Optique, Modèle Statistique) que nous n'avons pas évoqués ici mais qui mériteraient une présentation à eux seuls.

Les codes de simulation numérique sont aujourd'hui capables de reproduire de manière assez satisfaisante les propriétés générales des phénomènes rencontrés et l'exposé suivant montrera les succès mais également les limitations actuelles de ces codes. Le travail qui reste à accomplir est bien défini et il ne fait pas de doute que, dans un délai de quelques années, nous saurons simuler l'ensemble du phénomène de la spallation avec toute la précision nécessaire aux applications.

# Physique de la SPALLATION ...

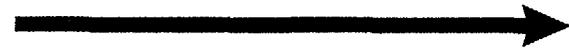
## ... et CODES associés

---

**SFEN 12 mars 1998**

Dominique GOUTTE  
Service de Physique Nucléaire  
CEA / Bruyères-le-Châtel

# La SPALLATION ...



protons  
(1 GeV)

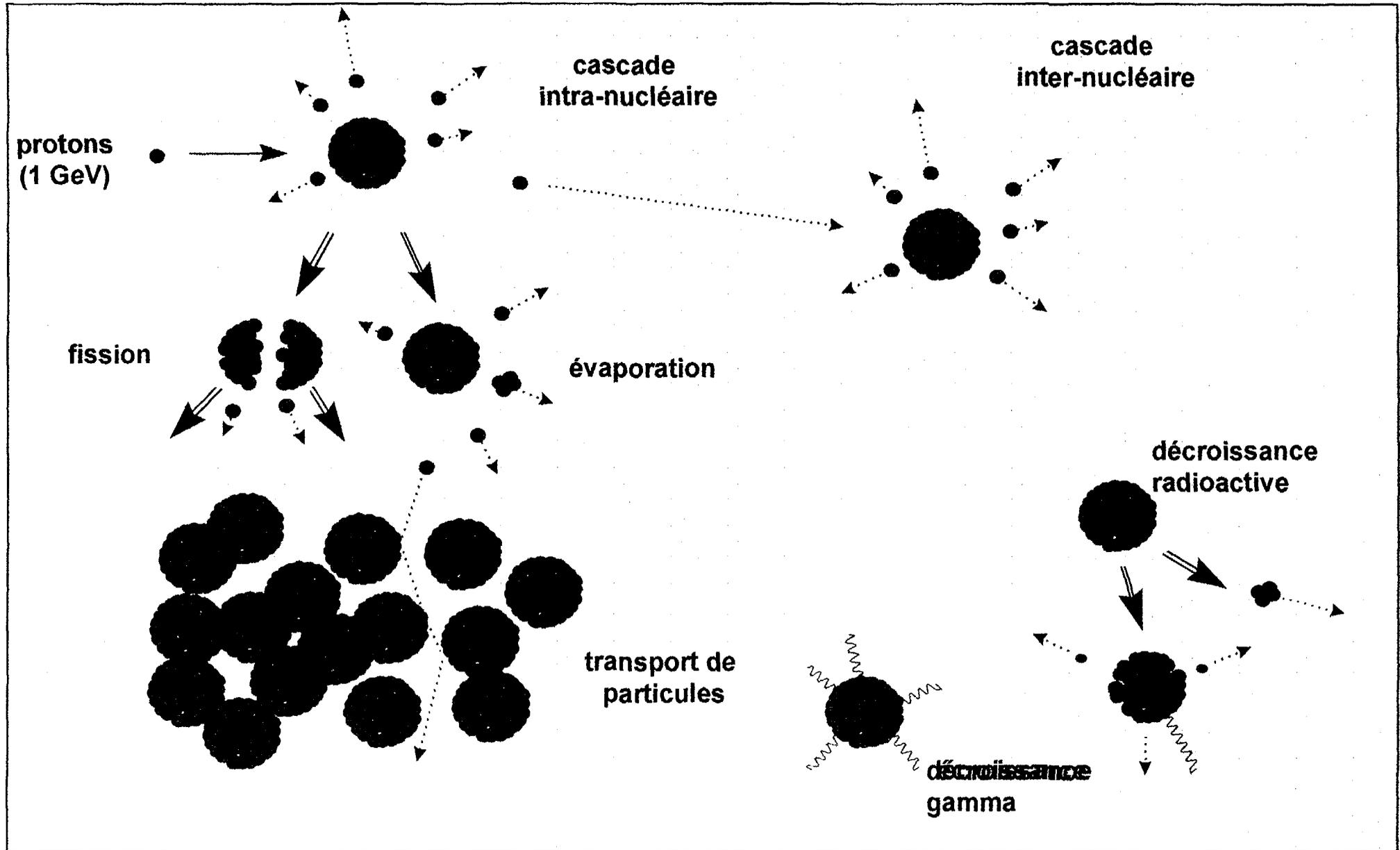


neutrons  
thermiques

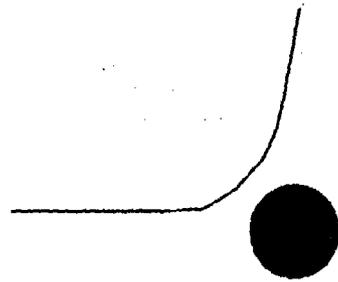
# Le problème .....



# La SPALLATION .....



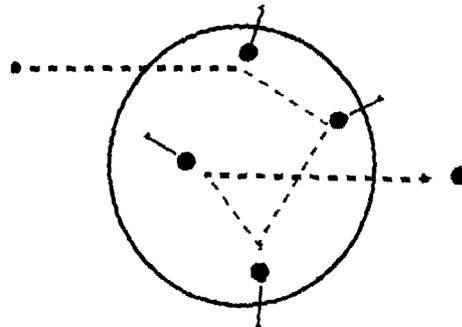
# Cascade intra-nucléaire



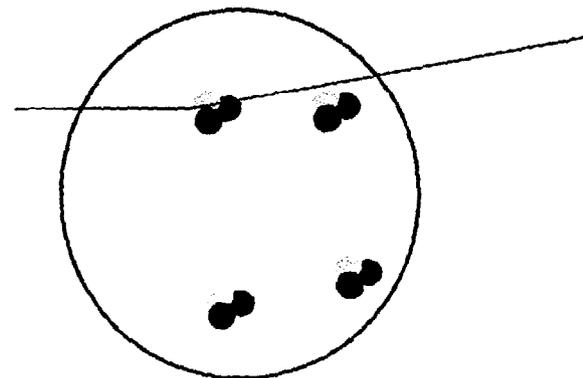
1 MeV



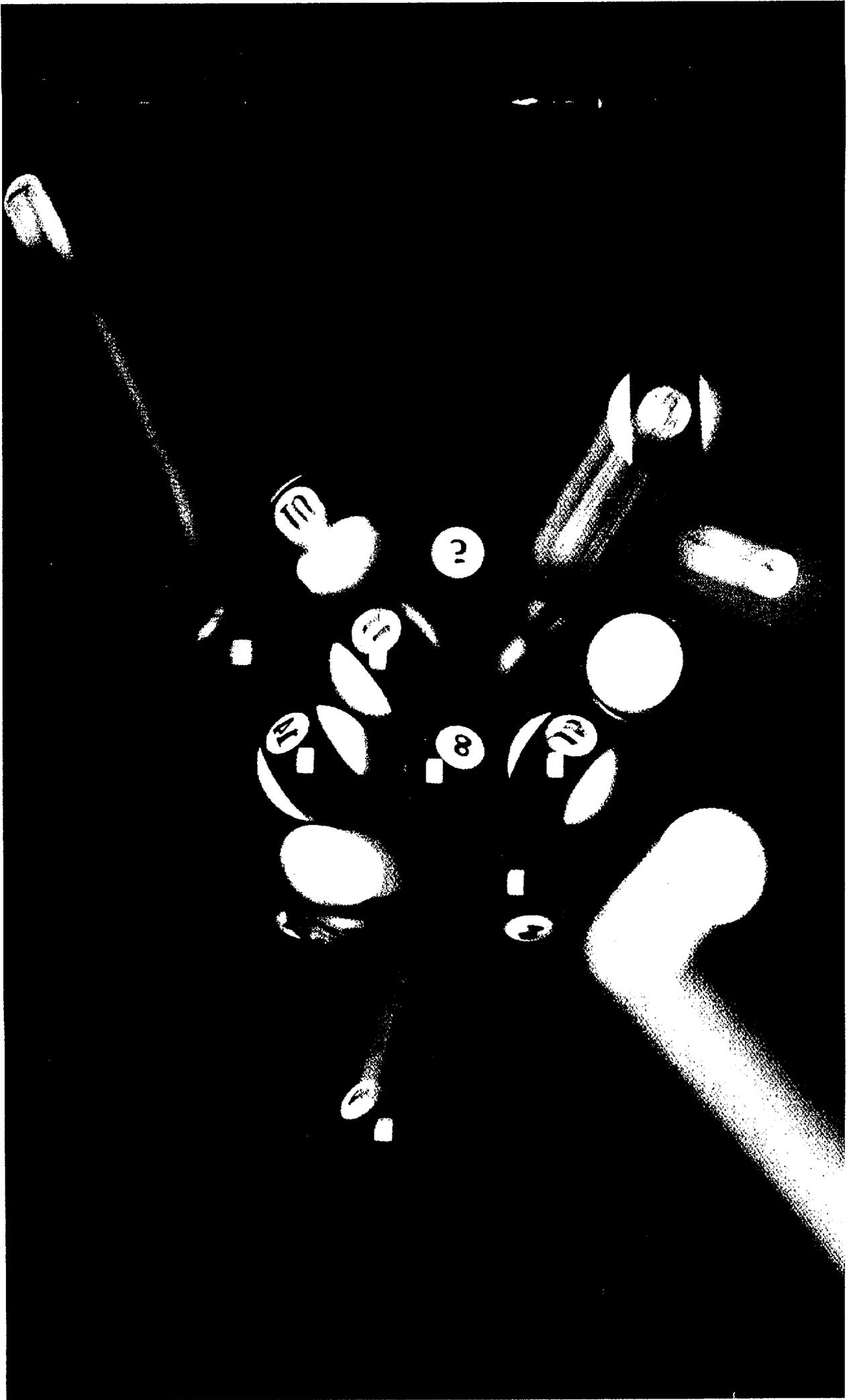
100 MeV



1 GeV



100 GeV



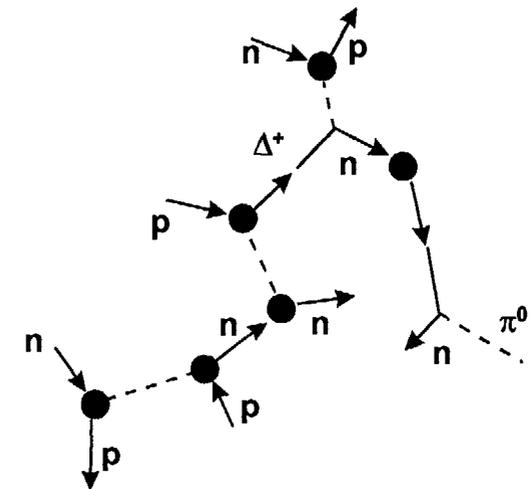


## Le noyau :

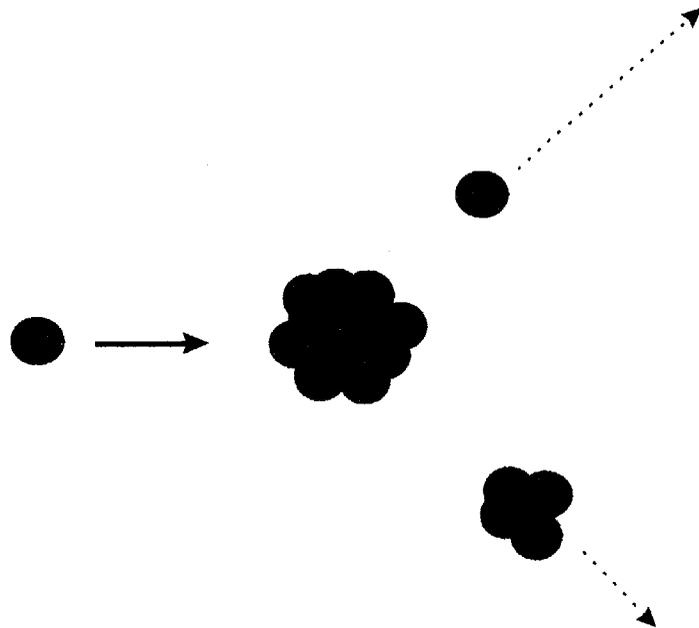
- α gaz de Fermi à température nulle
- α noyau à bords francs  $R=1.12 A^{1/3}$

## La Cascade :

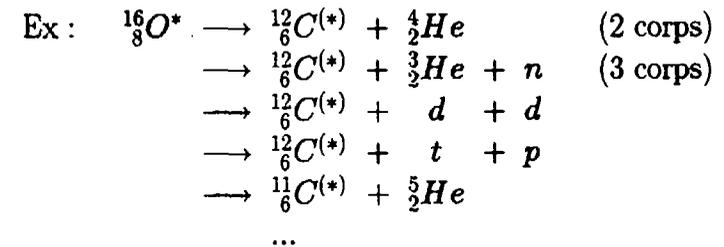
- α succession de chocs entre nucléons indépendants
- α critère de collision : distance d'approche
- α suivi dans l'espace et dans le temps de l'ensemble des nucléons (corrélations, évolution de la densité)
- α critère d'arrêt : temps ( $t=30 \text{ fm}/c$ )



# Le FERMI-Breakup



'Breakup' des noyaux légers (masse  $A \leq 21$ )

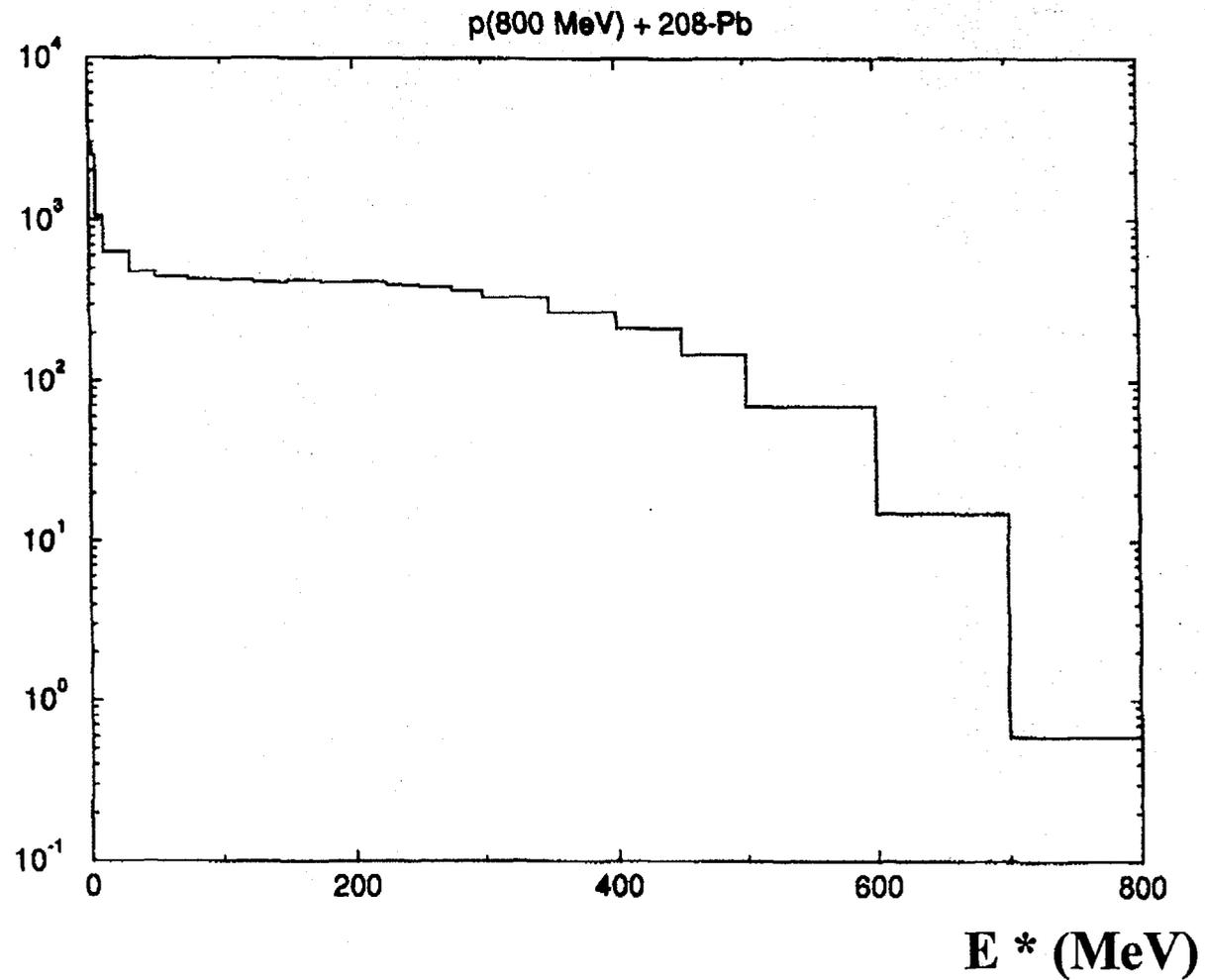


Poids statistique d'une voie de sortie (formule de Fermi (1950), Lepore et Stuart (1954)) :

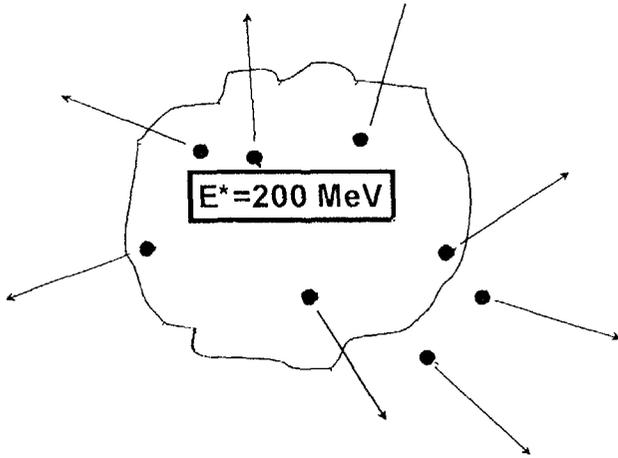
$$\begin{aligned}
 W_k &= \frac{\left(\frac{V}{h^3}\right)^{m-1} \left(\prod_{j=1}^m M_j\right)^{3/2} \prod_{j=1}^m (2I_j + 1)}{(2\pi)^{\frac{3(m-1)}{2}} \left(\sum_{j=1}^m M_j\right)^{3/2} \prod_{s=1}^g m_s! \Gamma\left(\frac{3(m-1)}{2}\right)} \cdot T^{\frac{3m-5}{2}} \\
 &= W'_k \cdot T^{\frac{3m-5}{2}}
 \end{aligned}$$

- $m$  : nombre de corps en voie de sortie ;
- $V$  : volume d'interaction (volume nucléaire du noyau initial) ;
- $M_j, I_j$  : masses et spins des corps finals ;
- $T = -Q + (E_{ini}^{exc} - E_{fin}^{exc})$  : énergie cinétique disponible ;
- $W'_k$  : terme indépendant de l'énergie.

# Energie d'excitation du noyau après la cascade

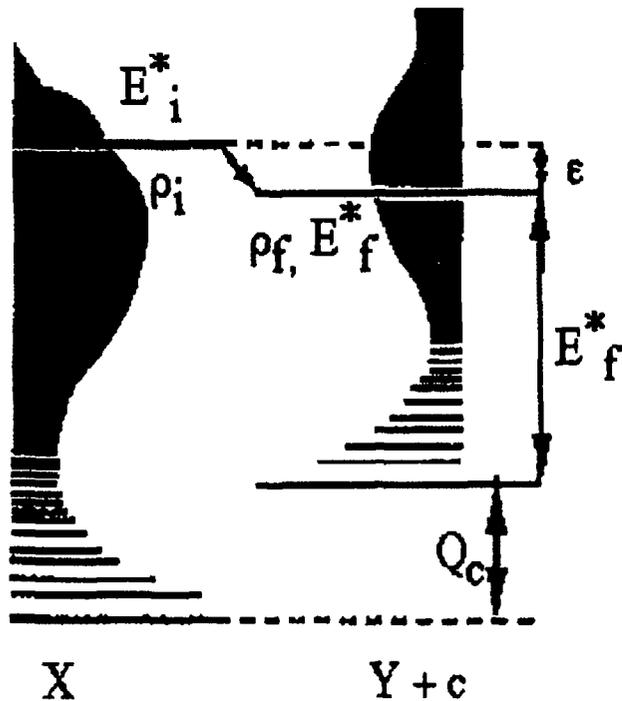


# Evaporation



**émission de six particules : n, p, d, t,  $^3\text{He}$ ,  $\alpha$**

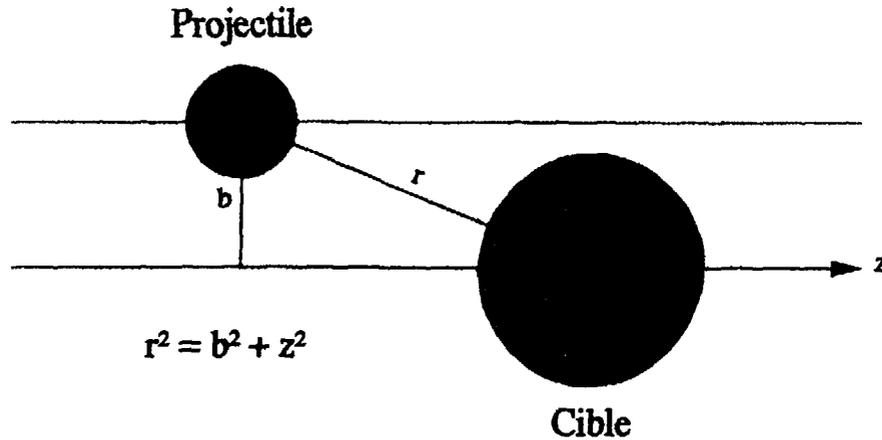
grande énergie d'excitation =>



approche statistique (Weisskopf)  
les voies de désexcitation sont décorrélées  
principe de renversement du temps :  $\rho_1 P_1 = \rho_2 P_2$

$$P_c(E)dE \propto \frac{\rho_f(E_f^*)}{\rho_i(E_i^*)} \sigma_{\text{capture}}(E)dE$$

# Section efficace de réaction



$$\sigma_R(E) = 2\pi \int_0^\infty [1 - T(b, E)] b db$$

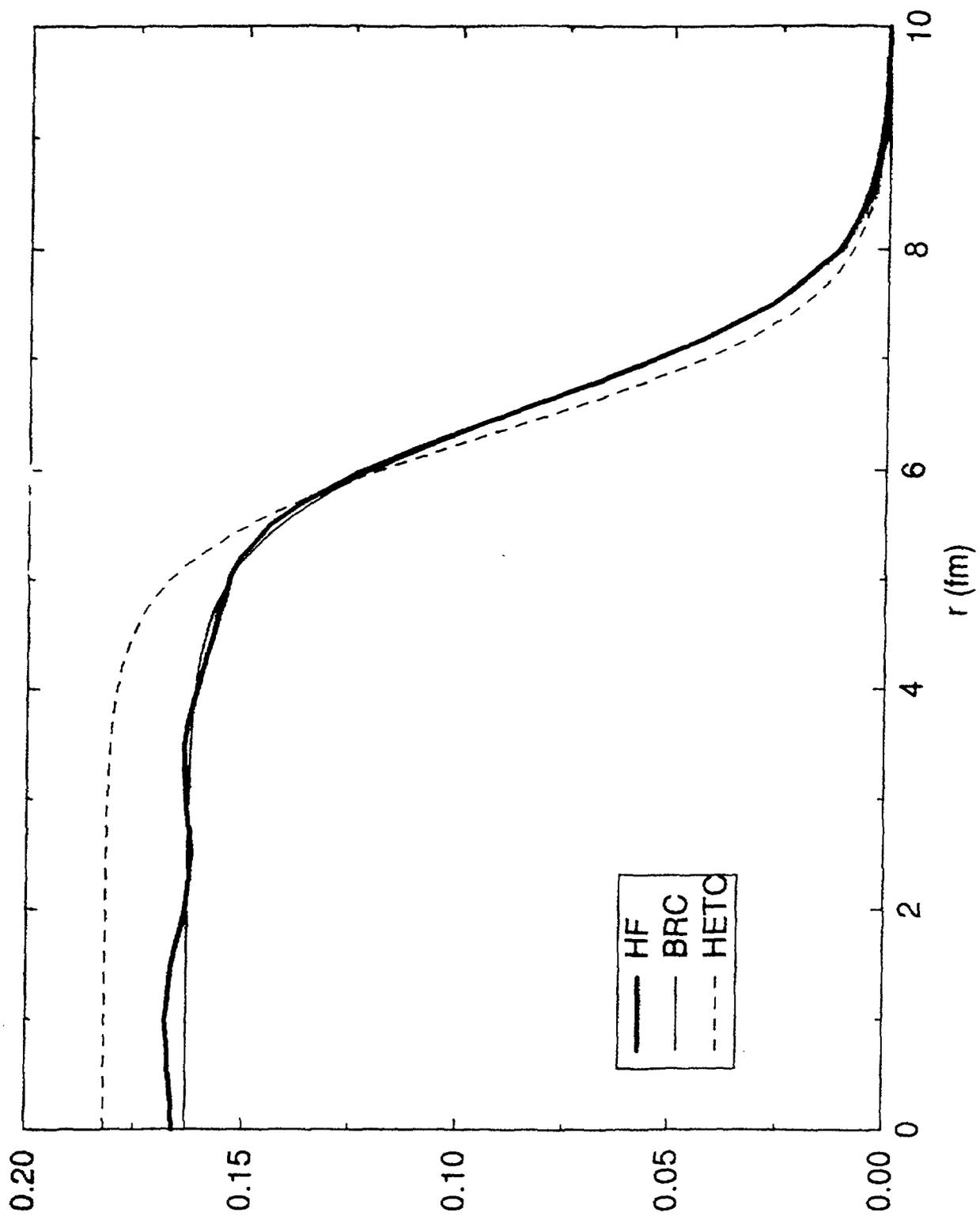
$$T(b, E) = \exp \left[ -\sigma_T^{NN}(E) \int_{-\infty}^{+\infty} dz \right.$$

$$\left. \left( 2\pi \int_{-\infty}^{+\infty} d\eta \int_0^\infty \rho_p(b, z, \eta, r) \rho_c(b, z, \eta, r) r dr \right) \right]$$

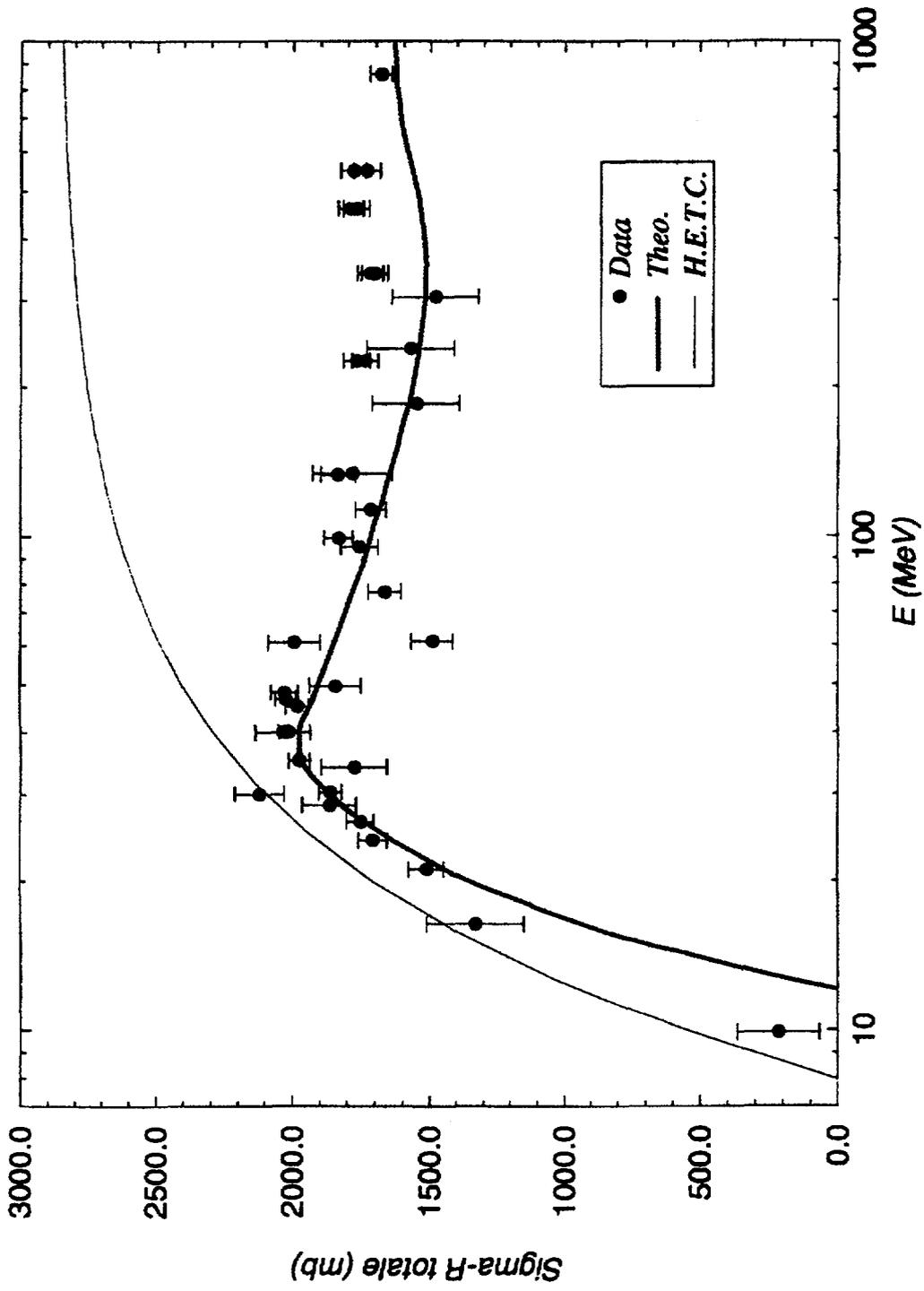


$$\sigma_T^{NN}(E) = \frac{1}{A_p A_c} [(Z_p Z_c + N_p N_c) \sigma_T^{pp}(E) + (Z_p N_c + N_p Z_c) \sigma_T^{pn}(E)]$$

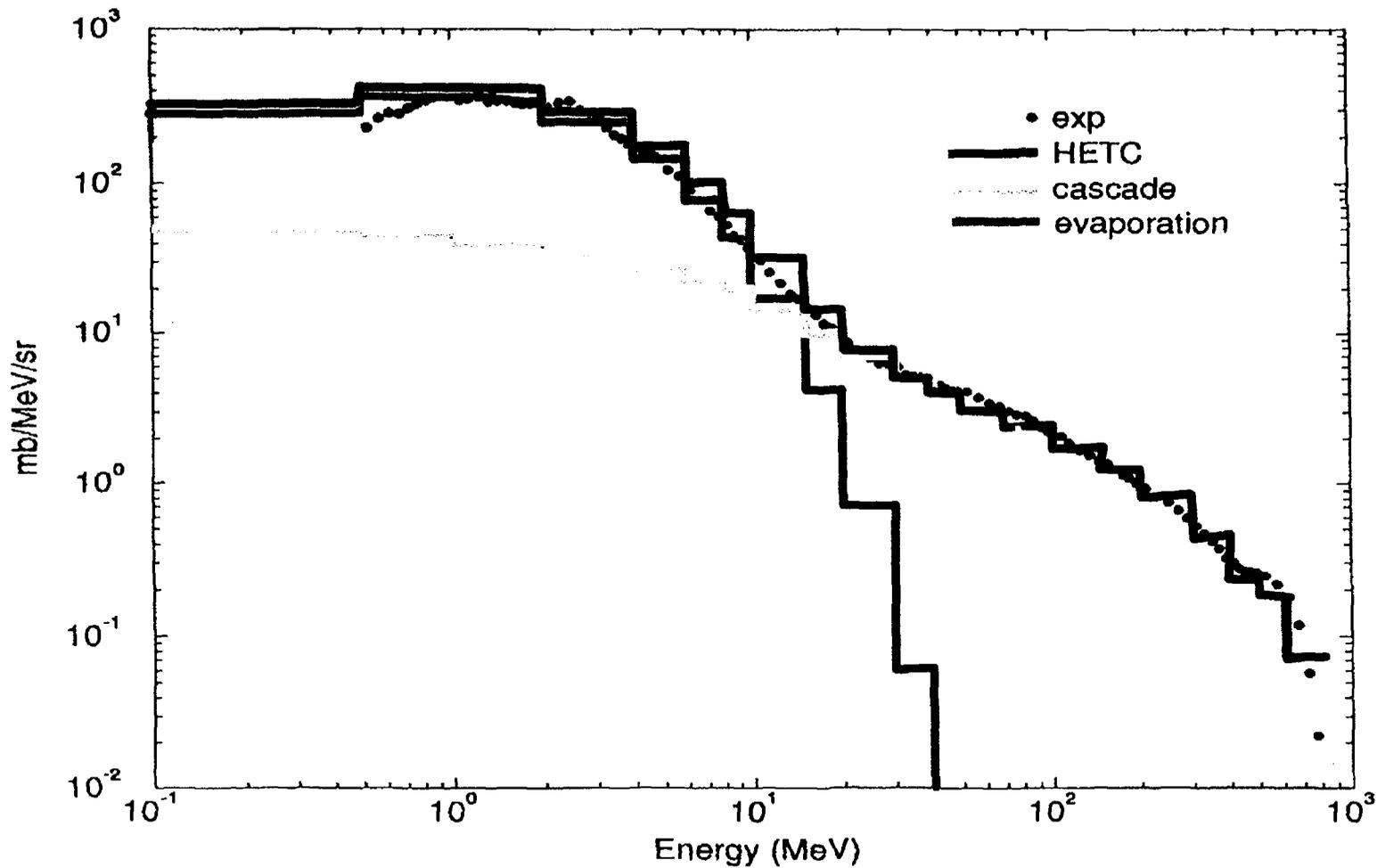
# $\rho(r)$ 208-Pb



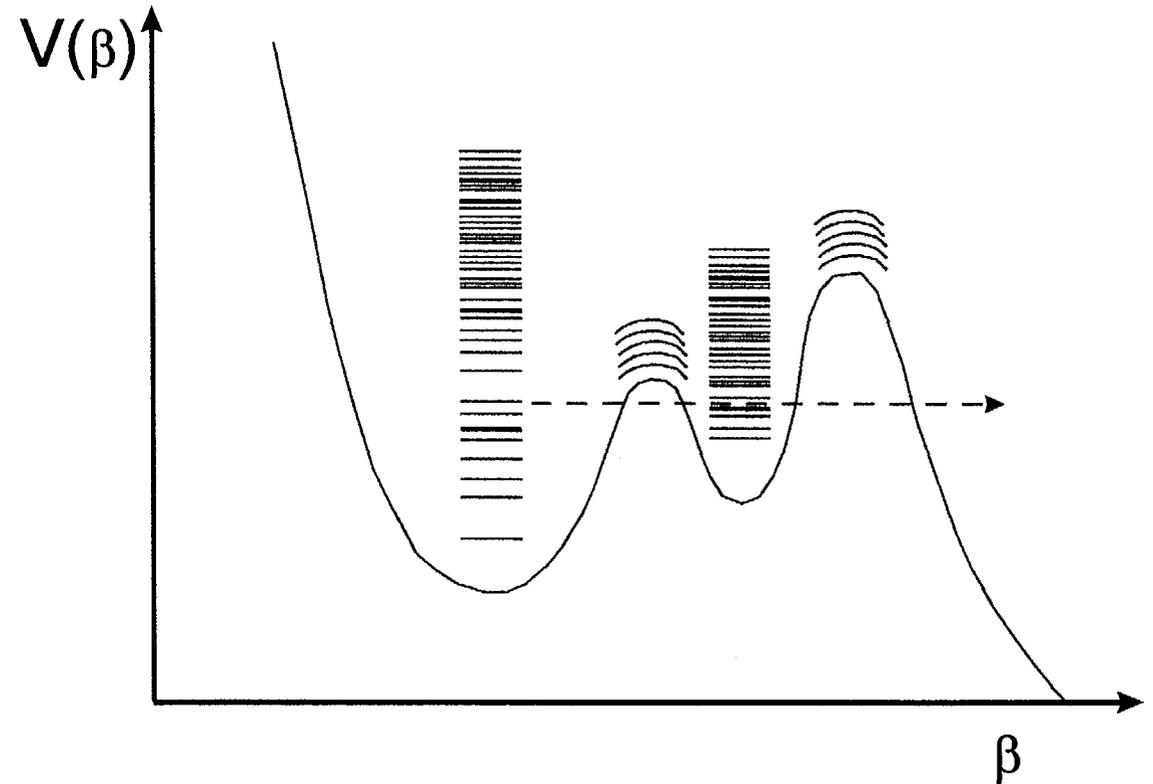
# Section efficace totale de la réaction (p + <sup>208</sup>Pb)



# Pb (p,xn) 800 MeV 30°

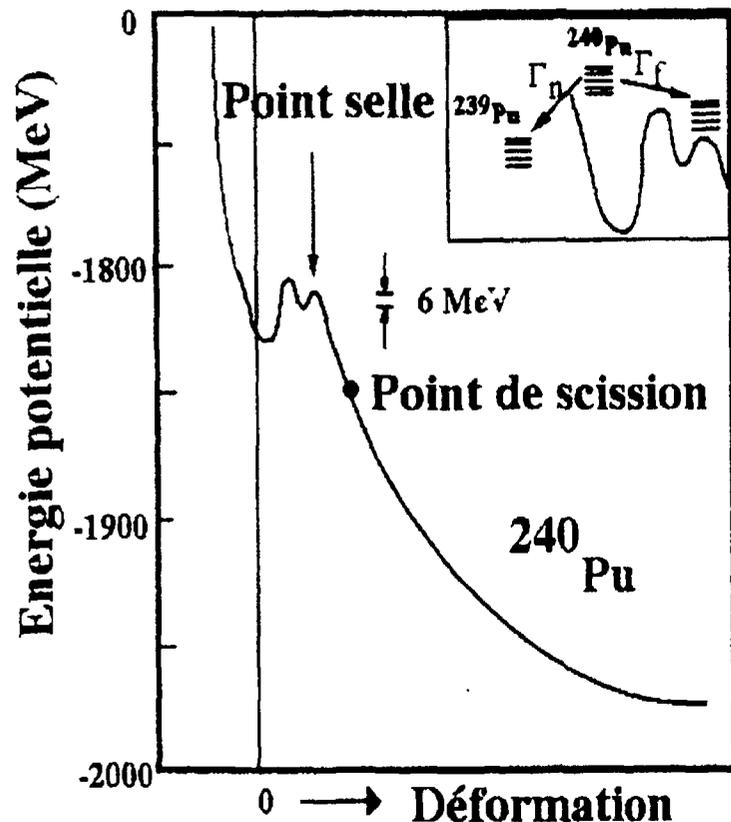


**Il faut connaître :**



- les barrières de fission
- les coefficients de transmission
- les densités de niveau dans le 1<sup>er</sup> puits
- les densités de niveau dans le 2<sup>ème</sup> puits
- les densités de niveau au sommet des barrières

## Fission : code d' ATCHINSON



↳ si  $E^* > B_f$ , probabilité de fissionner :  $\frac{\Gamma_f}{\Gamma_f + \Gamma_n}$

↳  $Z > 88$ , formule empirique :

$$\log\left(\frac{\Gamma_n}{\Gamma_f}\right) = \Phi(Z) (A - \Psi(Z))$$

↳  $Z < 89$ ,  $\Gamma_f$  est calculé par la méthode de l'état de transition (Bohr et Wheeler).

$\Gamma_f \propto$  nombre d'états disponibles au point selle :

$$\Gamma_f = \frac{1}{2\pi\rho_{\text{bord}}(E^*)} \int_0^{E^* - B_f} \rho_s(E) dE$$

# TRANSPORT

calcul «au vol»

**20 MeV**

sections efficaces tabulées

**RALENTISSEMENT** : perte d'énergie par ionisation des atomes

**INTERACTIONS NUCLEAIRES** :

probabilité d'interaction  $\longrightarrow$  loi de Poisson  $P(k) = \frac{N^k e^{-N}}{k!}$

N= nombre moyen d'interactions sur

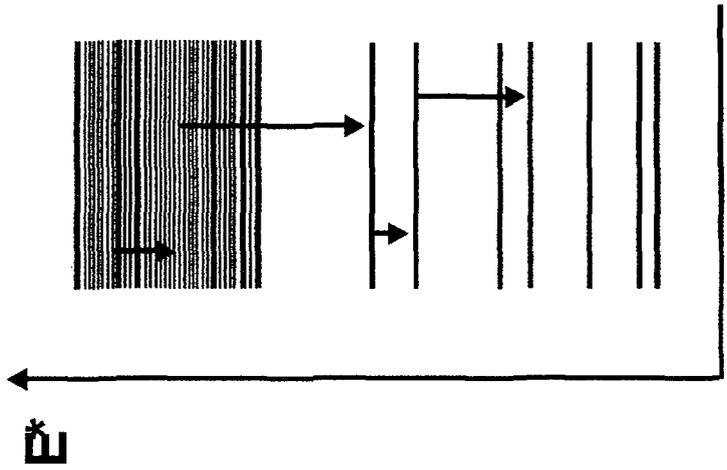
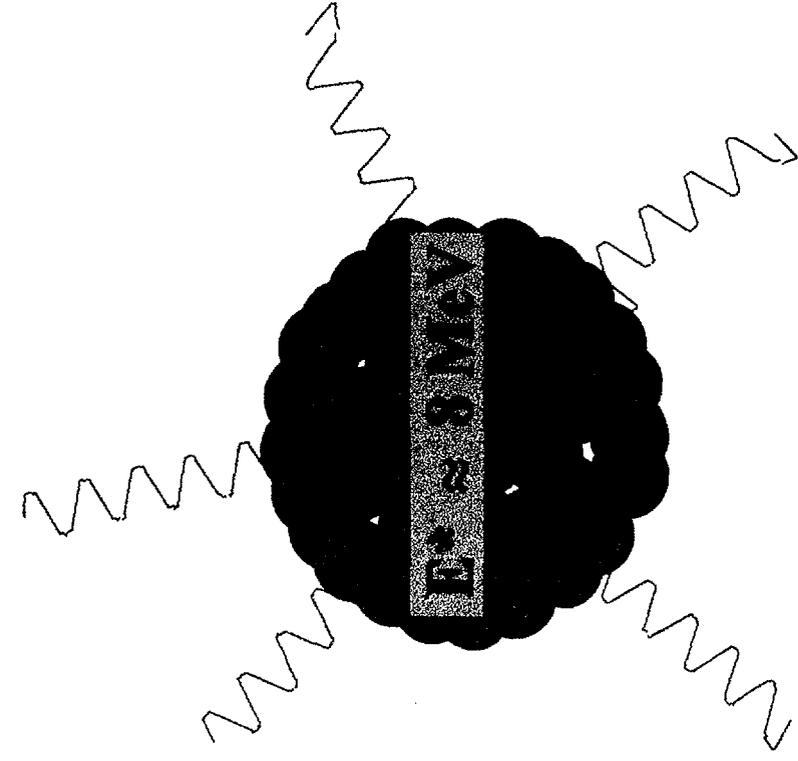
une distance L :  $N = X \sigma L$

x = nb. de noyaux par unité de surface

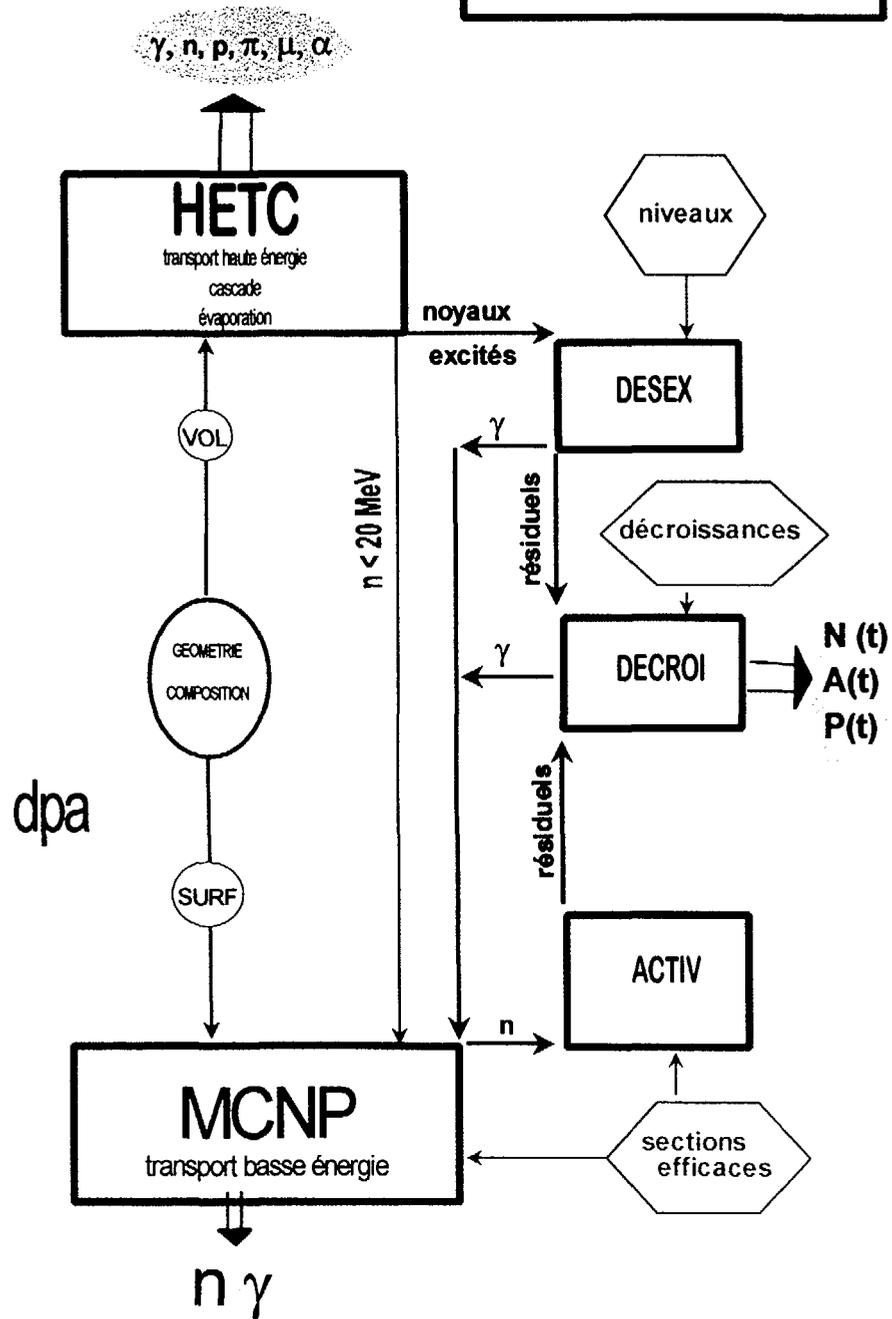
$\sigma$  = section efficace géométrique pour

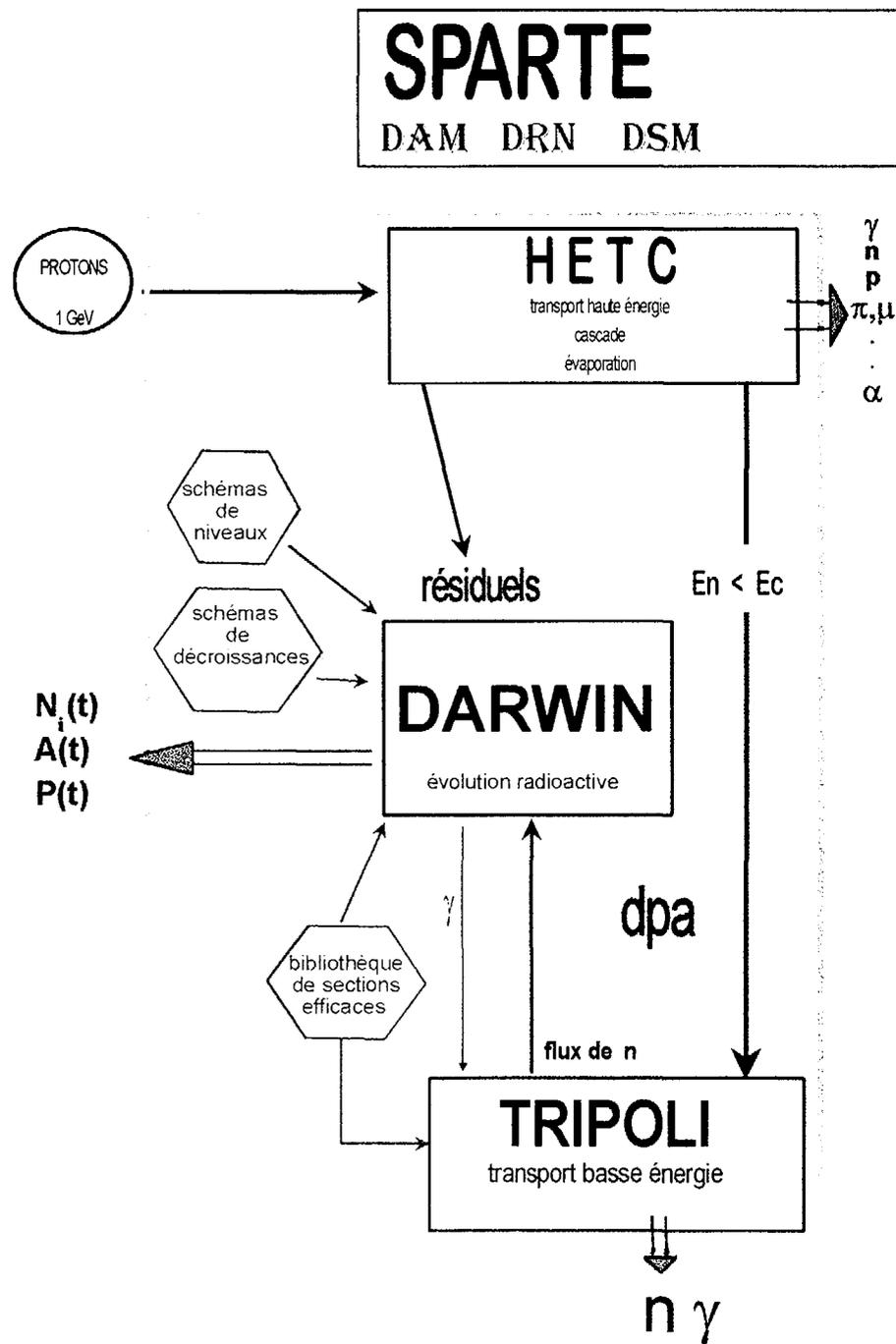
un noyau A ( $\sigma = \pi R^2$ )

# Décroissance $\gamma$



# TIERCE





## PLANNING

$V_0$ : HETC + TRIPOLI	fin 97
$V_1$ : HETC + TRIPOLI + PEPIN2	fin 98
$V_2$ : ... + Bib. 150 MeV	fin 99
$V_3$ : ... + transp. de part. chargées	fin 00

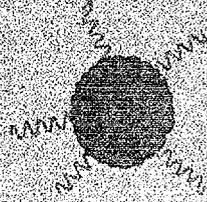
# Les Bibliothèques

## ACTIVATION



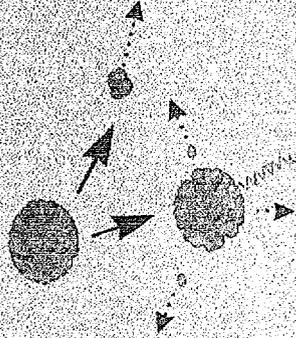
**Bib. MCNP**

## DECROISSANCE GAMMA



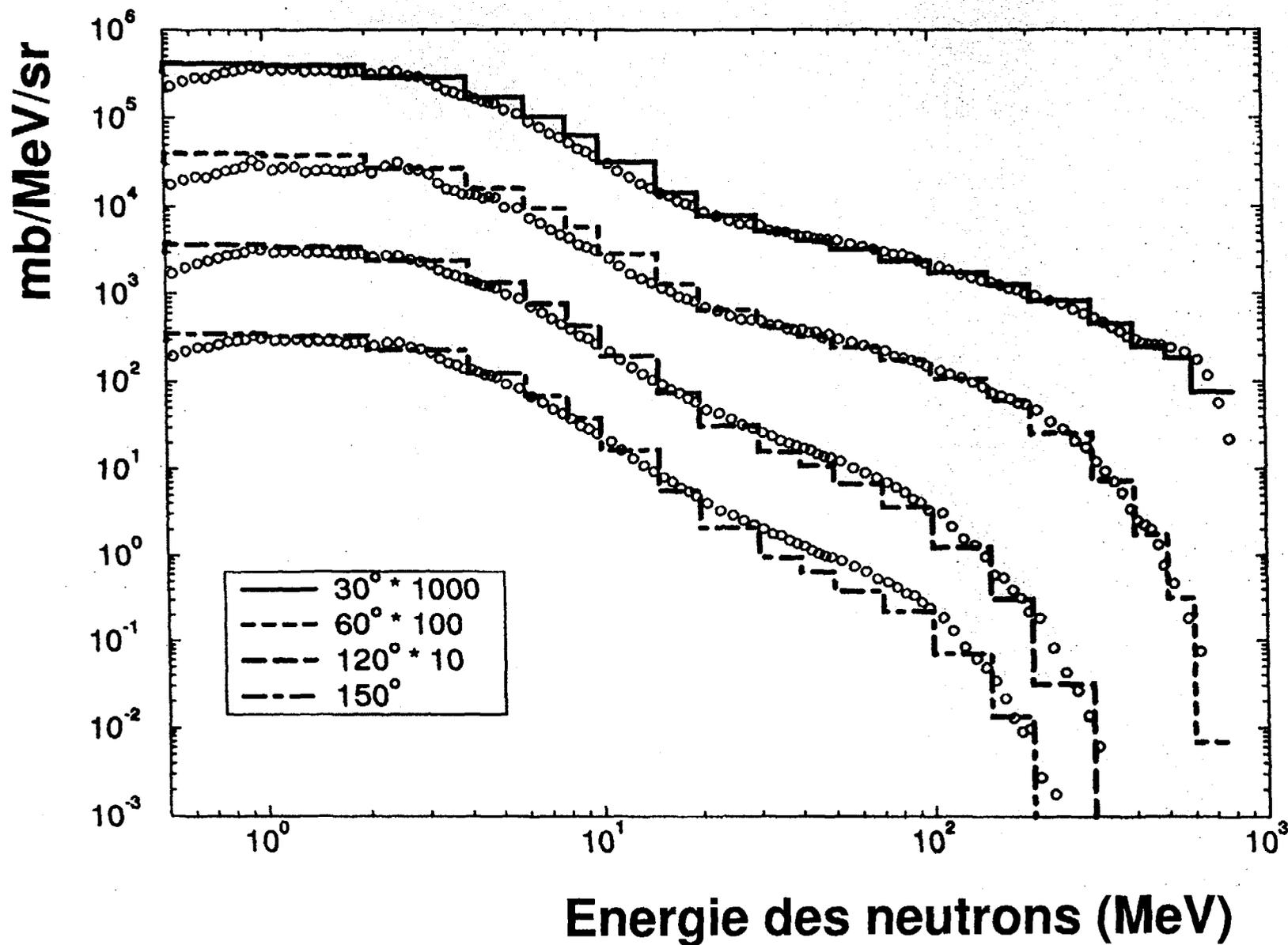
**Bib. de niveaux BRC  
(Blachot Bersillon)**

## DECROISSANCES RADIOACTIVES



**Bib. NUBASE  
(Audi Wapstra Blachot Bersillon)**

# Pb (p,xn) $E_p = 800$ MeV



# CONCLUSION

provisoire ...

**Nous avons un ensemble complet de codes qui fonctionne**

- ➔ il reproduit bien les grandes tendances
- ➔ des améliorations notables sont en cours (planifiées)
- ➔ les déviations sont           ≈ bien identifiées  
  ≈ bien comprises

**Il reste bien du travail**      pour les expérimentateurs  
  pour les évaluateurs  
  pour les théoriciens  
  pour les numériciens

**mais la solution semble à notre portée.**



**SFEN**

**Section "Physique des réacteurs"**

**12 mars 1998**

**- 5 -**

**Etude expérimentale de la spallation  
Multiplicités et spectres de neutrons**

**S. Leray (CEA/DSM)**

# Etude expérimentale de la spallation

Sylvie Leray

DSM/DAPNIA/SPhN

CEA Saclay, F-91191 Gif-sur-Yvette, France.

**SFEN, Jeudi 12 Mars 1998**

## 1 Motivations

Avant d'utiliser un code de simulation, comme ceux décrits par D.Goutte, pour concevoir une cible de spallation pour une application donnée, il faut d'abord s'assurer que ceux-ci reproduisent aussi fidèlement que possible la réalité, et donc les valider, c'est-à-dire comparer leurs prédictions à des résultats expérimentaux. La première chose à vérifier est que la description des processus physiques élémentaires entrant en jeu est correcte. Pour cela, il est nécessaire de disposer de données expérimentales fondamentales qui permettent de comprendre le mécanisme physique de la réaction puis de le modéliser. On réalise donc des expériences sur des cibles minces, au cours desquelles le proton incident ne rencontre qu'un seul noyau. D'autre part, des expériences sur des cibles épaisses doivent aussi être prévues afin de valider la partie des codes de simulation décrivant le transport des particules et vérifier les prédictions de la simulation complète.

Les données les plus importantes à mesurer sont :

- le nombre de neutrons de spallation produits par proton incident, qui détermine le flux de neutrons disponibles et est directement relié à la rentabilité du système.

- la répartition spatiale des neutrons produits, la direction dans laquelle ils sont émis et leur énergie. En effet, les neutrons provenant de la cible de spallation ne sont pas répartis de façon homogène et ont des énergies très variables. Ceci est important, par exemple dans le cas des systèmes hybrides, pour la conception de la couverture sous-critique entourant la cible de spallation afin, par exemple, d'éviter d'éventuels points chauds. D'autre part, ces neutrons dont certains ont une énergie bien supérieure à ce que l'on trouve dans un réacteur classique ou même un réacteur à fusion, peuvent occasionner des dommages dans les matériaux du système ou des structures environnantes. Enfin, il est important de pouvoir évaluer le flux de neutrons rétrodiffusés vers l'interface séparant l'accélérateur qui fonctionne sous vide et le réacteur.

- la distribution isotopique des résidus de spallation. En effet, au cours des réactions de spallation sont produits toute sorte d'isotopes différents, voisins du noyau cible ou produits par fission, que l'on appelle noyaux résiduels. Certains de ces noyaux sont radioactifs. Ceci peut poser des problèmes d'activité de la cible, qu'il serait alors difficile de manipuler en cas de panne ou de maintenance, ou si les isotopes produits sont de période longue, des problèmes de déchets nucléaires. Enfin, l'apparition d'éléments chimiques différents peut être source de problèmes de corrosion ou de fragilisation des matériaux de la cible. C'est pourquoi, il est important de bien connaître tous les isotopes produits au cours du processus de spallation. De plus, la production de noyaux résiduels constitue un test très fin des modèles physiques mis en jeu, en particulier de la fission.

- les distributions en énergie des particules légères (hydrogène et hélium) qui sont responsables d'importants endommagements des matériaux (DPA, gonflement).

## 2 Les mesures à SATURNE

### 2.1 Mesures de neutrons

Dans le domaine des réactions importantes pour les systèmes hybrides, les données expérimentales de bonne qualité concernant la production de neutrons étaient rares et limitées à des énergies de proton incident souvent inférieures à celles envisagées par la plupart des projets actuels. C'est pourquoi un programme d'étude des neutrons de spallation a été mis en œuvre au Laboratoire National Saturne, qui possédait un accélérateur capable de fournir des protons jusqu'à 3 GeV. Ces expériences permettent de mesurer l'énergie et la direction d'émission des neutrons provenant d'une cible mince ou épaisse. Deux méthodes différentes de détection sont utilisées selon que le neutron est plus ou moins énergétique. La partie basse énergie (2 – 400 MeV) du spectre des neutrons est mesurée par temps de vol entre un scintillateur liquide sensible aux neutrons et un petit scintillateur plastique étiquetant le proton incident. La partie haute énergie (200 MeV à l'énergie faisceau), pour laquelle le temps de vol n'assurerait pas une résolution en énergie suffisante, est obtenue par la détection des protons de recul, après diffusion sur une cible d'hydrogène liquide, à l'aide d'un spectromètre magnétique.

Diverses cibles sont étudiées à différentes énergies de proton incident. Elles sont choisies de façon à échantillonner le tableau périodique des éléments tout en correspondant à des matériaux utilisés dans les cibles ou structures des systèmes hybrides: *Al*, *Fe*, *Zr*, *W*, *Pb* et *Th*. Dans le cas des cibles épaisses, on étudie en plus la production de neutrons en fonction du point d'émission le long de la cible, en fonction du type et de l'énergie de la particule incidente et du diamètre et de la nature de la cible. Le dispositif expérimental permet la mesure des neutrons émis dans toutes les directions, à la fois sur des cibles minces et épaisses.

Ce programme s'inscrit dans le cadre du groupement de recherche CEA-CNRS-EDF GE-DEON (Gestion des Déchets par des Options Nouvelles) et est le fruit d'une collaboration principalement entre le Laboratoire National Saturne, le CEA-DAM de Bruyères-le-Chatel, le CEA-DSM de Saclay et divers laboratoires du CNRS-IN2P3.

D'autres expériences ont eu lieu à Saturne, afin de mesurer les multiplicités moyennes de neutrons provenant diverses cibles épaisses. Ces mesures ont été effectuées par une collaboration Los Alamos-Bruyères-le-Châtel, au moyen d'un grand réservoir d'eau contenant du sulfate de manganèse, dans lequel les neutrons sont thermalisés puis comptés par l'intermédiaire de l'activation du manganèse.

## 2.2 Mesure des noyaux résiduels

Deux méthodes peuvent être utilisées pour étudier ces noyaux produits lors des réactions de spallation: la plus simple consiste à irradier une cible puis à mesurer par spectrométrie gamma les noyaux radioactifs produits. On peut ainsi mesurer, en effectuant des mesures à des temps différents, les isotopes qui ont des périodes de l'ordre de quelques heures à quelques mois. L'identification se fait à partir des raies gamma caractéristiques de chaque isotope, grâce à un logiciel spécialisé capable de se retrouver dans une forêt de raies. Au moment des mesures, certains noyaux sont en fait déjà des descendants de noyaux de période courte, ce dont il faut tenir compte. Une collaboration entre le CEA-DAM et une équipe de l'université de Hannover en Allemagne, effectue des expériences de ce genre en cible minces et épaisse depuis plusieurs années à Saturne.

La deuxième méthode utilise un faisceau d'ions lourds bombardant une cible de protons (hydrogène liquide), on parle alors de réactions en cinématique inverse et sera décrite par F.Farget.

## 3 Projets

Après la fermeture de l'accélérateur SATURNE, différents projets sont actuellement à l'étude afin de compléter les données sur la spallation et obtenir un ensemble d'observables expérimentales qui contraindraient plus fortement les modèles théoriques.



**SFEN**

**Section "Physique des réacteurs"**

**12 mars 1998**

**- 6 -**

**Etude expérimentale de la spallation  
Les résidus de spallation : expériences GSI**

**F. Farget (GSI)**

# Mesures des sections efficaces des résidus de réaction de spallation en cinématique inverse pour les réacteurs hybrides

P. Armbruster<sup>1</sup>, J. Benlliure<sup>1</sup>, M. Bernas<sup>2</sup>, A. Boudard<sup>3</sup>,  
S. Czajkowski<sup>4</sup>, J. P. Dufour<sup>4</sup>, T. Enqvist<sup>1</sup>, F. Farget<sup>1</sup>,  
R. Legrain<sup>3</sup>, S. Leray<sup>3</sup>, B. Mustapha<sup>2</sup>, M. Pravikoff<sup>4</sup>,  
K.-H. Schmidt<sup>1</sup>, C. Stéphan<sup>2</sup>, J. Taieb<sup>1</sup>, L. Tassan-got<sup>2</sup>,  
C. Volant<sup>3</sup>  
GSI<sup>1</sup>, IPN Orsay<sup>2</sup>, CE-Saclay<sup>3</sup>, CEN-Bordeaux-Gradignan<sup>4</sup>

La construction d'un prototype de réacteur hybride, demande la maîtrise de simulations prenant en compte le comportement du coeur du réacteur couplé à la source de neutrons. Un des problèmes majeurs à franchir est certainement la compréhension précise de la physique intervenant dans les réactions de spallation. En effet, une étude menée par l'OCDE (Organisation for Economic Co-operation and Development) (1) montre par l'intercomparaison des différents codes existants aujourd'hui et des données expérimentales que de nombreux efforts sont à fournir dans ce domaine. Jusqu'à aujourd'hui, les données expérimentales concernant les résidus de spallation ont été obtenues en cible épaisse par des moyens radio-chimiques. Les résidus ainsi mesurés sont alors, pour la plus grande majorité, les produits issus des chaînes de décroissance  $\beta$  des produits primaires de réaction. Bien que ces produits de longue période soient les plus pertinents pour les applications techniques, la connaissance de la production primaire (avant décroissance  $\beta$ ) est de toute première importance pour la compréhension des mécanismes de réaction, qui est nécessaire afin d'effectuer des simulations réalistes.

Dans ce cadre, un programme expérimental a débuté à GSI, Darmstadt, Allemagne, pour mesurer la section efficace de production des isotopes jusqu'à 0.1 mbarn, et cela avec une précision de 10 %, pour une série de combinaisons différentes de cible-faisceau. Des faisceaux relativistes de  $^{197}\text{Au}$ ,  $^{238}\text{U}$  et  $^{208}\text{Pb}$  fournis par l'accélérateur à ions lourds du GSI bombardant une cible de protons (hydrogène liquide) ont permis d'étudier ces réactions en cinématique inverse. Le principal avantage de cette technique est que les produits formés dans la cible mince sont éjectés de la cible avec une vitesse proche de celle du projectile et peuvent alors être analysés à l'aide d'un spectromètre de recul

avant leur décroissance  $\beta$ . Il est donc possible d'obtenir la distribution isotopique pour chaque élément. Le séparateur de fragments FRS a été utilisé pour séparer et analyser en vol les résidus de spallation (2).

La première expérience de ce programme consistait en un faisceau d' $^{197}\text{Au}$  accéléré à 800 A MeV sur une cible d'hydrogène liquide (3). Cette expérience a fourni un ensemble complet des sections efficaces de spallation de l'or et offre ainsi un test bien plus direct des modèles de réaction que l'étude de l'OECD qui est basée sur les sections efficaces des produits de longue période. Plus de 700 isotopes ont été identifiés en masse et en charge par le FRS. La Figure 1 montre les sections efficaces mesurées sur une carte des nuclides.

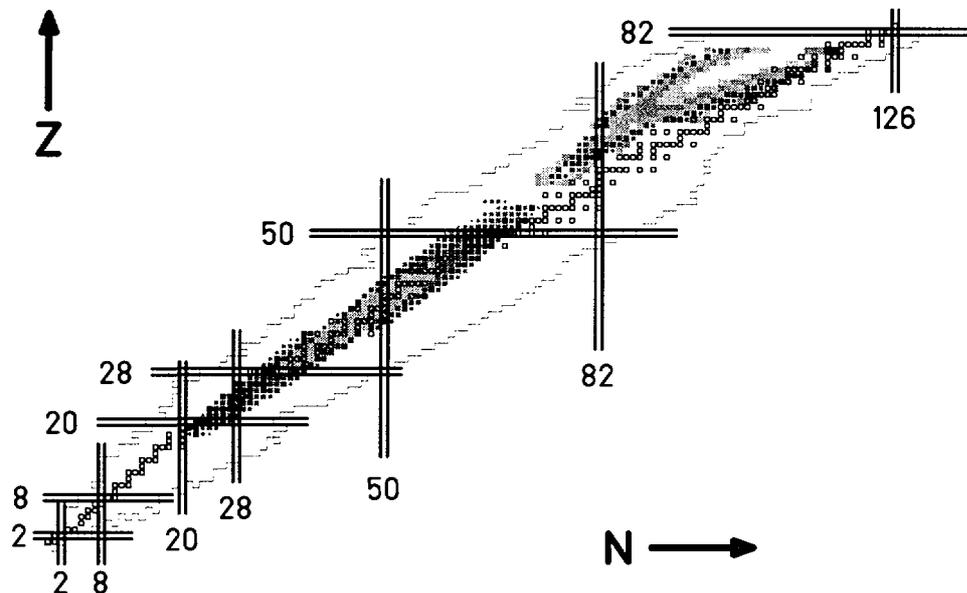


Figure 1: Sections efficaces mesurées pour la réaction  $^{197}\text{Au}(800 \text{ A.MeV})+p$  sur une carte des nuclides. Les carrés noirs montrent les noyaux stables.

Il est possible d'interpréter ces données sur la base d'un modèle de réaction nucléaire. Dans les réactions de spallation, dépendant du paramètre d'impact, les nucléons sont éjectés du noyau par une cascade de collisions nucléons-nucléons, et de l'énergie est dissipée dans le projectile. Dans l'étape consécutive de désexcitation, la compétition entre l'évaporation de particules et la fission conduit à différents groupes de noyaux. Les plus grandes sections efficaces

(allant de 0.1 mbarn pour  $^{133}\text{Ce}$  jusqu'à 66 mbarn pour  $^{196}\text{Au}$ ) correspondent au processus de spallation-évaporation. La compétition entre l'évaporation de protons et de neutrons conduit alors à la production de noyaux dans le *couloir d'évaporation* qui se trouve à mi-chemin entre la vallée de stabilité  $\beta$  (en noir sur la Figure 1) et la *drip-line* (limite d'existence des noyaux atomiques) de protons. La diminution rapide des sections efficaces de production avec la masse du résidu (qui tombent en dessous de 0.1 mbarn pour  $A < 130$ ) reflète la limitation de l'énergie d'excitation induite par le processus de spallation.

Une amélioration importante apportée par ces données est la connaissance de la dynamique de la réaction par la mesure du temps de vol des fragments et donc de leur vitesse. Du fait de la répulsion Coulombienne, les fragments de fission ont une énergie de recul de l'ordre de 1 A MeV dans le repère du projectile. Il est donc possible de reconnaître par l'analyse des vitesses des fragments ceux qui sont produits par fission de ceux résultants du processus de spallation-évaporation de particules (4). Cette information permet d'identifier clairement les fragments de l'île de production se situant en dessous de  $Z=54$  comme étant des fragments de fission. Ceux-ci se trouvent dans le prolongement du couloir d'évaporation, ce qui indique qu'ils proviennent de la fission de produits formés dans une première étape dans le couloir d'évaporation.

Les distributions isotopiques résultantes pour quelques éléments sélectionnés sont montrées sur la Figure 2. Les éléments entre l'or et l'erbium sont produits par évaporation ; le zinc, le brome et le manganèse sont produits par fission. Des données antérieures sur les taux de production indépendants sont montrées en comparaison. Une autre amélioration importante apportée par les données présentes consiste en la connaissance de la distribution isotopique complète pour chaque élément produit dans la réaction. Les deux types de données (cinématique directe et inverse) sont consistantes dans les barres d'erreur. Ainsi, les données antérieures obtenues par une technique complètement différente fournissent un excellent test afin de valider cette nouvelle technique expérimentale.

#### Références :

- (1) R. Michel, P. Nagel, "International Codes and Model Intercomparison for Intermediate Energy Activation Yields" OECD, (1997)
- (2) H. Geissel et al., Nucl. Instr. Meth. B70 (1992) p.286
- (3) Ph. Chesny et al., GSI Annual Report, (1996) p.190
- (4) T. Enqvist et al., XXXVI Int. Winter Meeting on Nucl. Phys.(1998), à paraître

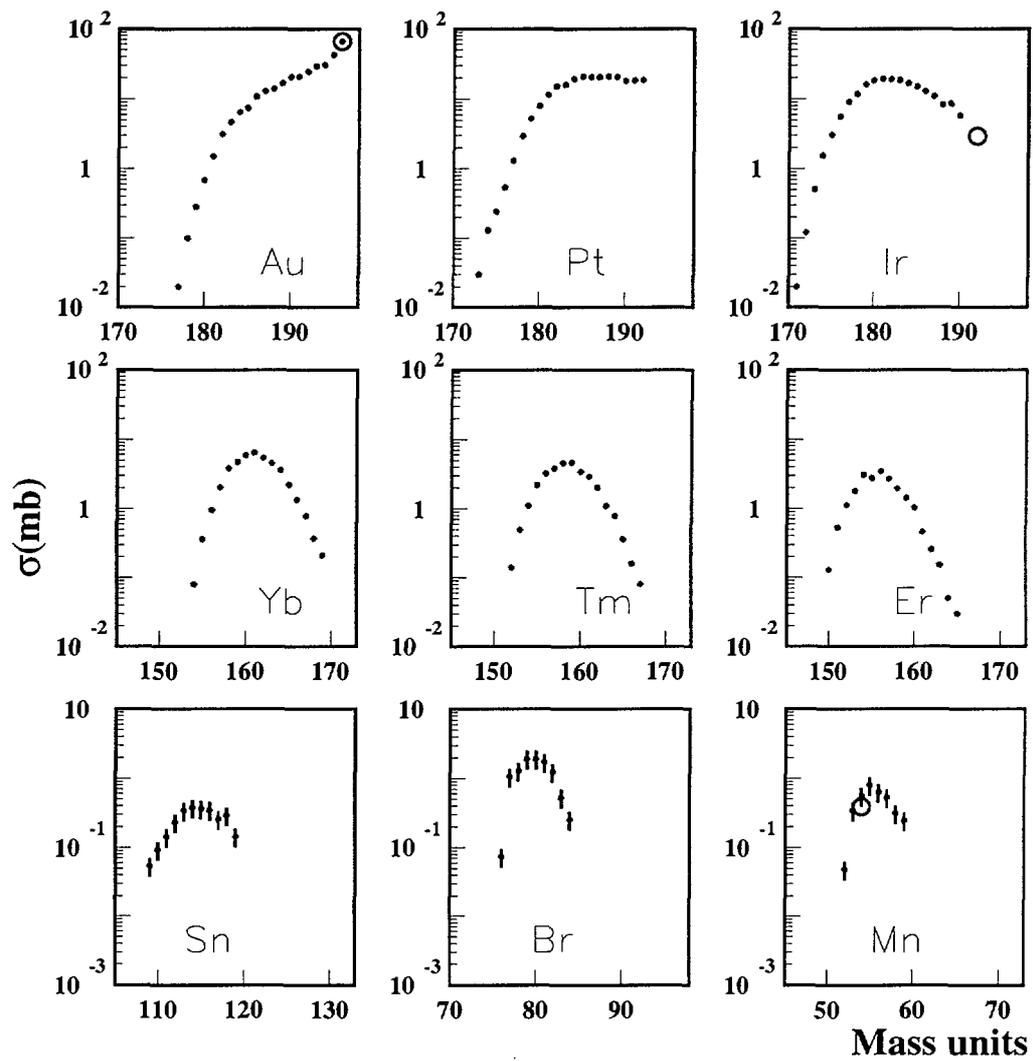


Figure 2: Sections efficaces isotopiques pour la réaction  $^{197}\text{Au}(800 \text{ A MeV})+p$ . Les points représentent les noyaux mesurés à GSI, les cercles des mesures antérieures de taux de production indépendants (1).

SECTIONS EFFICACES DES RESIDUS DE  
REACTIONS DE SPALLATION POUR LES  
SYSTEMES REACTEURS HYBRIDES

P. Armbruster, J. Benlliure, T. Enqvist,  
F. Farget, J. Tajeb, K.-H. Schmidt  
GSI- Darmstadt

M. Bernas, L. Tassan-Got,  
B. Mustapha, C. Stéphan  
IPN-Orsay

A. Boudard, S. Leray R. Legrain,  
C. Volant, W. Wlazlow  
CE-Saclay

S. Czajkowski, J.P. Dufour, M. Pravikof  
CENBG-Gradignan

La cible de spallation : quelques points nécessaires à son optimisation :

● **Nombre de neutrons de spallation produits par proton incident**

Puissance du système

Mesures au CERN (FEAT) et à Saturne (ORION)

● **Spectre et distribution angulaire des particules de spallation**

Géométrie de la cible

Mesures Saturne, à Louvain la Neuve (DEMON)

● **Distribution isotopique des résidus de spallation**

Production de nouveaux déchets

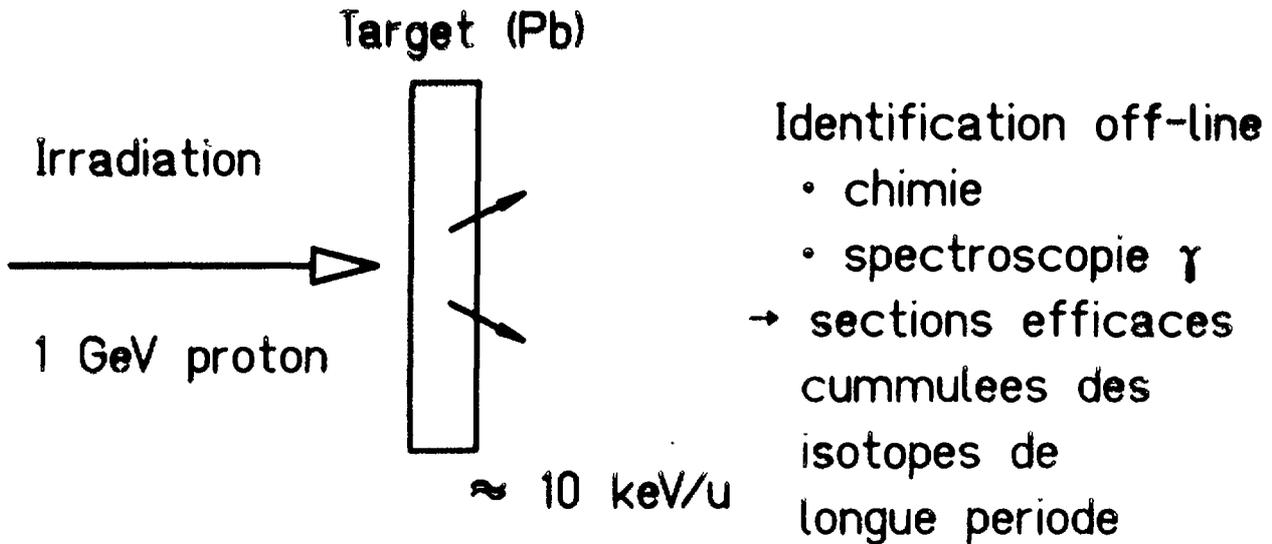
Production d'isotopes neutrophages

Production de gaz et dommages à la cible

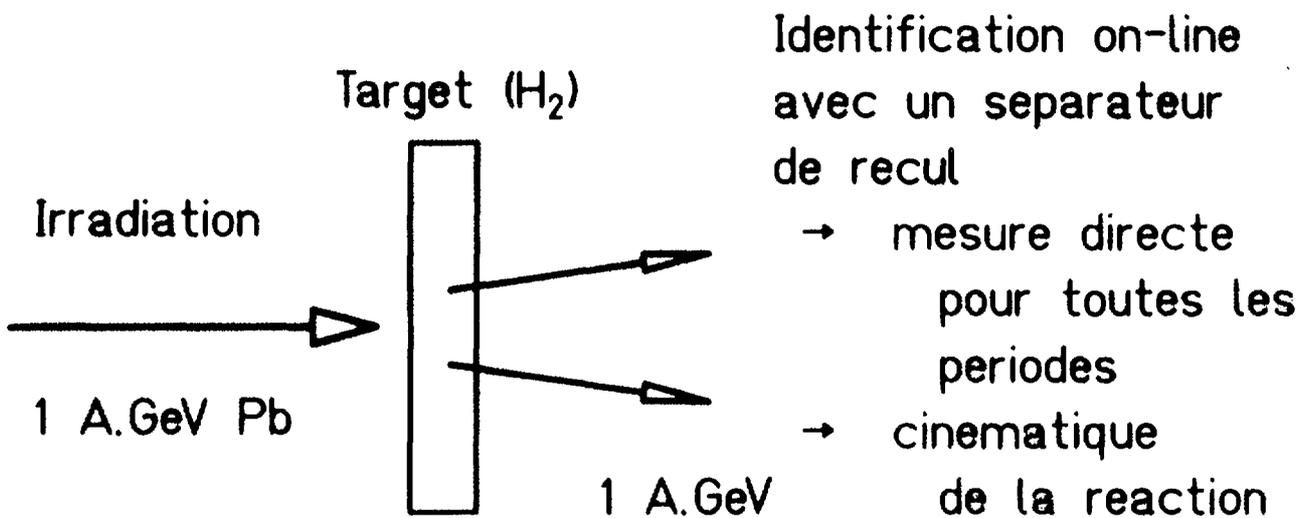
Amélioration des codes

Mesures à Saturne, GSI (cinématique inverse)

# MESURES EN CINEMATIQUE DIRECTE

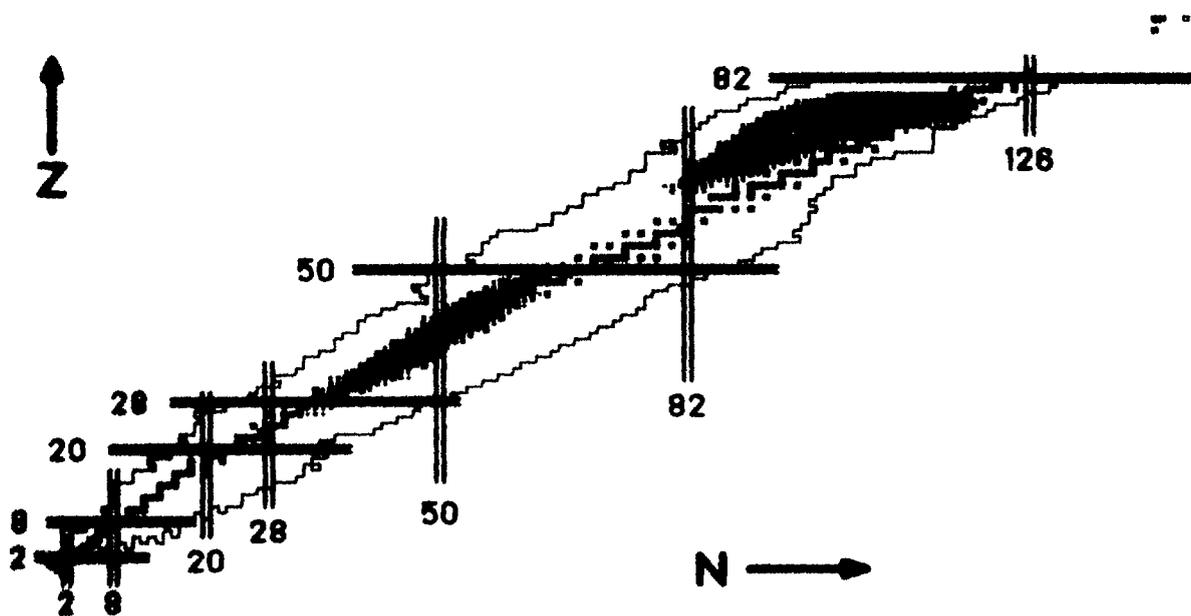


# AVANTAGE DE LA CINEMATIQUE INVERSE



Distribution isotopique de la réaction  $^{197}\text{Au} (800 \text{ A.MeV}) + p$

Cascade intra-nucléaire Cugnon  
Evaporation statistique



Sections efficaces des résidus de spallation en cinématique inverse :  
Programme réalisé et projets

février 97 :  $^{197}\text{Au}$  (800 A. MeV) + p

juillet 97 :  $^{238}\text{U}$  (1 A. GeV) + p, d

october 97 :  $^{208}\text{Pb}$  (1 A. GeV) + p, d

Dans le futur :

$^{208}\text{Pb}$  (basse energie) + p, d

$^{56}\text{Fe}$  (1 A. Gev) + p, d

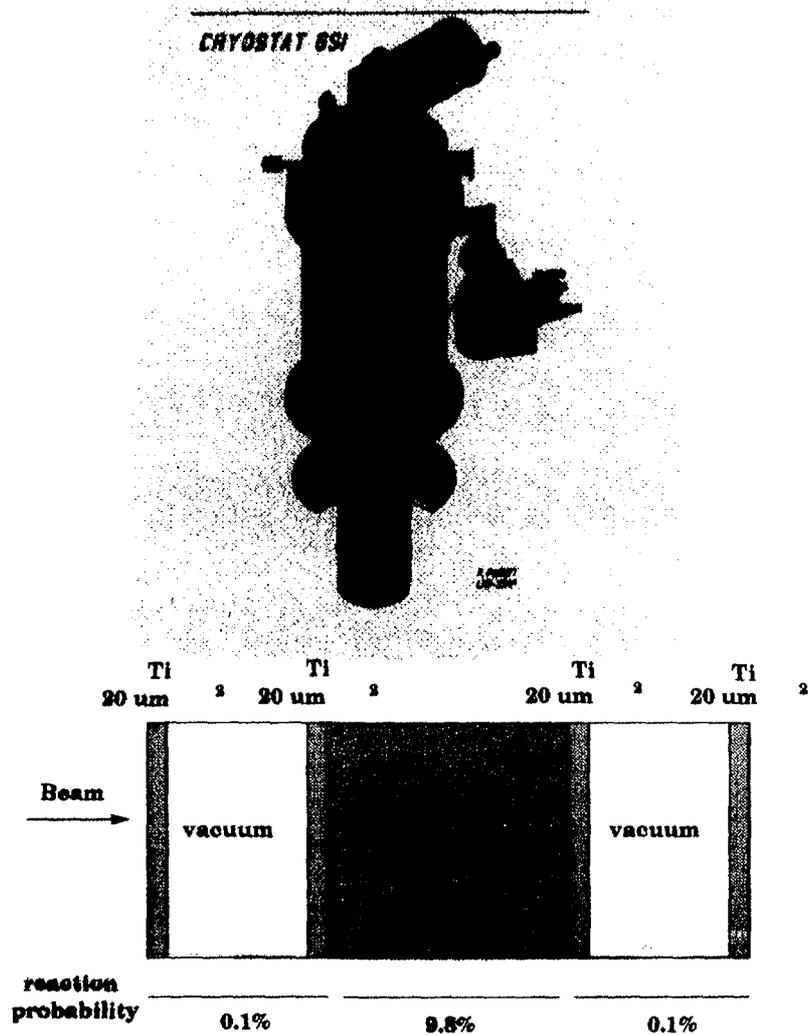
Mesures de sections efficaces

Mesures des distributions en vitesse des fragments  
(dommages de radiation dans la cible )

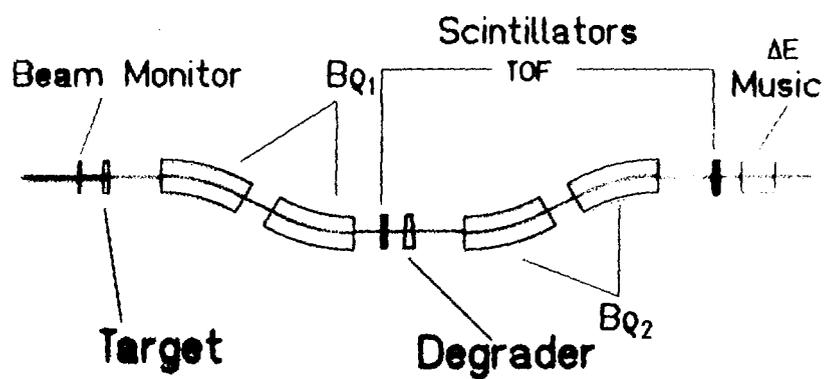
# Proton target

## ▷ Liquid- $H_2$ target

Built and installed by Lab.Nat. Saturne (France)



10% accuracy on cross section  
limit in sensitivity  $\approx 0.1$  mbarn



### Separation Isotopique au Separateur de Fragments (FRS)

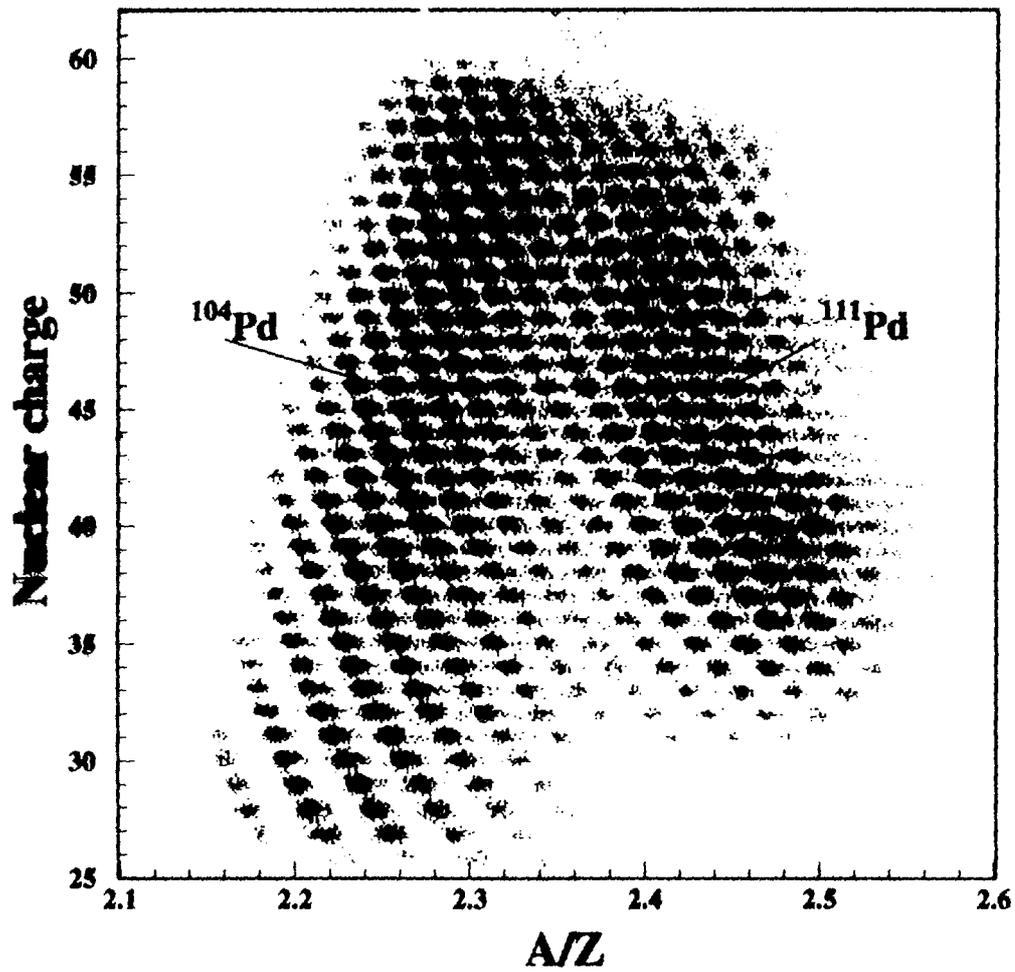
$$BQ = A/Q \beta\gamma$$

-> Z donne par  $\Delta E$  MUSIC

-> Z donne par  $\Delta E$  Degradeur

Identification des fragments

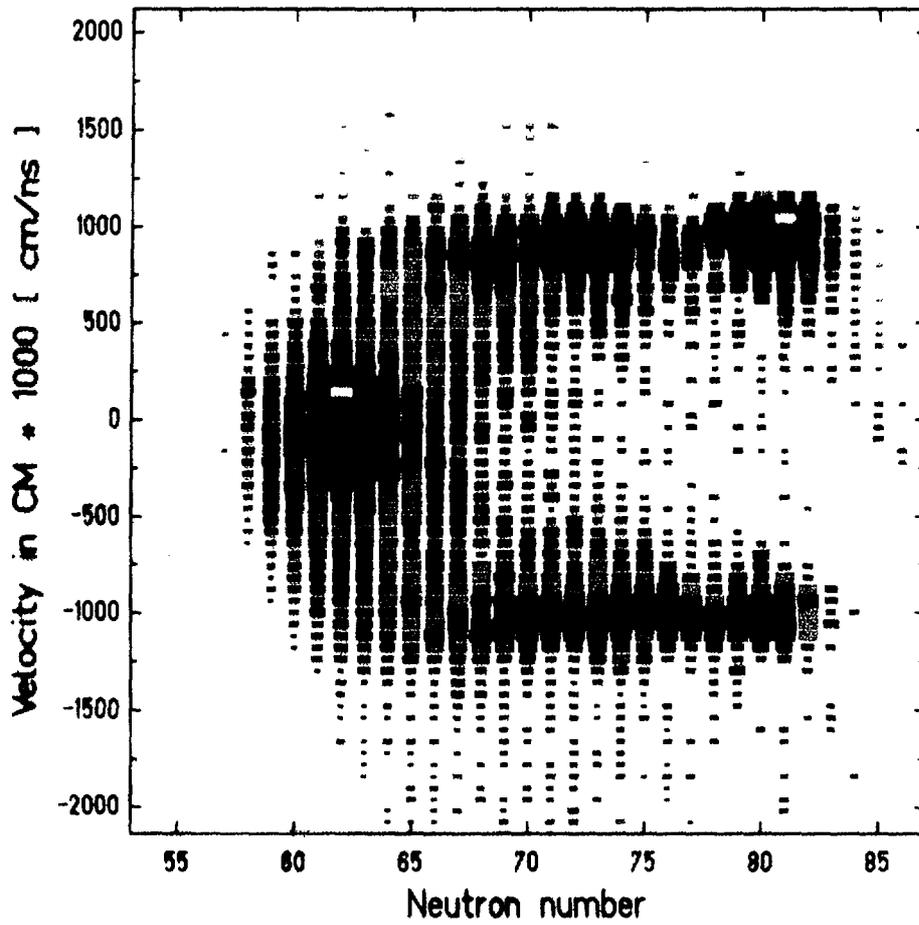
$^{238}\text{U}$  (750 A.MeV) +Pb



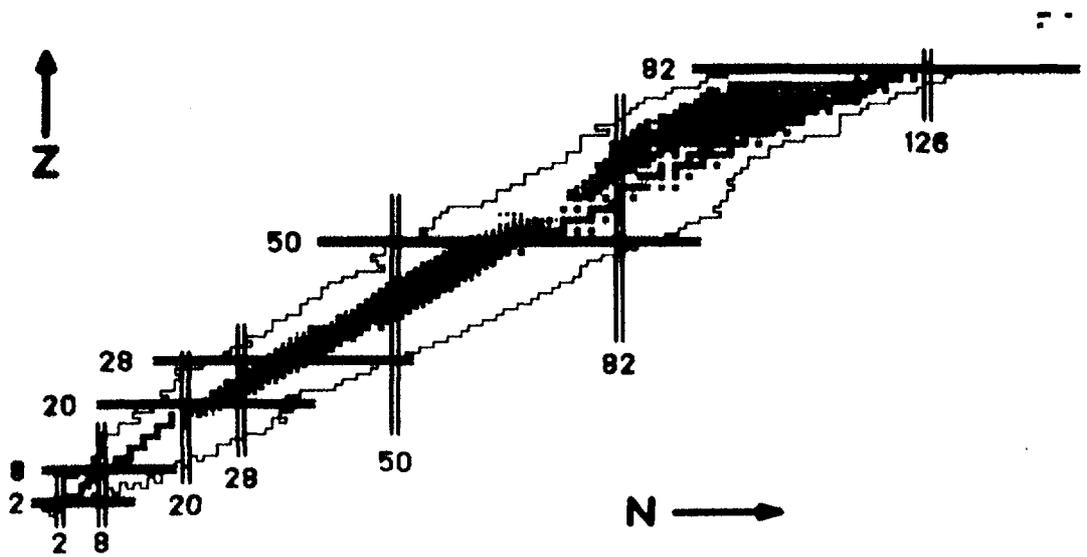
Distribution en vitesse

$^{238}\text{U}$  (1 A.GeV) +  $^{208}\text{Pb}$

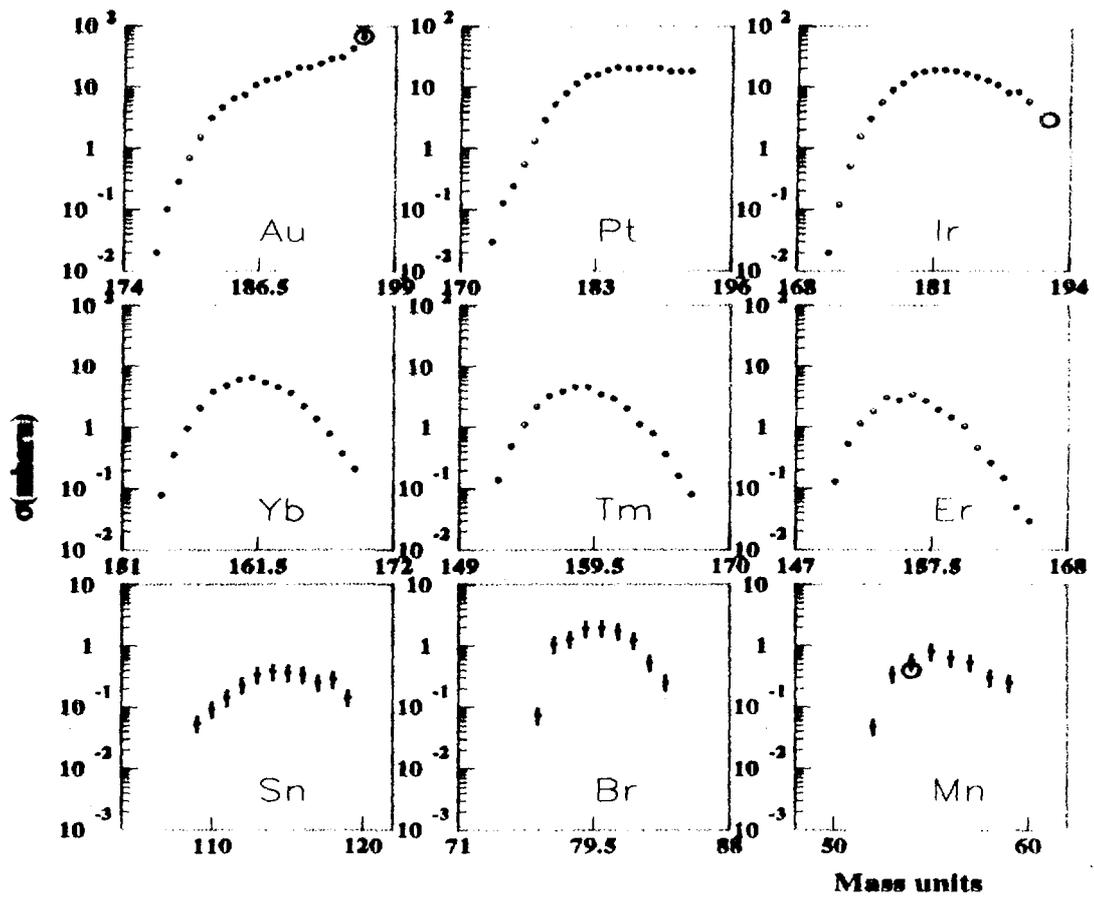
velocity vs. neutron number,  $Z = 50$



$^{197}\text{Au}$  (800 A MeV) +p  
Carte des nuclides mesurés :

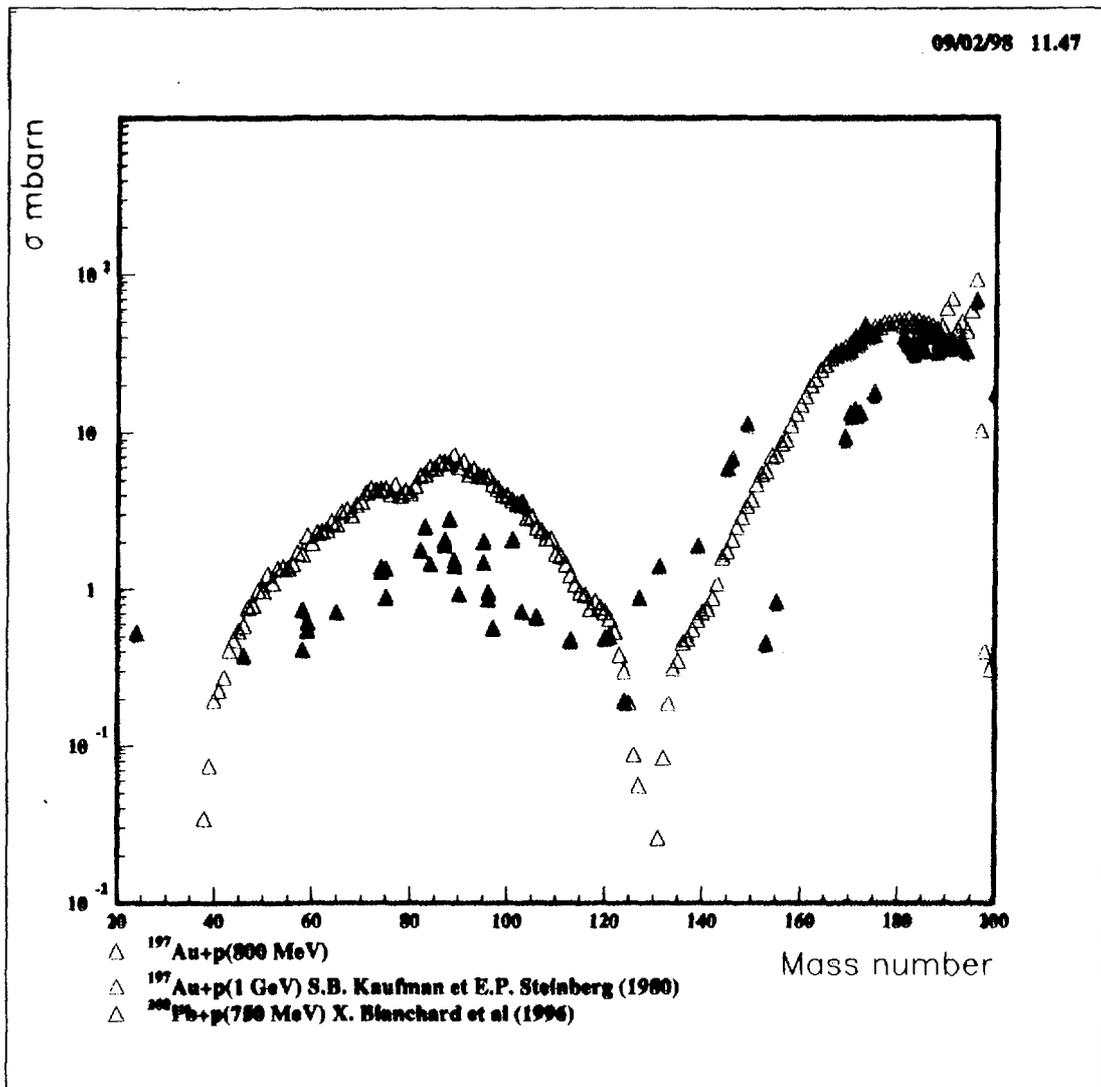


Comparaison avec les données existantes :



Comparaison aux données antérieures :

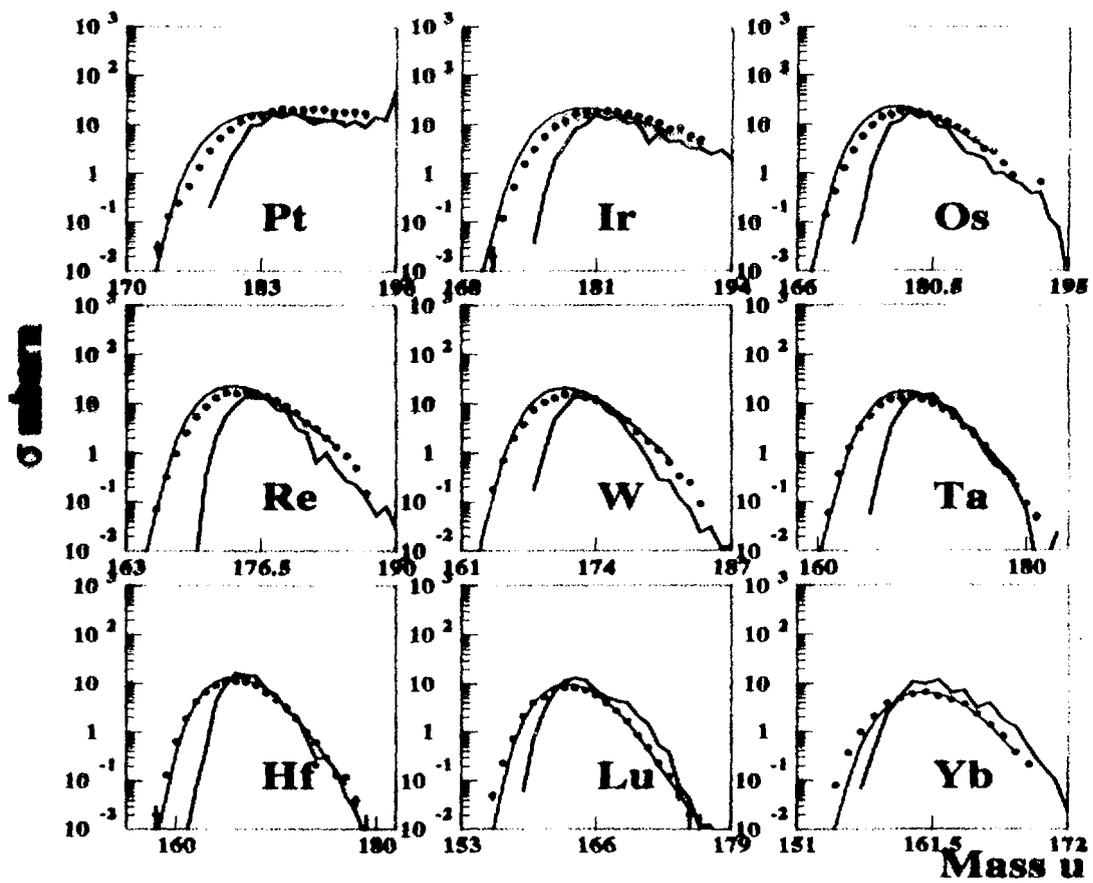
09/02/98 11.47



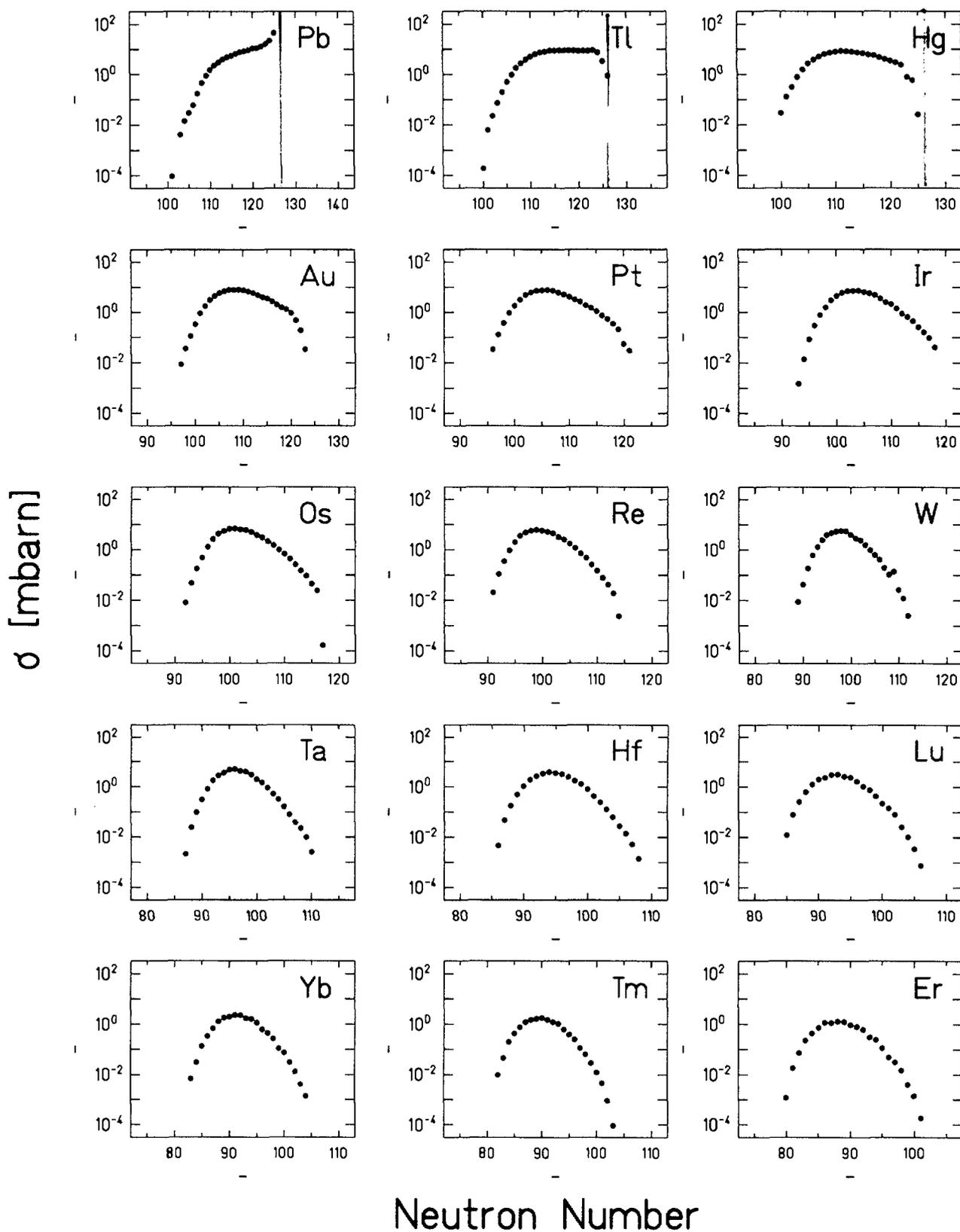
Comparaison aux prédictions théoriques :

● Ce travail

- INC + evaporation statistique :  
LAHET



# Preliminary Production Cross Sections from reaction $^{208}\text{Pb}$ (1 A.GeV) + $\text{H}_2$



---

## Conclusions

- Technique expérimentale unique
- Distribution isotopique complète pour chaque élément
- Connaissance de la cinématique  
→ Compétition fission/évaporation
- Confirmation de l'énergie d'excitation donnée par la cascade intra nucléaire
- Distribution en vitesse pour chaque isotope  
→ Dommages causés dans la cible



**SFEN**

**Section "Physique des réacteurs"**

**12 mars 1998**

**- 7 -**

**La physique des réacteurs sous-critiques  
et les expériences MUSE**

**R. Jacquin (CEA/DRN)**

# **LA PHYSIQUE DES REACTEURS SOUS-CRITIQUES ET LES EXPERIENCES MUSE**

---

**R. JACQMIN**  
CEA Cadarache  
DRN/DER/SPRC/LEPh

# **PLAN DE L'EXPOSE**

**A. INTRODUCTION**

**B. LA PHYSIQUE DES MILIEUX MULTIPLICATEURS  
SOUS-CRITIQUES**

**C. LES EXPERIENCES MUSE**

**D. CONCLUSION**

# A. INTRODUCTION

## SYSTEME HYBRIDE

Du point de vue **neutronique** :

Réacteur sous-critique

+

Source « externe » de neutrons

Dans ce qui suit, physique = neutronique

## OBJECTIF GENERAL

Comme pour un réacteur critique, il s'agit

- de calculer les grandeurs neutroniques importantes du point de vue du fonctionnement, de la sûreté, des performances et de la durée de vie du système
- pour une application particulière, d'être capable de prédire les incertitudes associées aux grandeurs calculées, en prenant en compte toutes les sources d'erreurs :
  - données nucléaires
  - modélisation
  - méthodes

## OBJECTIFS DES EXPERIENCES MUSE

- Mettre en évidence et caractériser, dans des conditions expérimentales bien maîtrisées et au moyen de techniques de mesures appropriées, les propriétés neutroniques spécifiques aux milieux multiplicateurs sous-critiques alimentés par une source externe
- Fournir une base expérimentale suffisamment « riche » pour
  - a) Vérifier la validité des prédictions des outils de calcul (codes + données associées) existants appliqués aux systèmes hybrides  
⇒ Permettre de bien préciser le domaine d'application de ces outils et d'identifier des insuffisances éventuelles
  - b) Qualifier les extensions qu'il est nécessaire de réaliser pour couvrir certaines spécificités des systèmes hybrides

Cette confrontation des prédictions de calcul à l'expérience est **indispensable** en raison de la complexité des systèmes et des phénomènes physiques mis en jeu

Hypothèse : combustible fixe + spectre rapide

Avantage principal du spectre rapide : bilan neutronique plus favorable

## CADRE : ISAAC

## APPROCHE

- Souci de distinguer les caractérisations neutroniques
  - ◆ de la source de neutrons seule
  - ◆ du milieu multiplicateur seul
  - ◆ de l'ensemble
  
- Dans les expériences MUSE, on adopte une démarche progressive à partir de situations connues
  1. Caractérisation d'une configuration critique de référence
  2. Caractérisation du milieu multiplicateur sous-critique sans source externe
  3. Caractérisation du milieu multiplicateur sous-critique en présence d'une source externe **connue** (distribution en espace, angle, énergie + dépendance en temps)
  4. ...

## B. PHYSIQUE DES MILIEUX MULTIPLICATEURS SOUS-CRITIQUES

### CARACTERISATION NEUTRONIQUE DU REACTEUR SOUS-CRITIQUE

- Géométrie, types de matériaux (combustible, gaine, caloporteur, cible de spallation, cibles d'AM ou de PF, ...), dimensions
- Sous-criticité
- Flux  $\phi(\underline{r}, E, \underline{\Omega})$  dans le réacteur rendu artificiellement critique
- Importance des neutrons  $\phi^*(\underline{r}, E, \underline{\Omega})$
- Coefficients de réactivité (Doppler, densité et température du caloporteur, dilatation des structures)

### CARACTERISATION NEUTRONIQUE DE LA SOURCE DE NEUTRONS

- $S(\underline{r}, E, \underline{\Omega}, t)$

# CARACTERISATION NEUTRONIQUE DE L'ENSEMBLE

- **En régime établi :**

- ◆ importance relative des neutrons de la source externe :

$$\phi^* = \frac{\bar{v} \langle \phi^* | S \rangle}{\langle S \rangle}$$

$$\frac{\phi^*}{\bar{v}} = -\rho \frac{1}{E} \frac{P}{\langle S \rangle} \Rightarrow \frac{\phi^*}{\bar{v}} \text{ mesurable}$$

- ◆ flux de neutrons  $\phi(r, E, \underline{\Omega})$  (et de gamma), taux de réaction, distribution de puissance, puissance totale, nombre de neutrons de fission produits, dommages sur les structures,...

par neutron de source externe

- ◆ idem, au point de fonctionnement (intensité de la source) avec prise en compte des contre-réactions

- **En régime transitoire** (opérationnel ou accidentel, en boucle ouverte ou en boucle fermée) :

- ◆ paramètres cinétiques

- ◆ réponse du milieu sous-critique à des perturbations causées par
  - des variations de la source externe
  - des variations de températures du combustible
  - des variations de température et de densité du caloporteur
  - la vidange du caloporteur
  - ...
  
- **En évolution :**
  - ◆ bilan matière (usure du combustible + production d'actinides + empoisonnement + inventaire en produits à transmuter, ...)
  - ◆ réactivité
  - ◆ coefficients de réactivité
  - ◆ puissance résiduelle
  - ◆ activation
  - ◆ ...

## **CARACTERISATION PHYSIQUE PLUS GENERALE**

⇒ Prise en compte des protons et des résidus de spallation pour évaluer certaines des grandeurs énumérées ci-dessus (échauffements, dommages, ...)

## LES OUTILS DE CALCUL NEUTRONIQUE ( $E_n < 20$ MeV)

- Des données physiques (fichiers JEF-2.2, EAF, ENSDF,...) et des codes de traitement (NJOY, CALENDF,...)
- Des systèmes de codes à vocation de R&D + industrielle
  - ◆ SAPHYR
  - ◆ ERANOS
  - ◆ PROMETHEE
  - ◆ DARWIN
- Des procédures d'utilisation
- Un domaine de qualification des données + codes  
⇒ des « Formulaires »

## LE SYSTEME SPARTE

- Projet DAM/DSM/DRN
- Spallation + Transport protons, neutrons, gamma
- HETC + TRIPOLI-4 + DARWIN

## **CARACTERISTIQUES PRINCIPALES DU FORMULAIRE ERANOS**

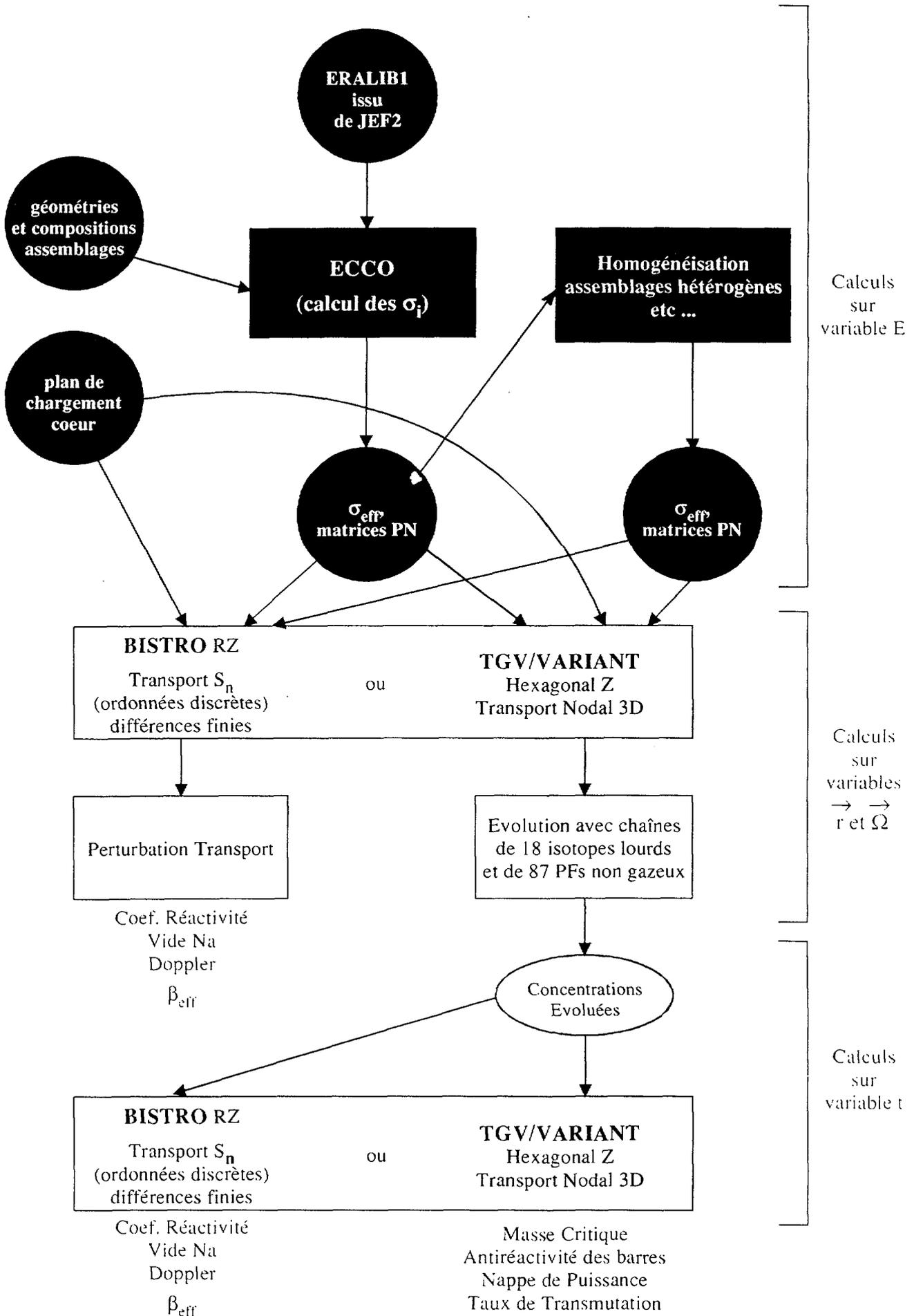
- Bibliothèque de sections efficaces ajustées basée sur JEF-2.2
- Code de calcul d'assemblage ECCO
- Codes de calcul de coeur en transport 2-D Sn ou 3-D nodal (Hex-Z ou X-Y-Z)  
capables de traiter des systèmes critiques ou sous-critiques avec source externe
- Module de cinétique 3-D nodale
- Modules de perturbation
- Fonction de calcul d'évolution
- Capacité de calcul de protections
- Procédures de calcul de projet et de référence
- Version 1.2 ~ 500000 lignes d'instructions

### **ERANOS EST QUALIFIE**

pour les calculs de systèmes rapides « classiques »:

- Teneur en Pu < 25%
- Sodium
- Couvertures fertiles ou réflecteurs en acier-sodium

# Schéma de calcul de référence d'ERANOS



## **ERANOS N'EST PAS (ENCORE) QUALIFIE**

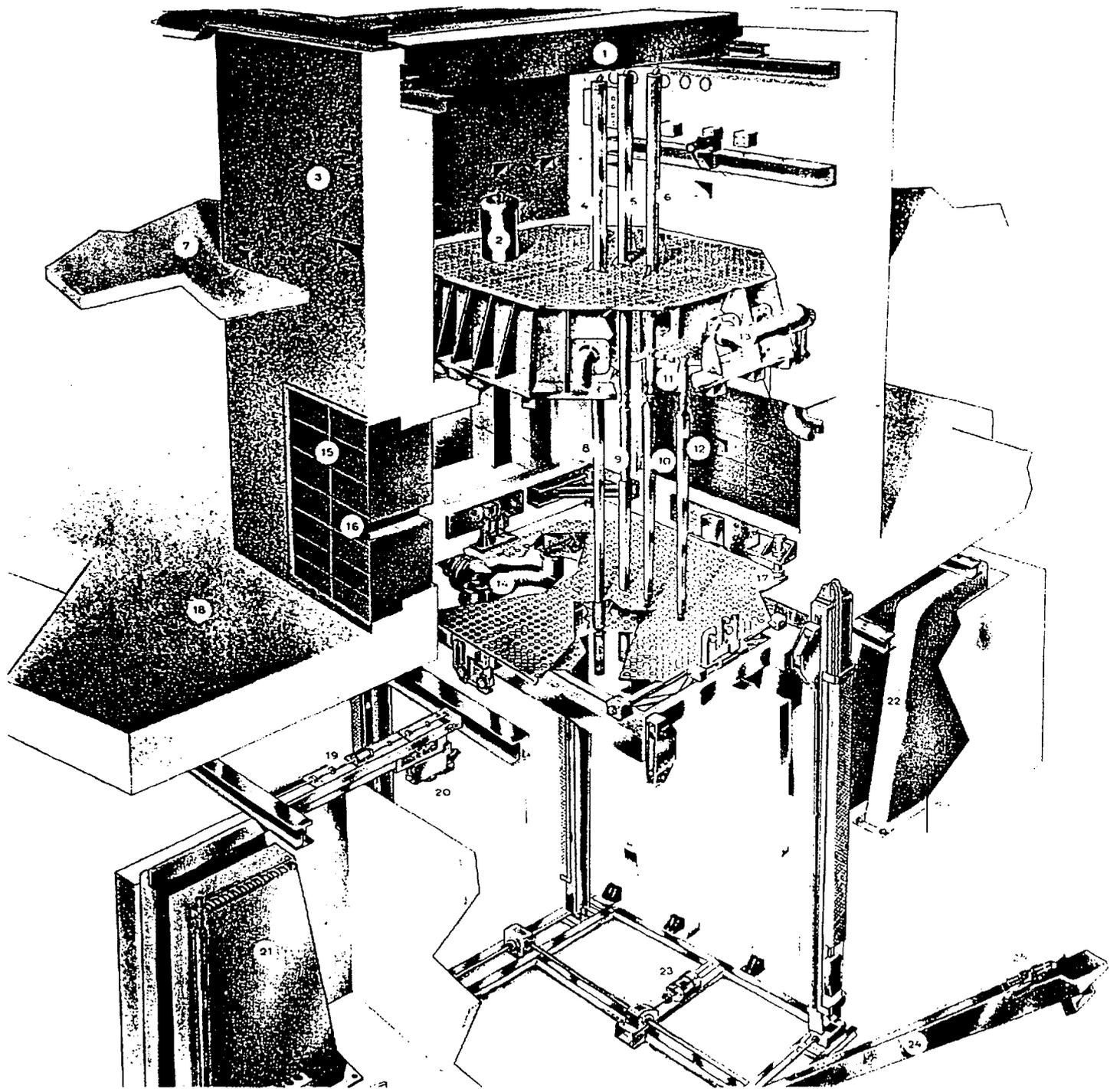
pour les systèmes rapides

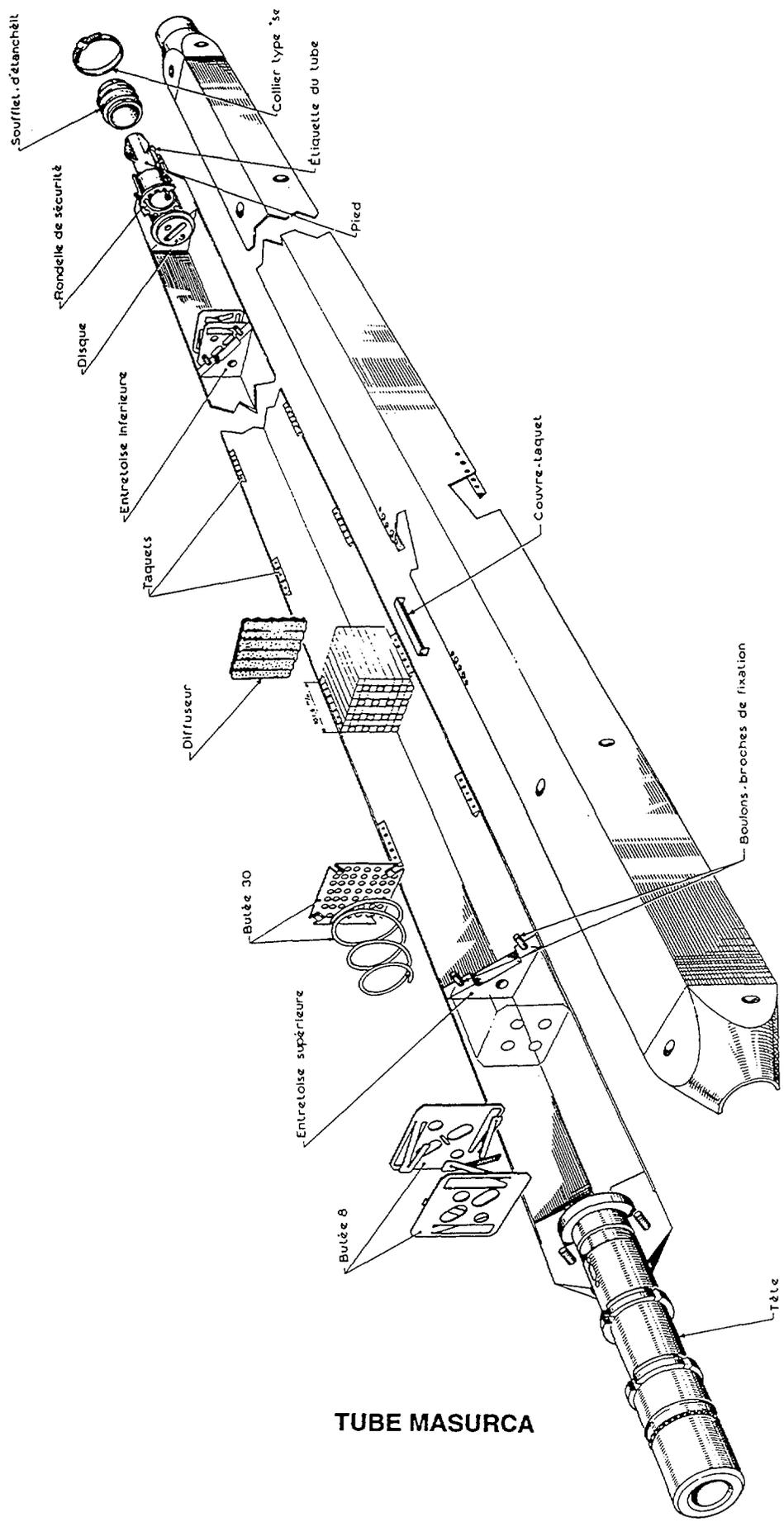
- A forte teneur en Pu
- A combustible Pu sans U, nitrure ou U-233
- Refroidis au plomb
- Avec des couvertures fertiles en  $\text{ThO}_2$
- Fortement sous-critiques, avec une zone « cible » au centre
- Alimentés par une source externe intense de neutrons de spallation
- Dans lesquels des transitoires de source peuvent se produire
- ...

## C. LES EXPERIENCES MUSE

### MASURCA

- Réacteur maquette au CEA Cadarache
- $P \sim 0$
- Grande flexibilité
  - ◆ Diversité des matériaux disponibles U, Pu,  $\text{PuO}_2$ - $\text{UO}_2$ ,  $\text{UO}_2$  appauvri, sodium, acier, graphite,  $\text{B}_4\text{C}$ , plomb,  $\text{ThO}_2$ ,
  - ◆ Configurations multiples, critiques ou sous-critiques
- Différents types de mesures possibles
- Une équipe expérimentée
- A fourni une grande partie de la base expérimentale de qualification des formulaires d'étude des RNR





**TUBE MASURCA**

## LES CONFIGURATIONS MUSE

- MUltiplication avec Source Externe
- Séquence :
  - ◆ MUSE-1      Décembre 1995
  - ◆ MUSE-2      Juillet-Août 1996
  - ◆ MUSE-3      Janvier-Mars 1998
  - ◆ MUSE-4      1999
  - ◆ ...
- MUSE-1, MUSE-2, MUSE-3 réalisées dans le coeur ZONA2-B

## LE COEUR ZONA2-B

- Cylindre de 45 cm de rayon et 60 cm de haut constitué de réglettes de PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> et sodium en alternance
- Teneur en Pu ~ 25%, fraction de Pu-240 ~ 18%
- Entouré de ~ 20 cm de réflecteur en acier-sodium

## LES EXPERIENCES MUSE DANS MASURCA (1/2)

Programme Expérimental	Expérience	Date	Configuration sous- critique et source	Paramètres	Mesures
CIRANO	MUSE-1	décembre 1995	ZONA2-B SI1 rendue sous-critique par retrait de 6 assemblages combustible périphériques, source de Cf-252	3 positions de $S_{Cf}$ , pas de diffuseur, $\rho \sim -1500$ pcm	réactivité, traverses axiales et radiales d'U-235(n,f), mesures absolues U-235(n,f)
ISAAC	MUSE-2	juillet-août 1996	ZONA2-B rendue sous- critique en remplaçant 4 assemblages combustible centraux par des assemblages Na ou acier, source de Cf-252	2 positions de $S_{Cf}$ , diffuseurs Na et acier, $\rho_{Na} \sim -3400$ pcm, $\rho_{SS} \sim -3900$ pcm	réactivité, traverses axiales et radiales d'U-235(n,f), mesures absolues U-235(n,f) mesures du spectre des neutrons

## LES EXPERIENCES MUSE DANS MASURCA (2/2)

Programme Expérimental	Expérience	Date	Configuration sous- critique et source	Paramètres	Mesures
ISAAC	MUSE-3	janvier-mars 1998	ZONA2-B rendue sous critique par l'introduction du générateur de neutrons au centre  14-MeV pulsed neutron source	2 positions de la source,  diffuseurs Pb et Na,  $\rho_1 \sim -500$ pcm,  $\rho_2 \sim -1000$ pcm  $\rho_3 \sim -1500$ pcm	idem MUSE-2 en régime établi,  $\rho/\beta_{eff}$ and $\beta_{eff}/\Lambda$ déduits des réponses temporelles à des transitoires de source
ISAAC	MUSE-4	1999	ZONA2-B rendue sous critique  Générateur de neutrons pulsé intense GENEPI	1 position de la source,  diffuseurs Pb et ?,  $\rho$ à préciser	idem MUSE-3  +  compléments à préciser

## **L'EXPERIENCE MUSE-1**

- Simple
- Interprétée avec ERANOS
- Pas d'écart C-E notable observé : taux de fission, réactivité ( $\sim -1500$  pcm) et  $\varphi^*$  correctement prédits

## **L'EXPERIENCE MUSE-2**

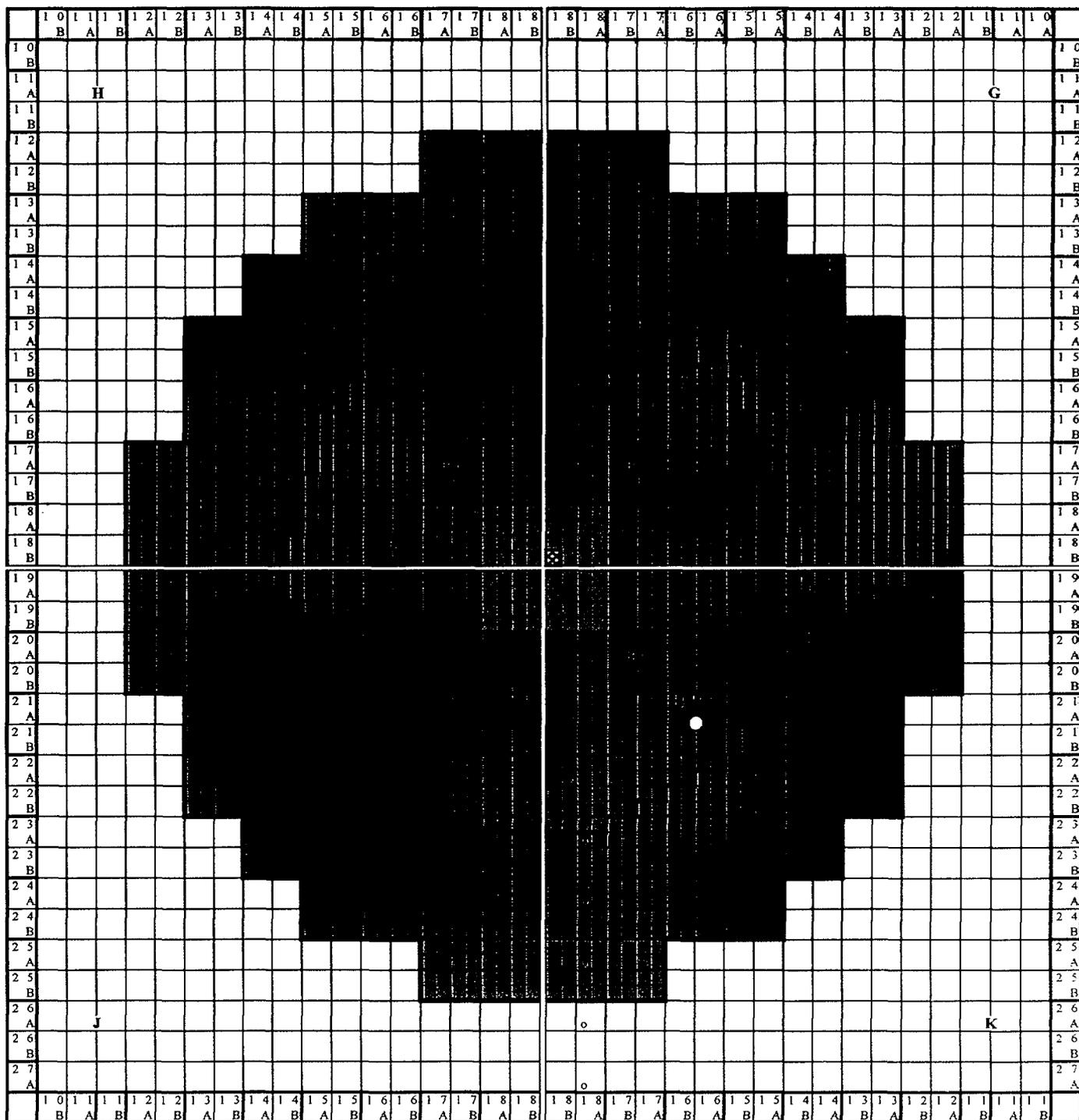
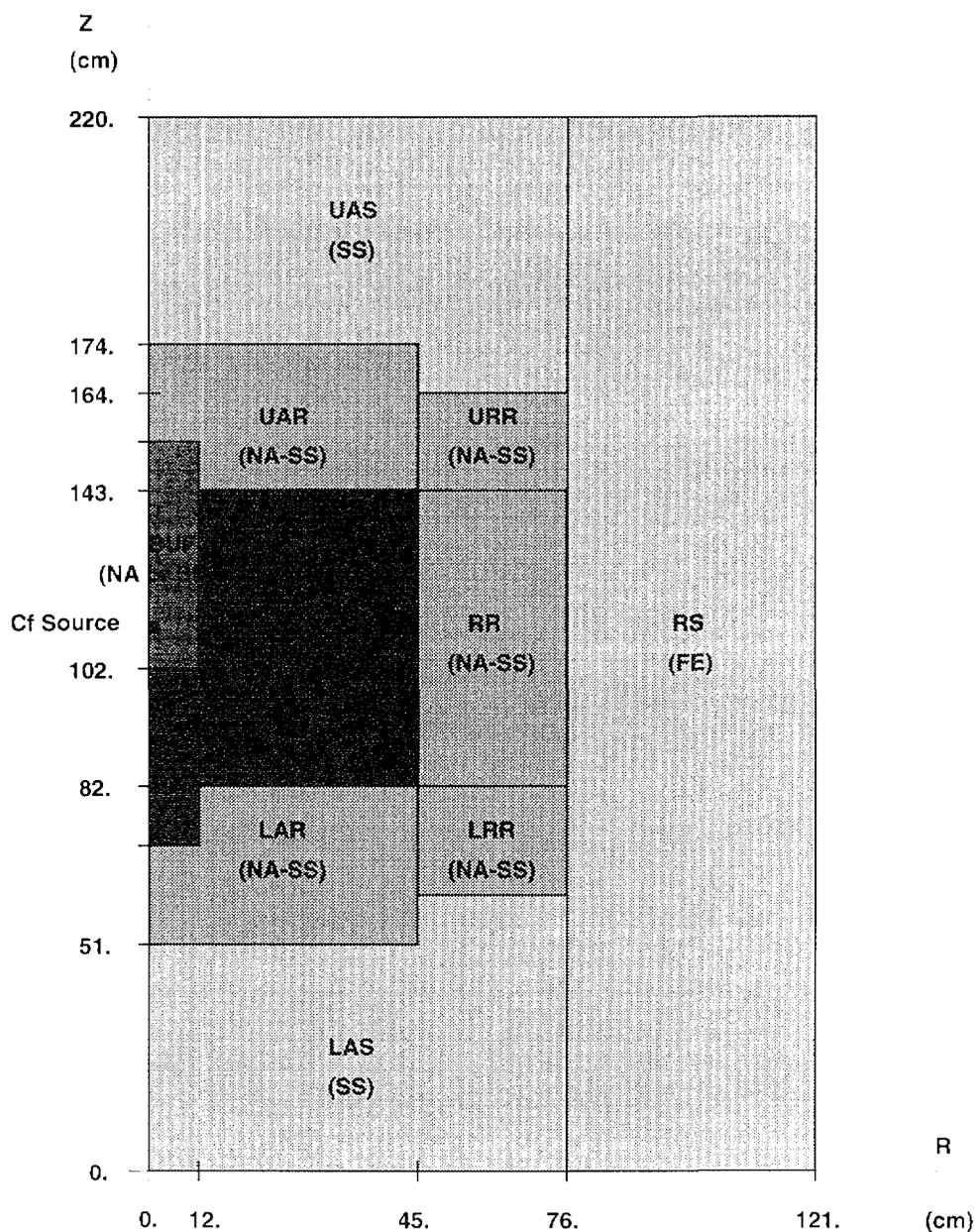


Fig. Configuration ZONA2-B MUSE2 à 899 cellules

# Modèle R-Z de la Configuration MUSE-2



## Quelques résultats d'interprétation de l'expérience MUSE-2 avec ERANOS :

- ◆ Réactivité
- ◆ Importance relative de la source de neutrons  $\phi^*$
- ◆ Traverses par chambre d'U-235

		<b>Diffuseur Na</b>	<b>Diffuseur Acier</b>
<b>Réactivité</b>	E	-0.03151 $\pm 0.00024$	-0.03631 $\pm 0.00031$
	C	-0.03553	-0.03890
	E-C	+0.00402	+0.00259
$\phi^*$ <b>S<sub>Cf</sub> au centre</b>	E	1.19 $\pm$ 4%	1.16 $\pm$ 4%
	C	1.26	1.21
	(E-C)/C	-5.1%	-3.7%
$\phi^*$ <b>S<sub>Cf</sub> à Z=+25cm</b>	E	0.90 $\pm$ 4%	0.83 $\pm$ 4%
	C	0.91	0.83
	(E-C)/C	-0.6%	+0.3%

Figure 7 - MUSE-2 SS Configuration - Experiment/Calculation Comparison Radial 235U Fission Rate

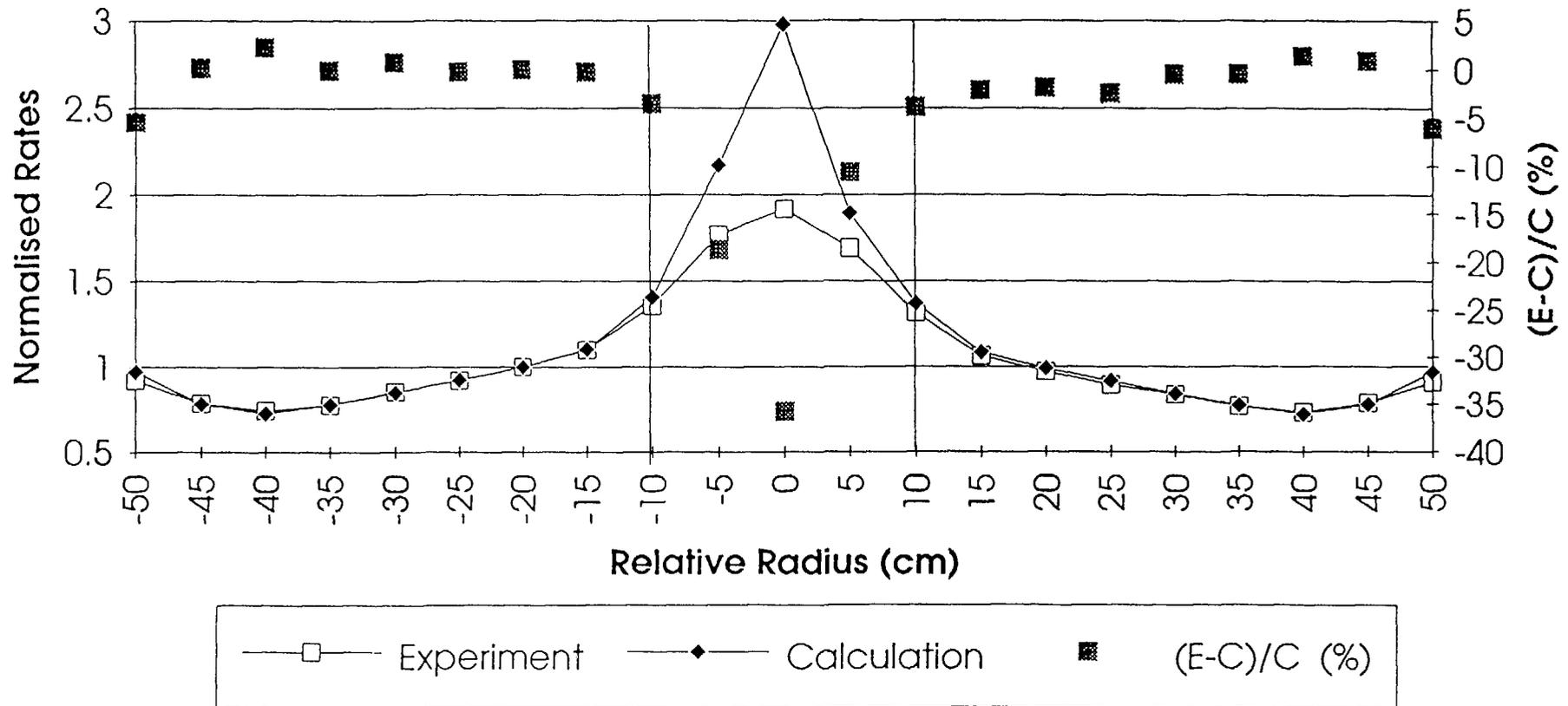
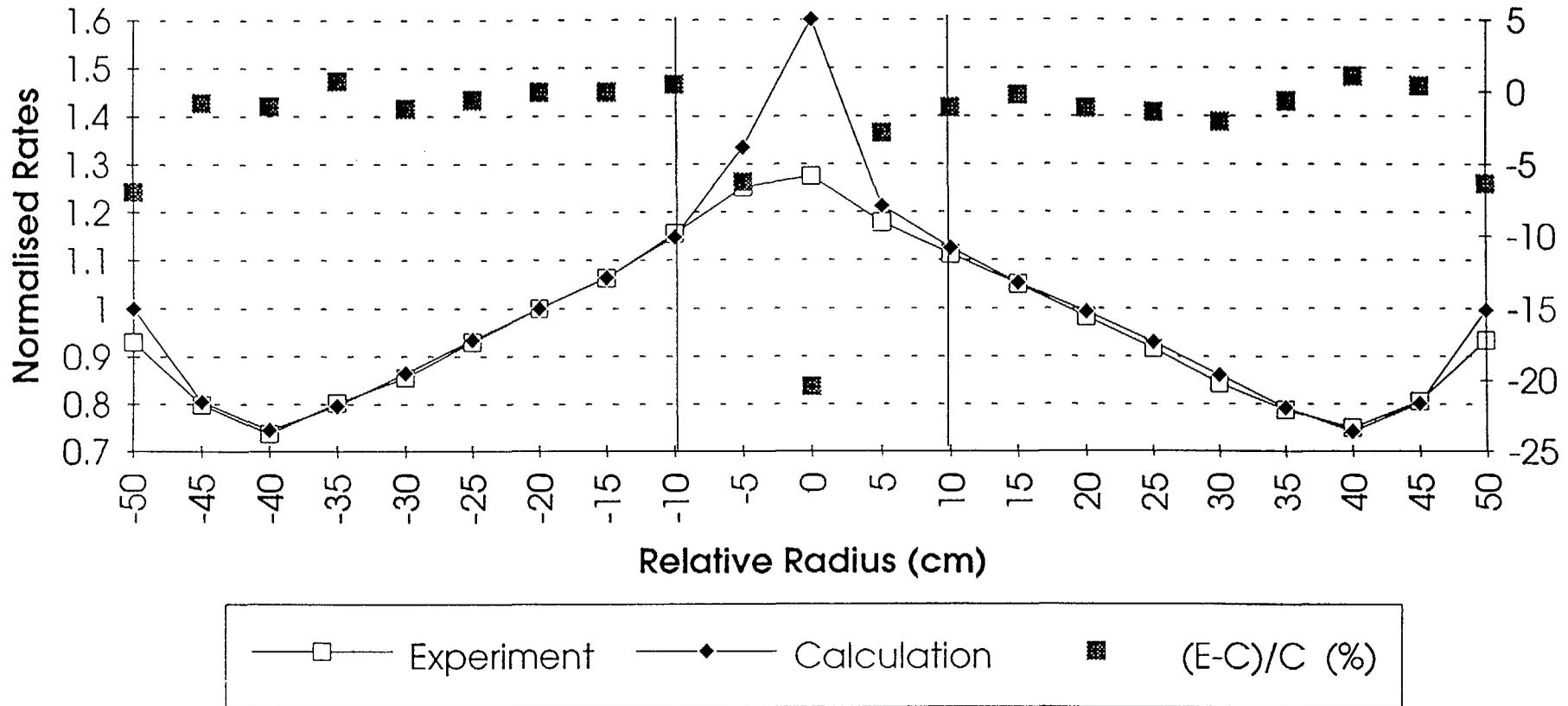


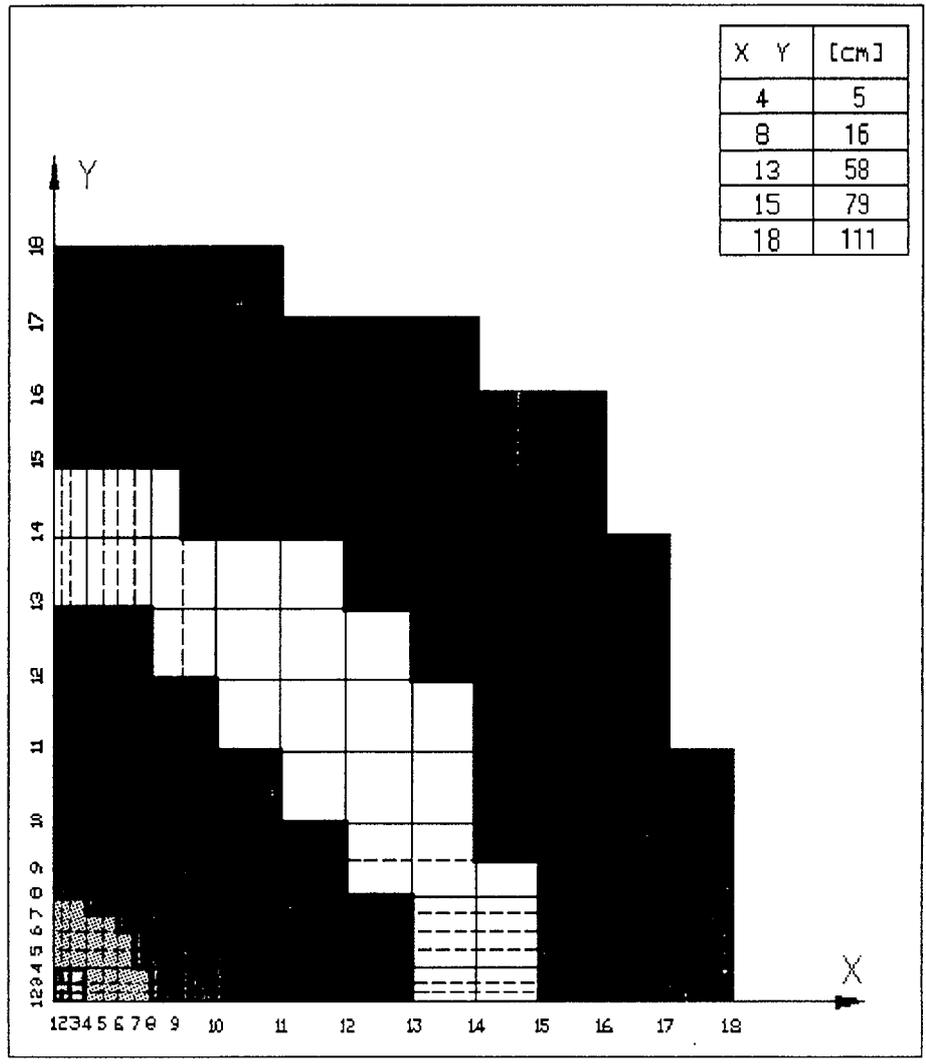
Figure 8 - MUSE-2 Na Configuration - Experiment/Calculation Comparison - Radial <sup>235</sup>U Fission Rate



## L'EXPERIENCE MUSE-3

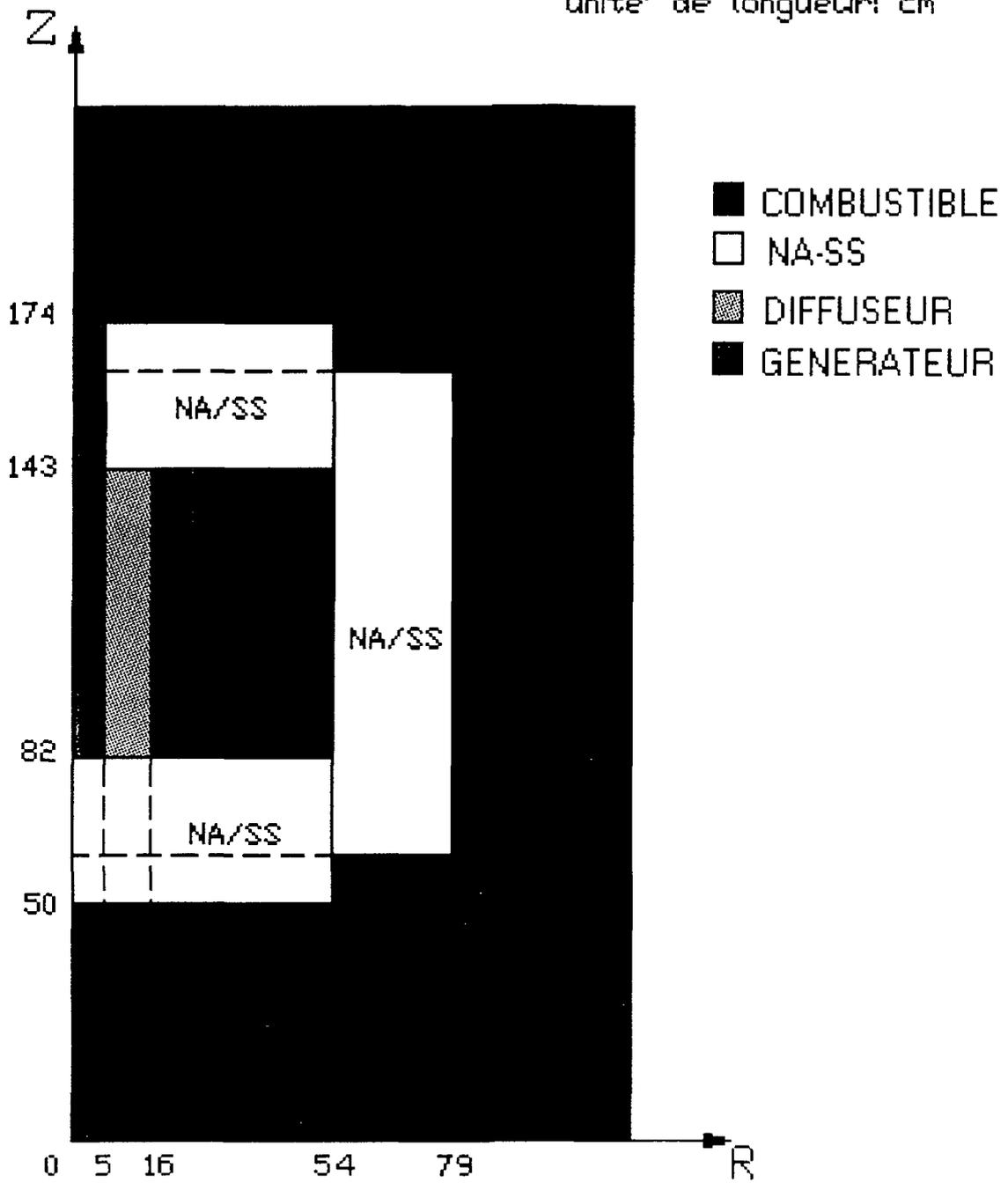
- En cours
- Source de Cf-252 remplacée par un petit générateur de neutrons capable de fonctionner en mode continu ou pulsé
- $E_n = 14$  MeV
- Intensité  $\sim 10^8$  neutrons  $s^{-1}$  en mode continu
- Placé dans le tube central, à la place d'un assemblage combustible
- Entouré d'une feuille de cadmium
- Mesures statiques
  - ◆ Mesure de l'antiréactivité du générateur
  - ◆ Mesures de la réactivité jusque  $K_{eff} \sim 0.96$
  - ◆ Traverses par chambre d'U-235
  - ◆ Mesures du spectre des neutrons (ISN Grenoble)  
avec et sans le diffuseur de plomb placé autour du générateur
- Mesures dynamiques
  - La configuration permet de générer des transitoires de source sans changer la nature du système ( $\neq$  mouvement de barre)
  - ◆ Essais de mesures de  $\rho/\beta_{eff}$  et  $\beta_{eff}/\Lambda$  à partir d'enregistrements de réponses impulsionnelles
- Interprétation avec ERANOS

-  ECRAN
-  NA-SS
-  PIT
-  DIFFUSEUR
-  GENERATEUR



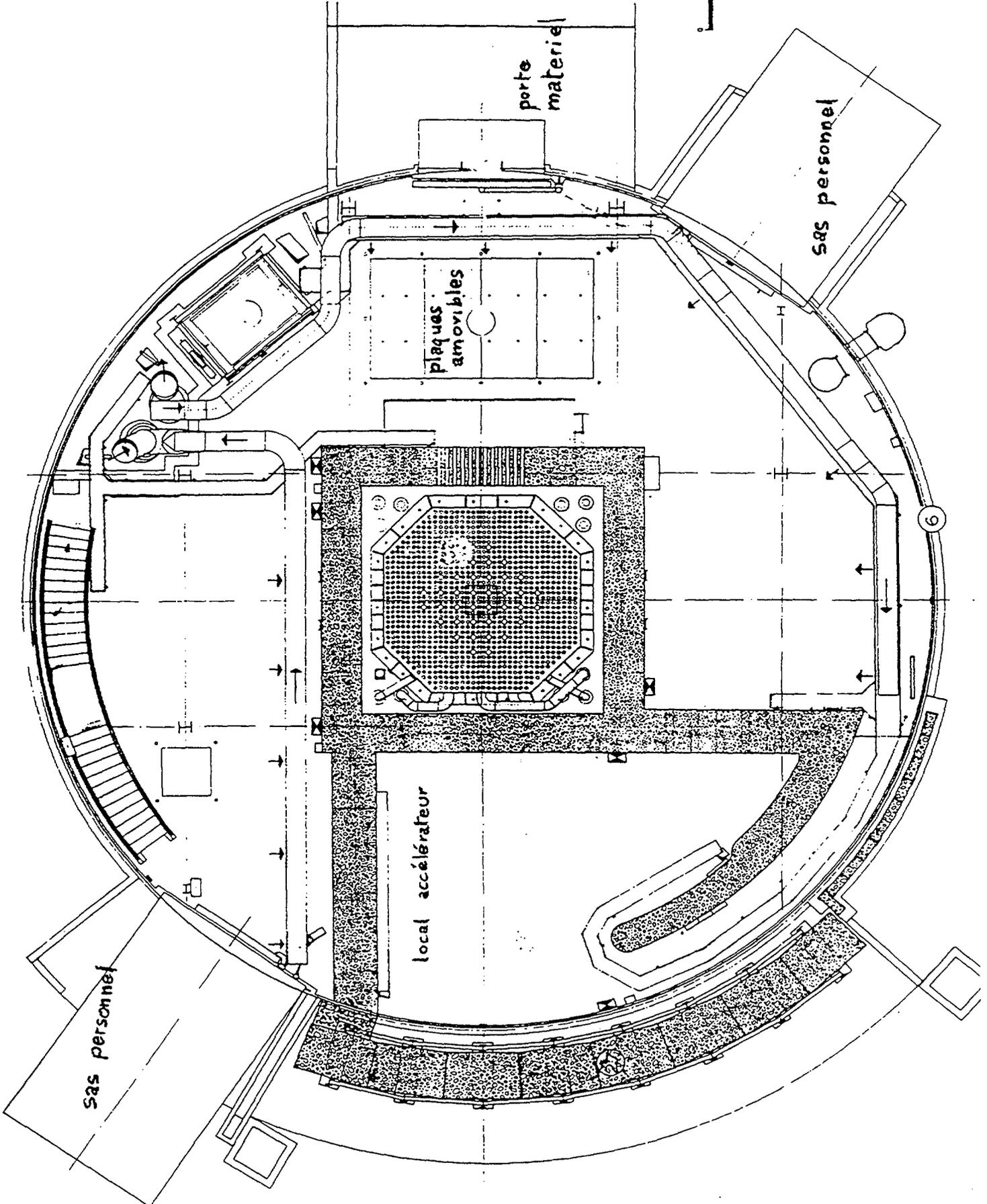
# MUSE3 : configuration R-Z

unite' de longueur: cm



## **L'EXPERIENCE MUSE-4**

- Prévus en 1999
- Mettra en oeuvre un générateur de neutrons pulsé intense GENEPI en cours de construction à l'ISN Grenoble
- Placé dans la « salle accélérateur » de MASURCA



## D. CONCLUSION

### **Les concepts de systèmes hybrides (à combustible solide et à spectre rapide)**

- présentent des spécificités par rapport aux réacteurs critiques classiques, d'un point de vue neutronique
- peuvent être étudiés en combinant des codes de spallation avec les outils de calcul développés pour les réacteurs, moyennant quelques extensions de ces outils
- doivent faire l'objet d'études de caractérisation spécifiques incluant des programmes de validation expérimentale

### **Les expériences MUSE dans MASURCA**

- s'inscrivent dans le cadre plus général du programme ISAAC
- reposent sur une démarche d'étude progressive et cohérente, dans un souci de séparation des phénomènes/problèmes pour une meilleure compréhension physique
- apportent des éléments indispensables de qualification des outils de calcul neutronique
- MUSE-1 et MUSE-2 → pas de « surprise »
- MUSE-3 en cours



**SFEN**

**Section "Physique des réacteurs"**

**12 mars 1998**

**- 8 -**

**Les expériences de type TARC en liaison  
avec la physique des réacteurs hybrides**

**J.M. LOISEAU (CNRS-IN2P3)**

# Physique des réacteurs sous-critiques Journée SFEN 12 mars 98

Les expériences de type TARC  
en liaison avec la physique des systèmes hybrides

JM LOISEAUX  
ISN Grenoble (IN2P3CNRS- UNIVERS.J. FOURIER)

## RESUME

Les résultats de l'expérience TARC réalisée au CERN en 1996 et 1997 par une collaboration CERN -IN2P3 -Espagne - Grèce sont présentés.

Dédiée à l'étude de la production des neutrons de spallation dans le plomb par des protons de 1 et 2 GeV, l'étude du transport de ces neutrons dans le plomb (ralentissement diffusion capture), cette expérience démontre également la validité et l'efficacité de la transmutation par traversée des résonances pour le  $^{99}\text{Tc}$  notamment. Les résultats expérimentaux concernant la répartition énergétique et spatiale du flux sont présentés avec des résultats issus de simulation. Une étude détaillée de la transmutation de  $^{99}\text{Tc}$  est aussi présentée. On montre également comment un spectromètre à ralentissement permet de valider des profils en énergie de sections efficaces  $n\gamma$ .

Le programme de validation de sections efficaces avec un spectromètre à ralentissement installé à Grenoble et qui va utiliser le générateur de neutrons pulsé intense GENEPI est présenté.

Enfin on montrera comment la grande analogie entre le spectre de neutrons dans un spectromètre à ralentissement et celui dans la couverture en plomb d'un réacteur à neutrons rapides, peut permettre une étude expérimentale de la transmutation dans des échantillons réalistes de produits de fission à transmuter que l'on prévoit de placer dans la couverture de réacteurs à neutrons rapides

Les expériences du type TARC  
en liaison avec la physique des réacteurs Hybrides.

J.M LOISEAUX - SFEN 12 Mars 98  
Institut des sciences Nucléaires de Grenoble.  
CNRS. IN2P3 - Université de Grenoble.

- 1) **L'expérience TARC : Objectifs et motivations .**
- 2) **Résultats de l'expérience ,  
comparaison avec la simulation .**  
Mesures de flux.-Resultats  
Mesures de taux de transmutation -Resultats  
et rôles des résonances.
- 3) **Suite du programme TARC :**  
Validation comparative de sections efficaces  $\sigma_{ny}$  et  $\sigma_{nf}$
- 4) **Analogies de la transmutation.**
  - dans un spectromètre à ralentissement
  - dans la couverture en plomb d'un réacteur à neutrons rapides.
- 5) **Conclusion**

**L'expérience TARC**  
**Collaboration CERN-CNRS IN2P3- MADRID-ATH7NES\_TRIESTE**  
**Porte parole C RUBBIA.**

**1) Les objectifs et motivations de TARC sont:**

- la validation expérimentale de la production de neutrons de spallation par protons de 1 à 2 GeV dans une cible de plomb.
- la validation du transport de ces neutrons de spallation dans un grand massif de plomb de la région du MeV à 1/10 eV
- la validation de la méthode de transmutation par neutrons de faible léthargie dans le domaine des resonances.

La figure 1 illustre la corrélation entre l'énergie des neutrons et leur temps de ralentissement. Produits par un paquet de protons issus du synchrotron PS du CERN de 20 nanosecondes toutes les 14s les neutrons de spallation se ralentissent dans le massif de plomb en quelques millisecondes. Cette figure illustre aussi la méthode de détection. des neutrons par la réaction  $n+{}^6\text{Li} \rightarrow d+ t$  .

## 2) Résultats de l'expérience ,comparaison avec la simulation

### A2 Mesures de flux

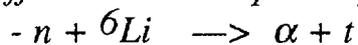
Les résultats concernant la mesure de flux sont illustrés sur la figure 2 qui montre une mesure de flux en fonction de l'énergie avec une comparaison avec la simulation, de même que la répartition spatiale des flux mesurés dans le massif de plomb.

Les résultats expérimentaux sont reproduits par la simulation avec une précision de 10 % environ. par ailleurs les résultats obtenus par différentes méthodes de mesure sont concordants dans une fourchette de 10%.

### *Conclusions sur les mesures de flux :*

#### Mesures concordantes

*par différentes techniques expérimentales .*



*- Mesures de flux intégrales par activation à des distances différentes de la source de n de spallation*

#### Accords avec la simulation .

*- Accord de  $\phi(E, r)$  avec la simulation .*

*L'accord sur la variation en fonction de E et de r sur un grand volume*

*valide le transport, le code,  $\sigma_{\text{élastique}}$  et  $\sigma_{n\gamma}$  du Plomb*

*- Accord sur la valeur absolue de  $\phi(E, r)$*

*valide la simulation de la spallation (nombre de neutrons-source et allure générale de la distribution spatiale et énergétique de ces neutrons source.)*

**B2 - ETUDE DE LA TRANSMUTATION DE PRODUITS DE FISSION**  
**Les résultats du  $^{99}\text{Tc}$  sont présentés**

Mesures de section efficaces  $n\gamma$   
Traversée adiabatique des résonances.

***Principe:*** Les neutrons ralentis dans le plomb perdent en moyenne  $\frac{1}{100}$  de leur énergie par choc. Tous les neutrons passent par toutes les énergies. L'absorption résonnante est donc très importante. voir fig 3

Le taux de transmutation dépend fortement de l'énergie du neutron (ou de son temps de ralentissement). voir fig 4 -

L'observation expérimentale est réalisée par un détecteur de  $\gamma$  suivant la capture d'un neutron par l'échantillon étudié.

Les résultats obtenus sur l'Or et le  $^{99}\text{Tc}$  sont présentés.

L'accord avec la simulation est tout à fait remarquable pour l'Or, un cas où la section efficace  $n\gamma$  est bien connue.

***Conclusion sur l'expérience sur la transmutation par réaction  $n\gamma$***   
***L'accord expérience - simulation conduit à***  
***-la validation du code de transport***  
***-la validation de la méthode de détection***  
***-la validation des sections efficaces  $n\gamma$***

***Ouvre la possibilité de mesurer des sections efficaces  $n\gamma$  ou  $n_f$***   
***de façon très rapide, et de façon comparative, en utilisant de très faibles quantités***  
***d'éléments .10 à 20 mg pour  $\sigma_{n\gamma}$  et 0,5 mg pour  $\sigma_{n_f}$***

***Donc une méthode expérimentale bien adaptée***  
***à la validation de données sur les " déchets radioactifs "***

### **-3 Transmutation dans la couverture d'un réacteur à n rapides.**

- Analogies des spectres TARC et couverture. voir fig5. Cette analogie est prévisible puisque le coeur du réacteur à n rapides constitue une source assez peu différente de la source de spallation
- Les profils du taux de transmutation en fonction de la distance à la zone multiplicatrice
- Effets sur le flux. voir fig
- Effets sur le k du réacteur voir fig

## ***Conclusion générales sur les expériences du type TARC***

1) L'expérience TARC constitue donc une sorte de **benchmark qui permet de valider en détail.**

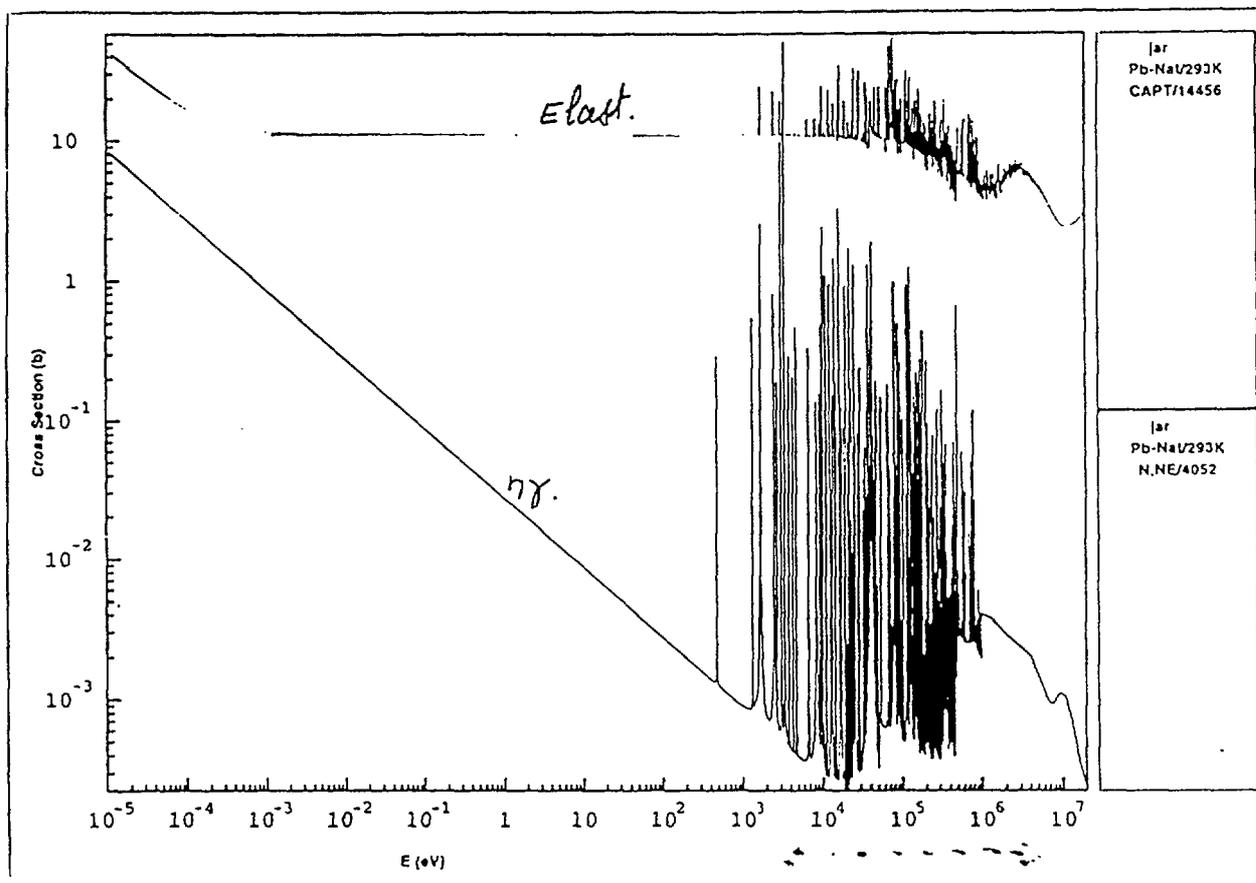
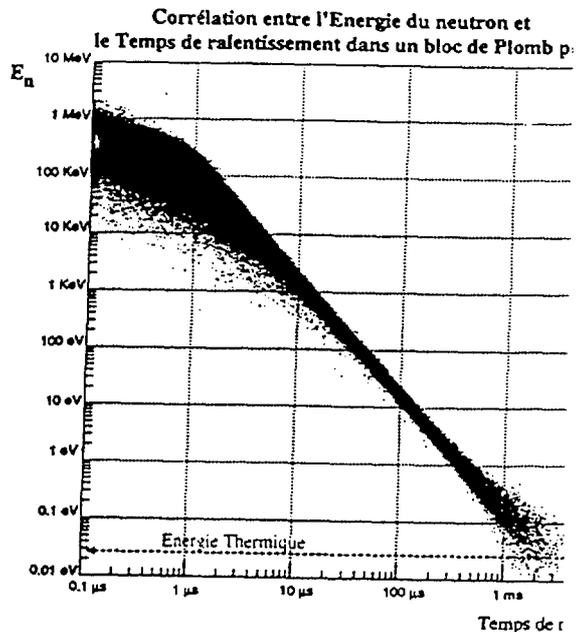
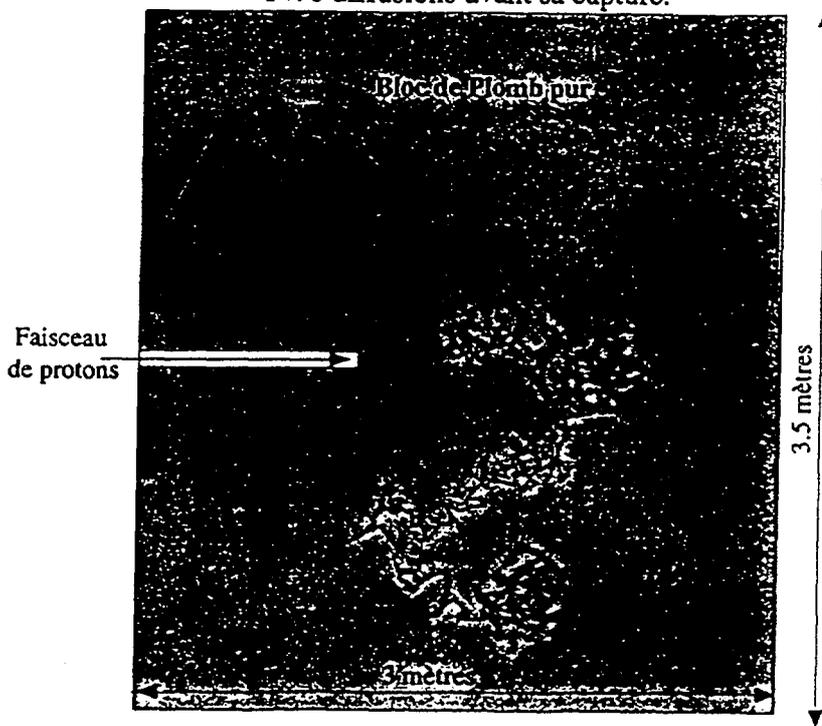
- La production de neutrons de spallation.(code)
- Le transport de ces neutrons dans un grand volume de plomb (code, section efficaces, impuretés, etc).
- Le mécanisme de transmutation dans un ralentisseur à faible léthargie.
- Une méthode rapide de validation de sections efficaces sur de faibles quantités d'éléments.

2) Les expériences futures du type TARC permettront

- de valider les sections efficaces des éléments à transmuter
- de valider facilement les différentes méthodes de transmutation des produits de fission en couverture de réacteur (ou dans le coeur de réacteurs).

3) Le programme TARC a amené un développement de nouvelles méthodes expérimentales adaptées pour valider

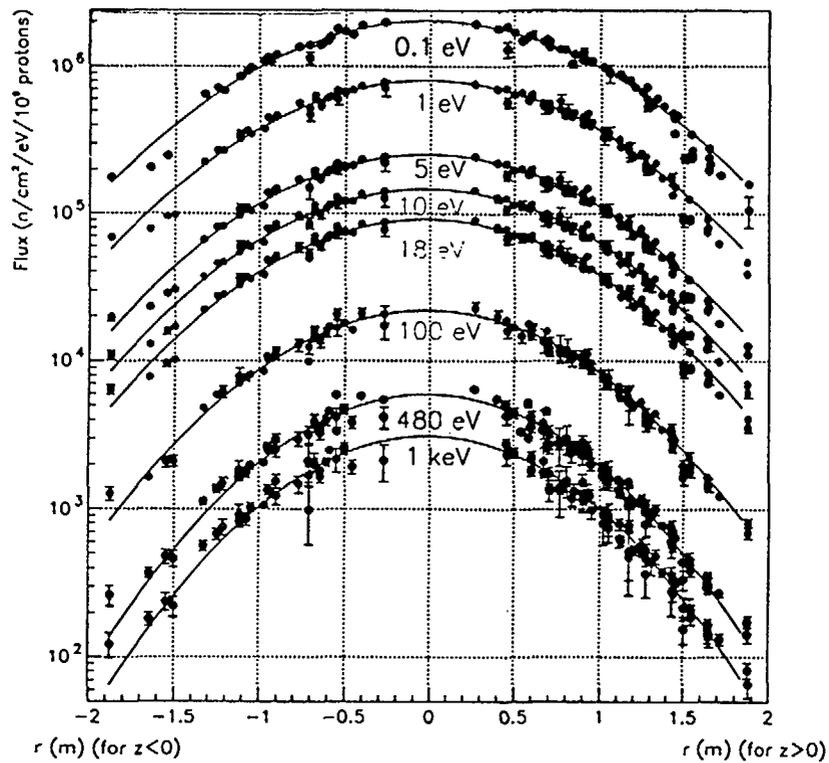
Trajectoire d'un neutron de 2 Mev créé au centre du bloc :  
1478 diffusions avant sa capture.



Plomb : Section efficace Diffus. élastique  
Absorption n $\gamma$

Fig 1

DISTRIBUTION SPATIALE  
du Flux  
~~du Flux~~  
Pour différentes énergies.



Expérience TARC.

Un exemple de Mesure de Flux  
dans le Bloc de Pb.

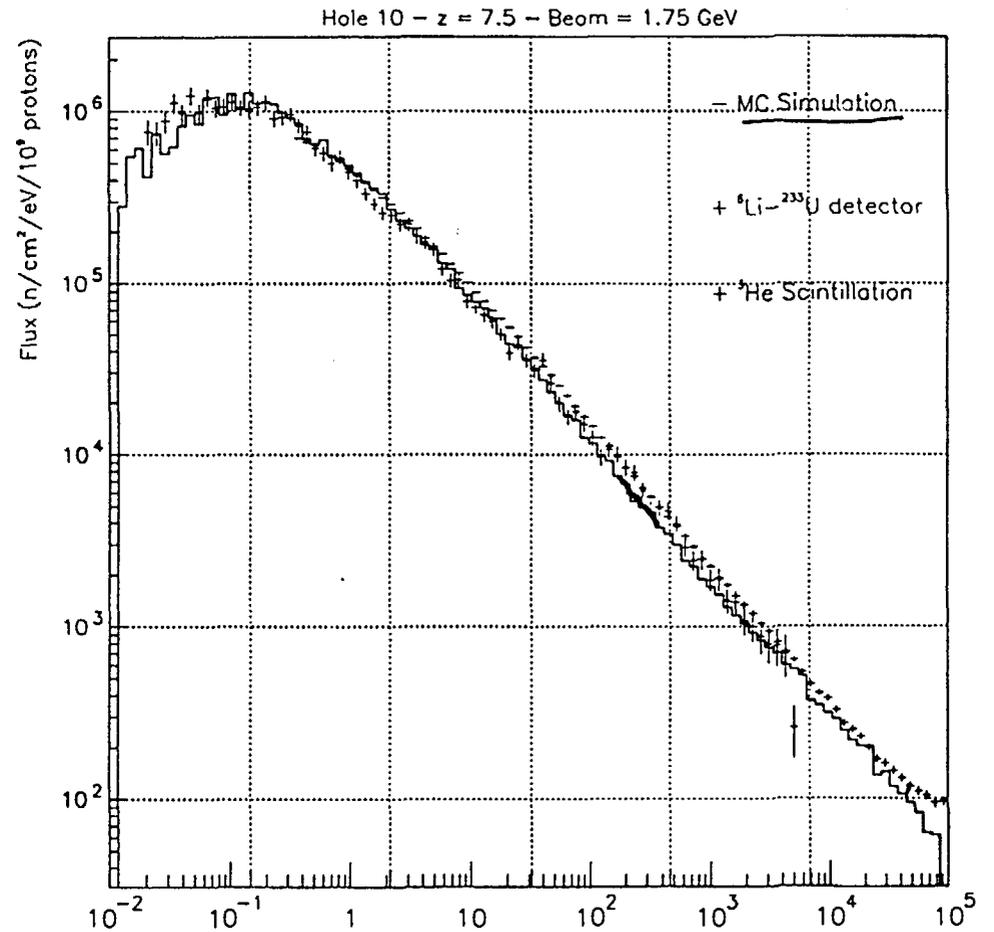
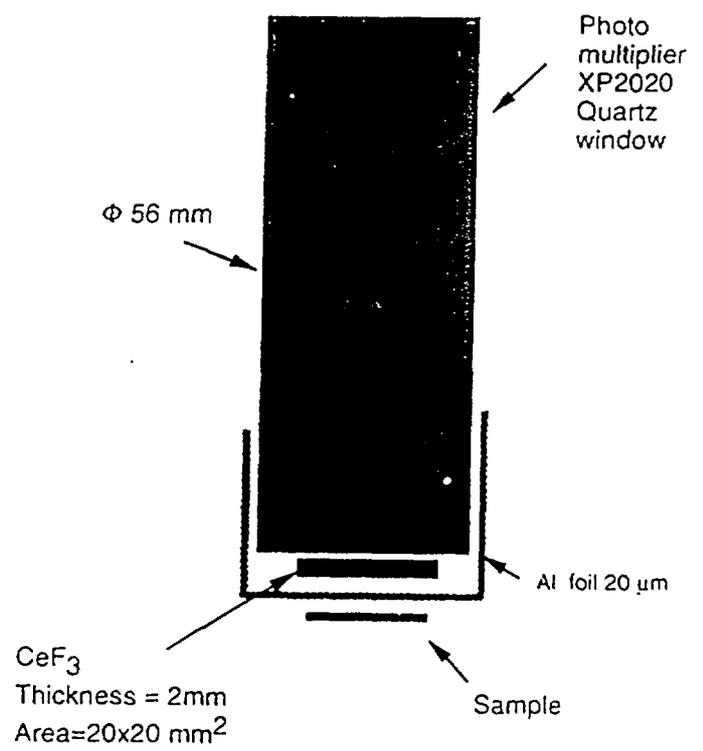
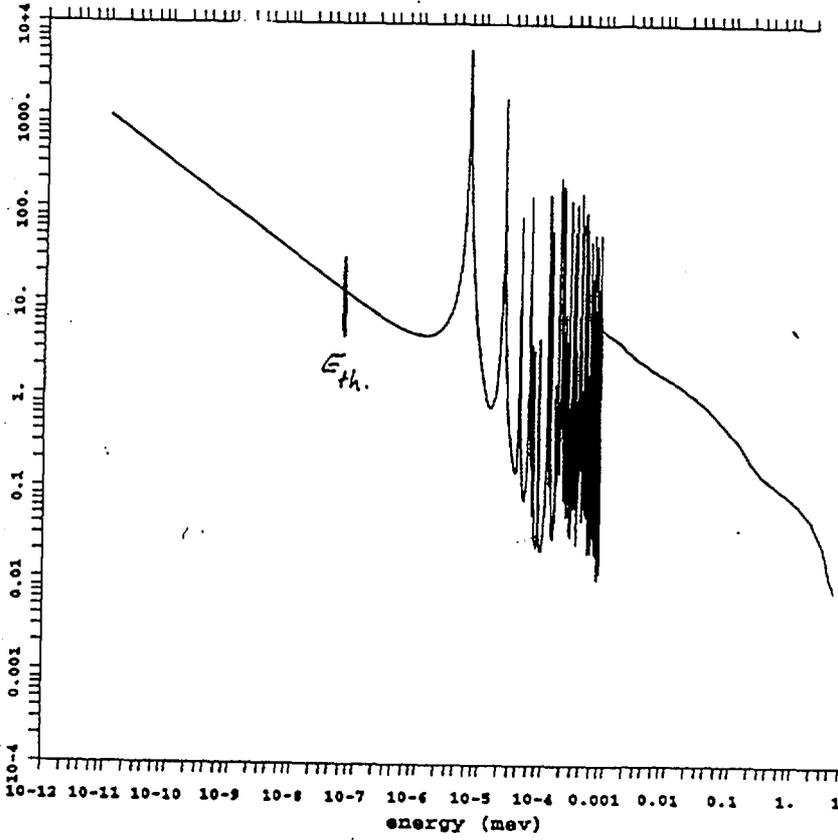
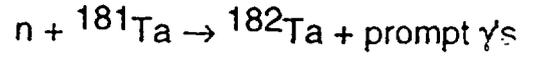


Fig. 2

# CeF<sub>3</sub> Scintillator Set-up

Technetium : capture cross section  
neutron reaction cross section



## Traversee Adiabatique de la Resonance Principale du <sup>99</sup>Tc (5,6 eV)

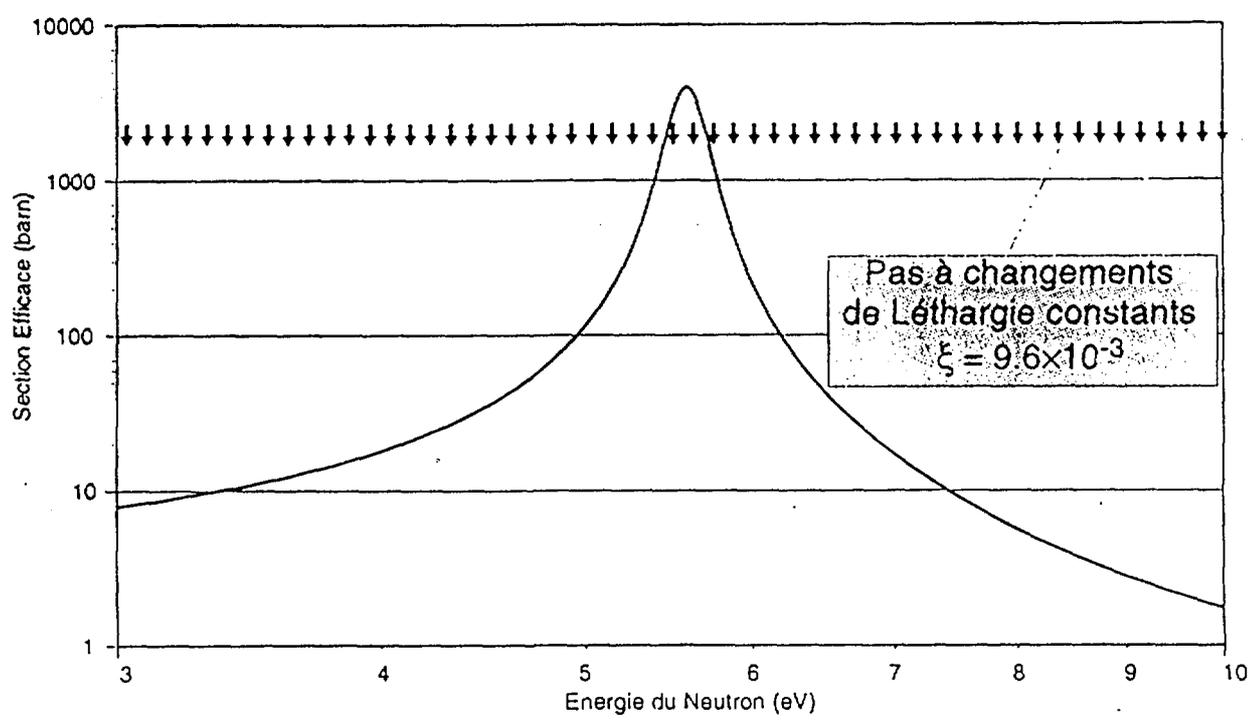


Fig 3

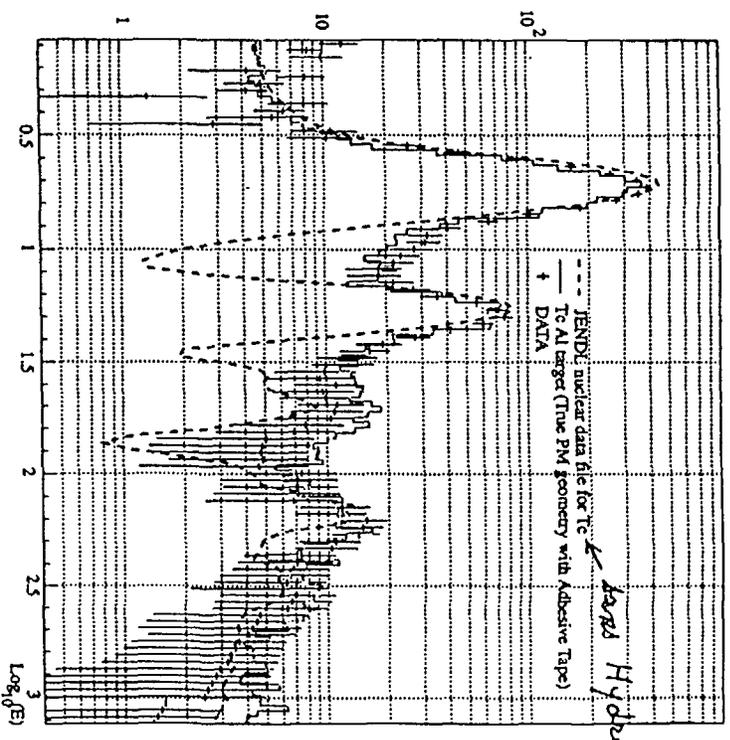
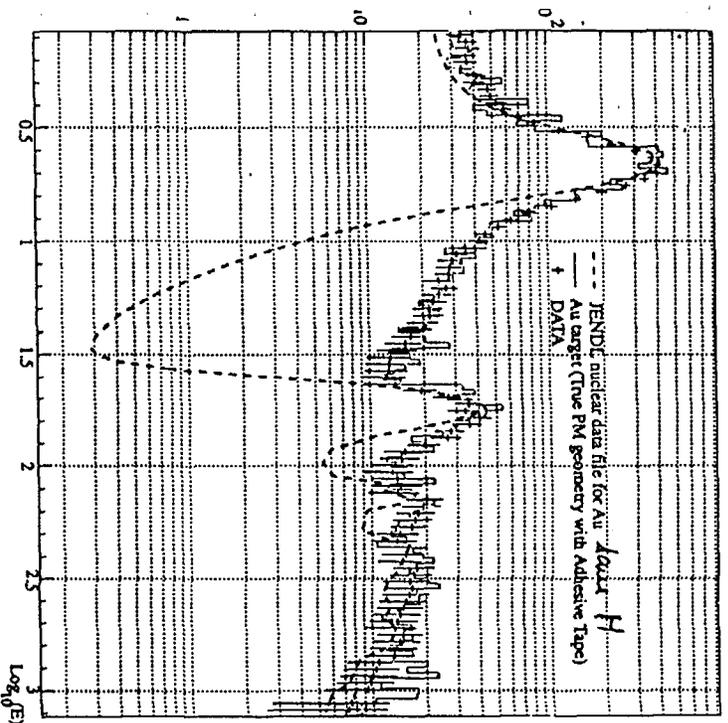
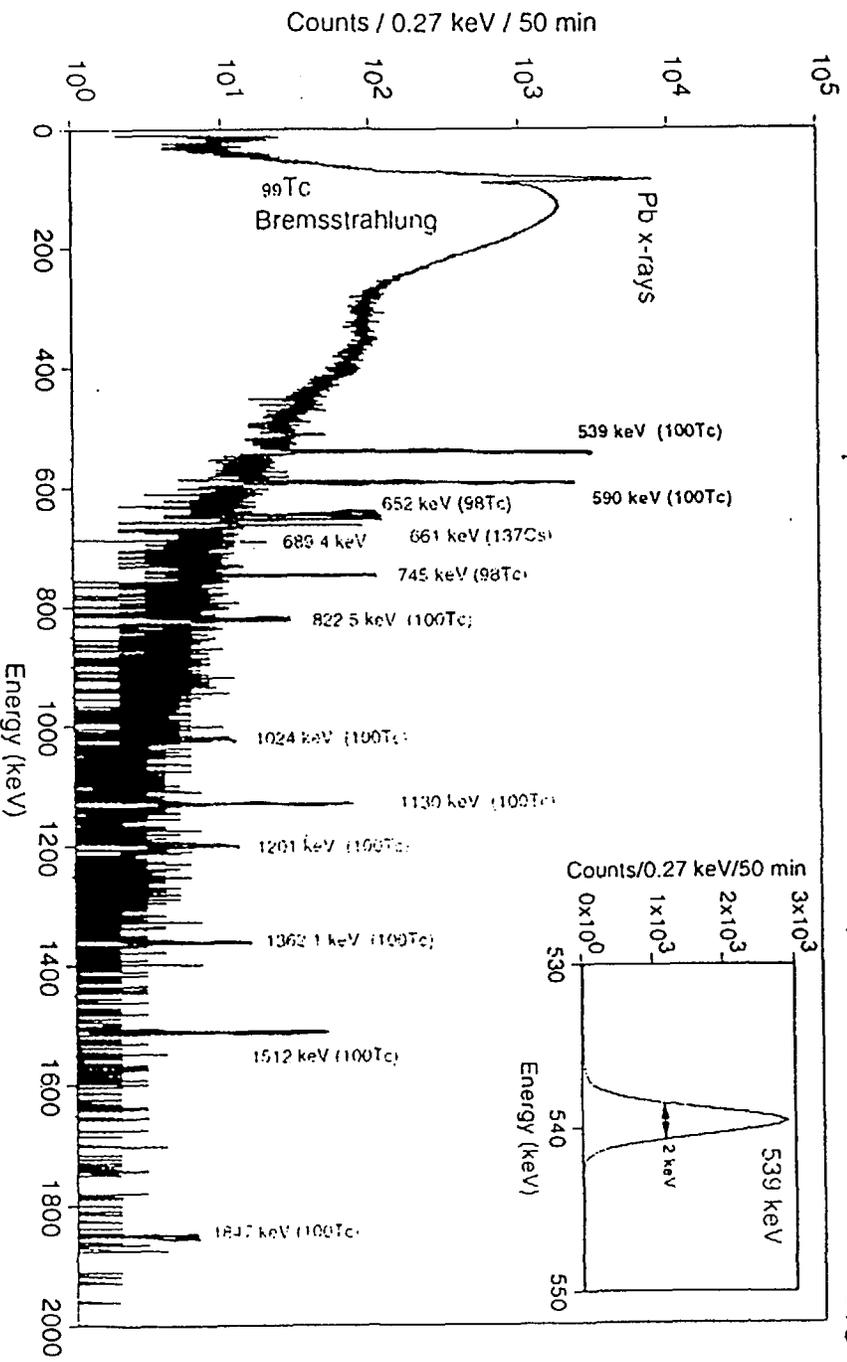


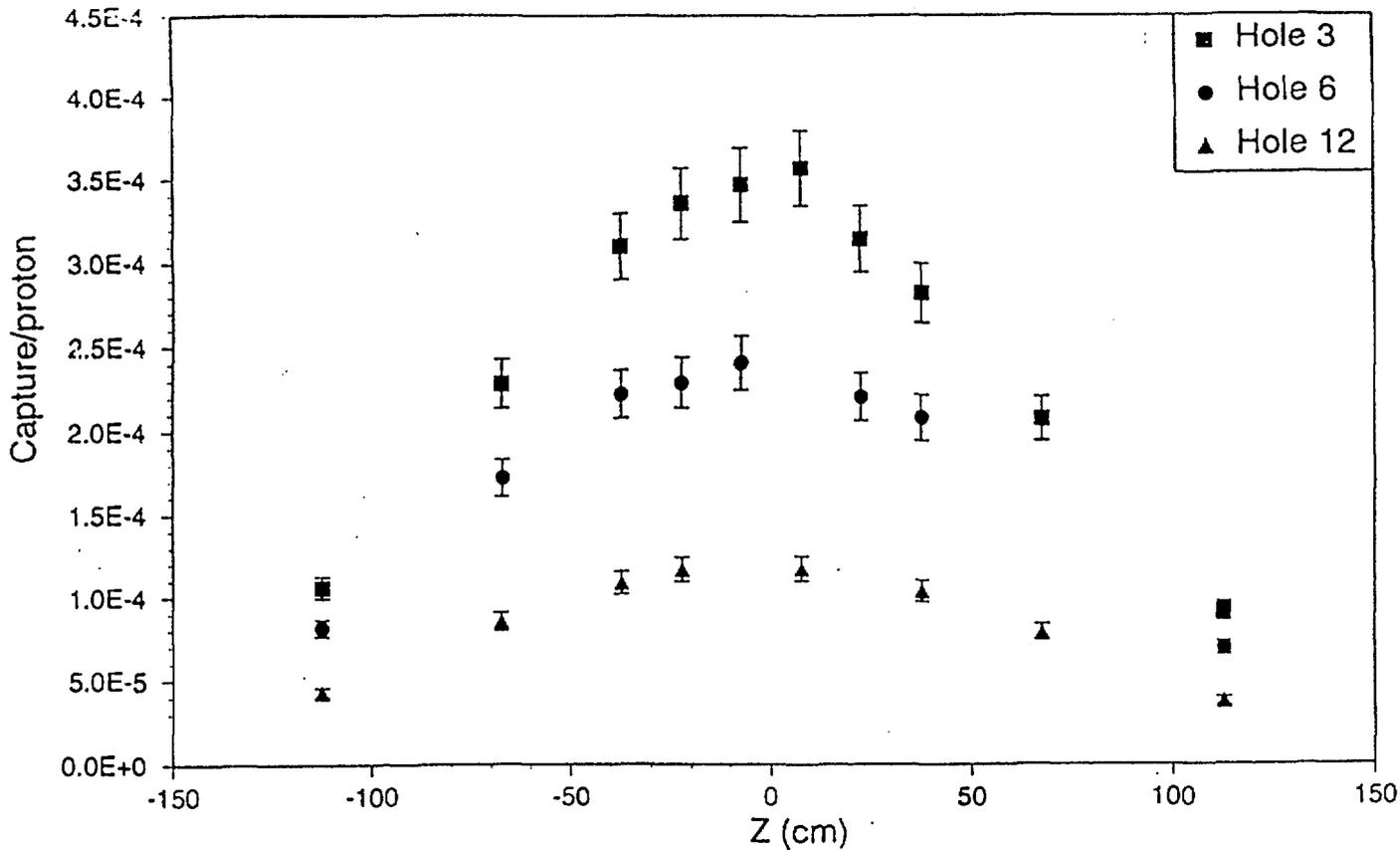
Fig 4

$^{100}\text{Tc}$  Spectrum from TARC Experiment *Activation*

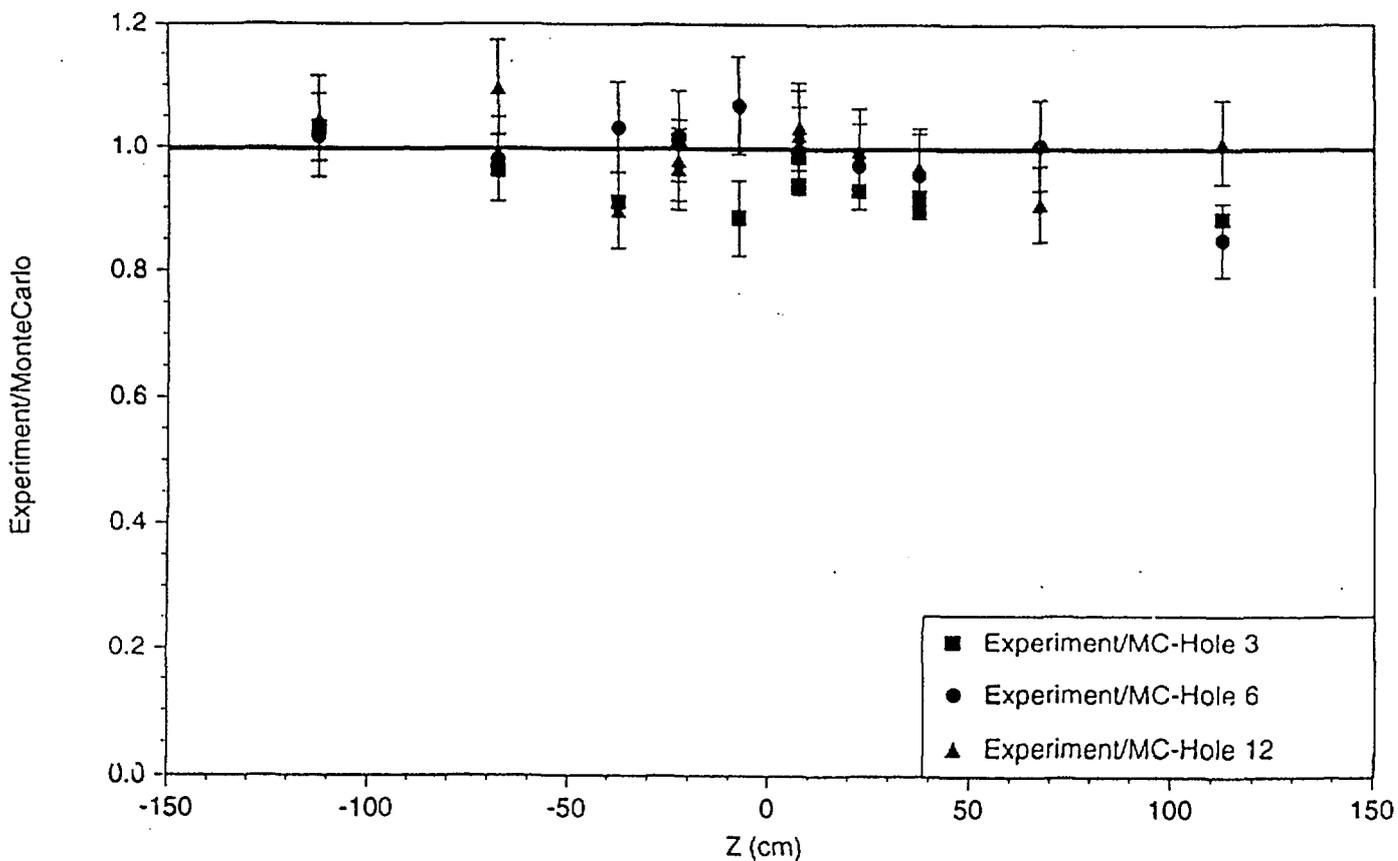


*Measures par activation.*

### TARC Experimental Results ( $^{99}\text{Tc}$ ) - Rabbit

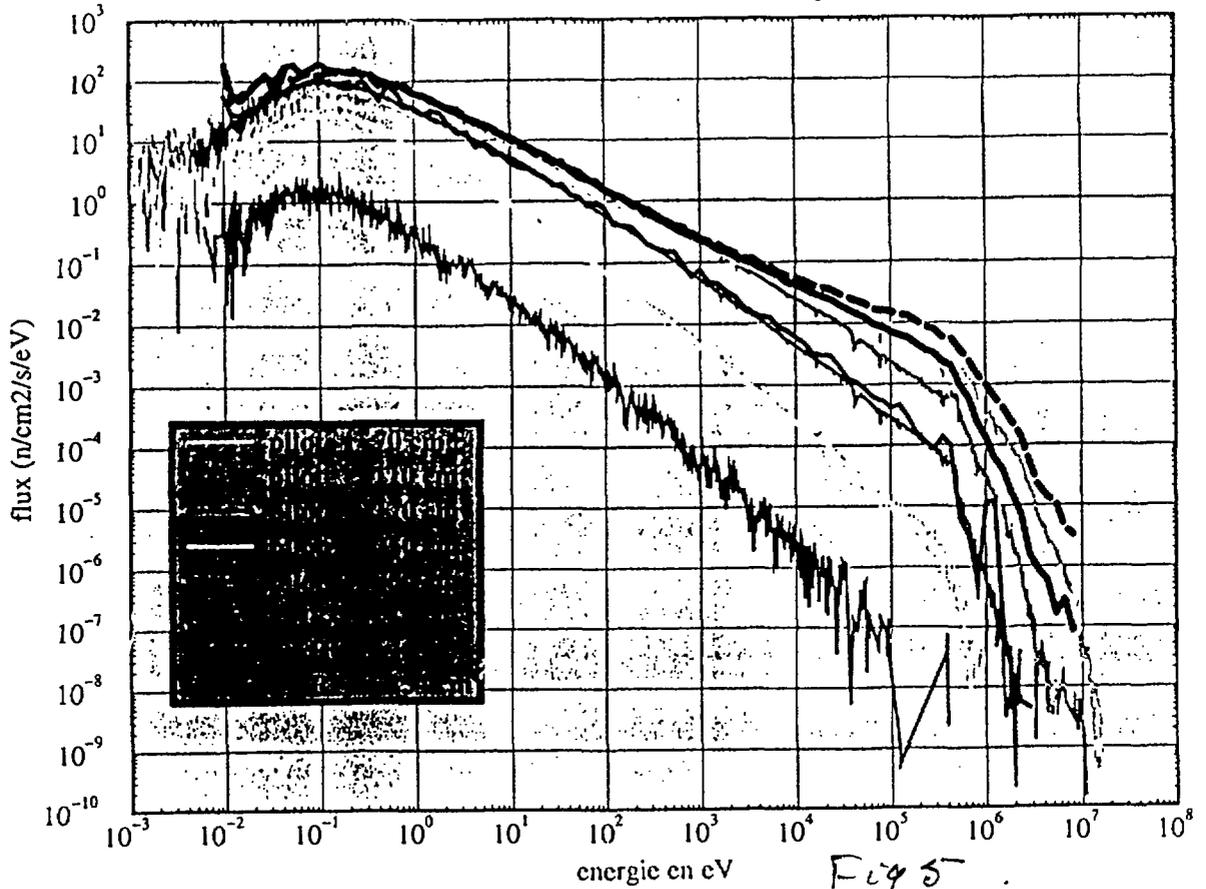


### TARC Measurement of $^{99}\text{Tc}$ Capture Rates (Rabbit)



# Comparaison des flux

TARC - couverture d'un reacteur pilote



# Modification du flux par le Tc

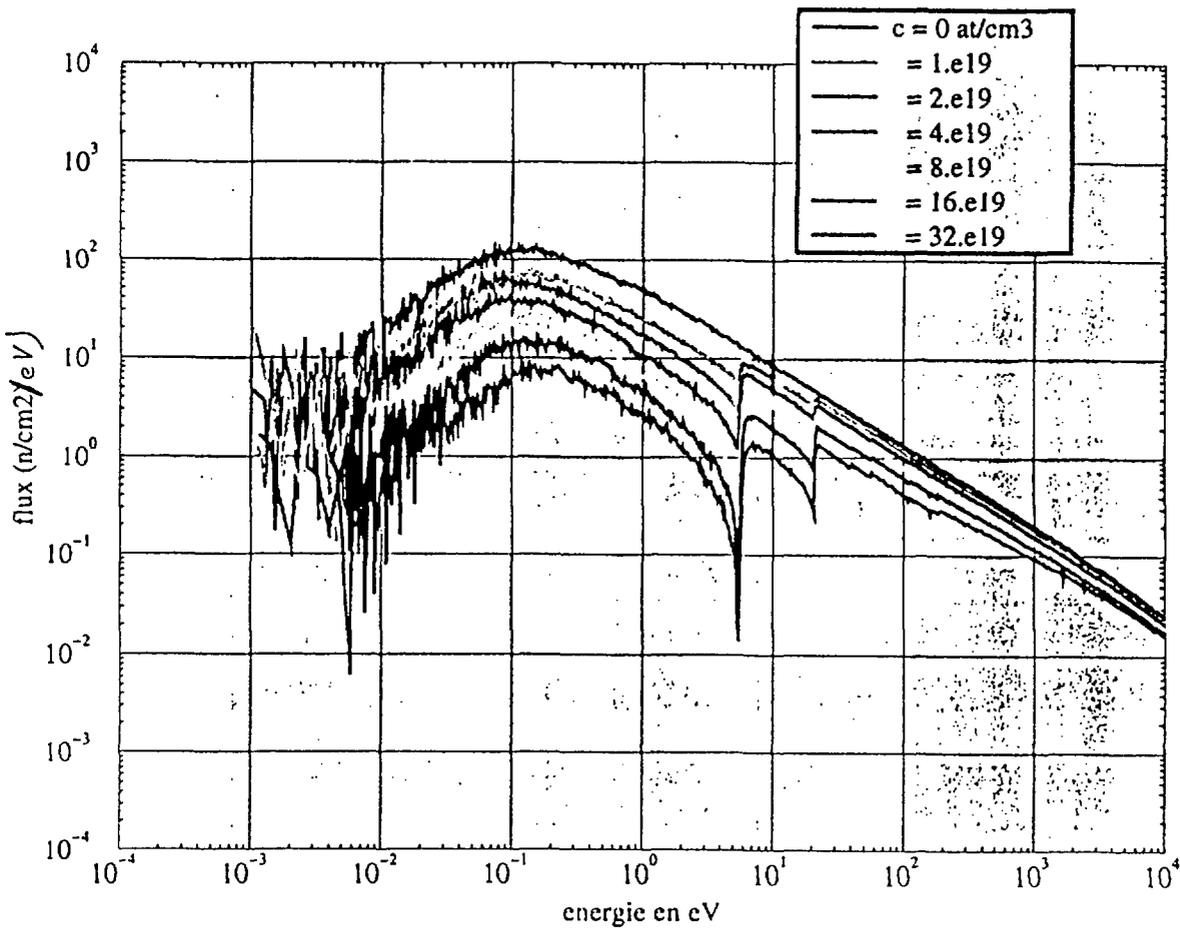
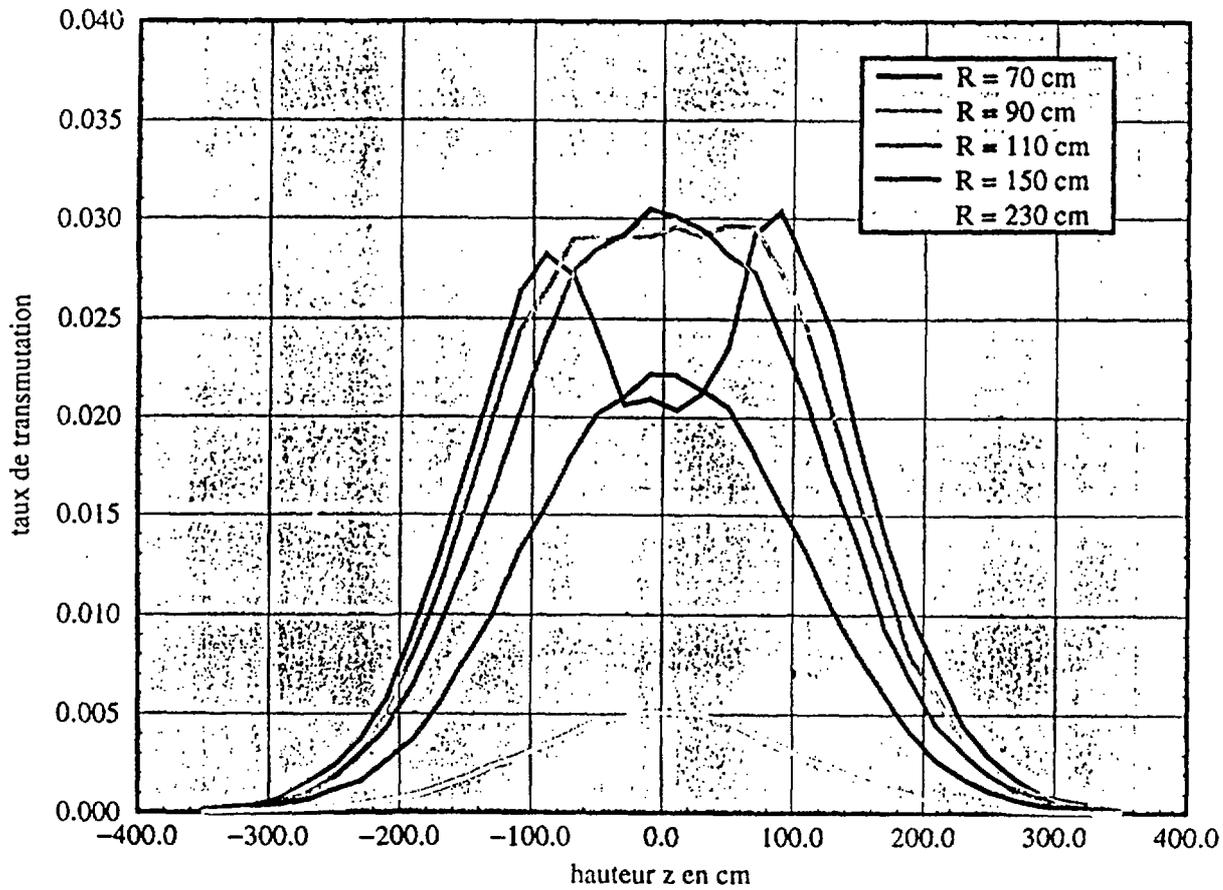


Fig 6

### Profil du taux de transmutation à R constant



### Modification du Ks par le Tc

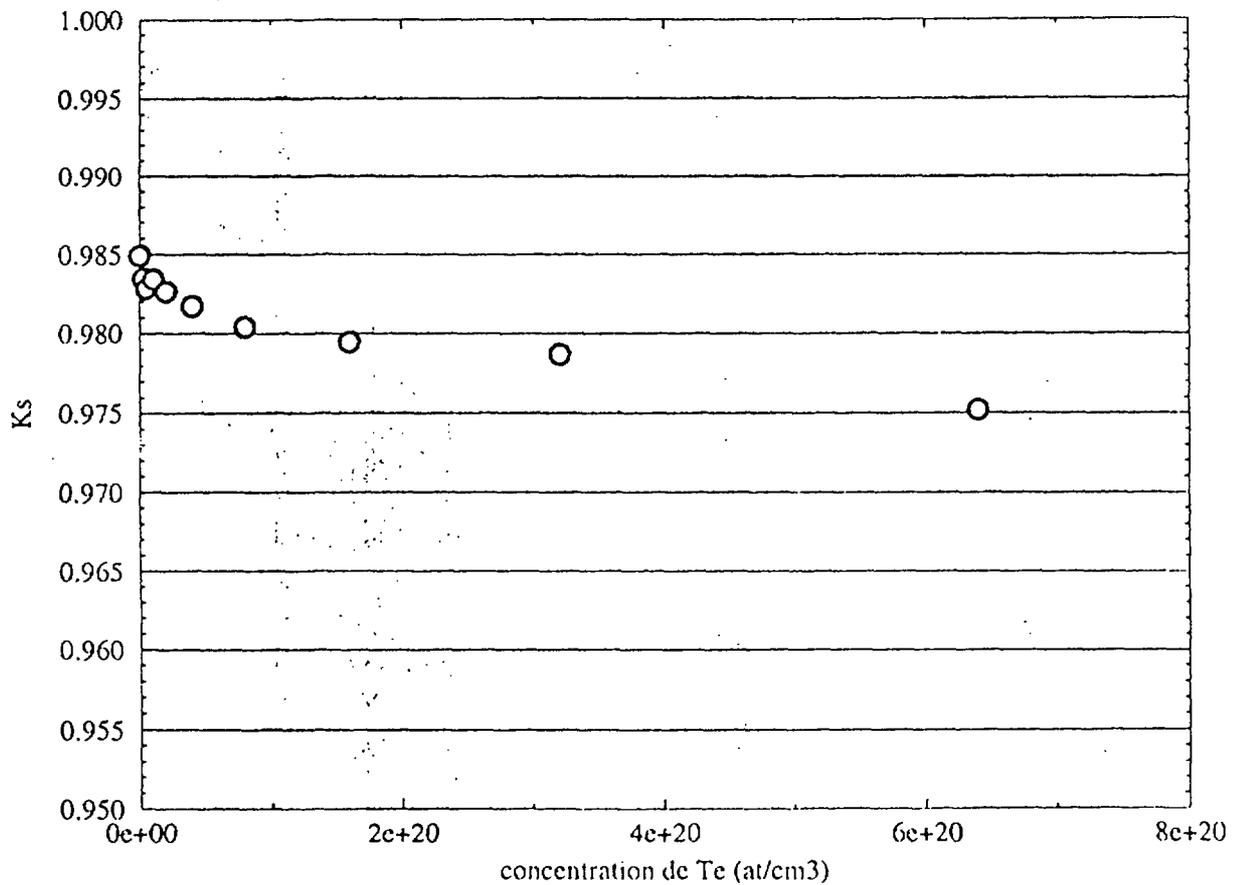


Fig 6 .

**TARC EXPERIMENT**  
(PS 211)

(Approved by CERN 15 June 1995)

*Supported by E.C.*

**EXPERIMENTAL STUDY OF THE PHENOMENOLOGY OF  
SPALLATION NEUTRONS IN A LARGE LEAD BLOCK**

*Spokesman: C. Rubbia.*

**Athens University**

Angelopoulos A., Apostolakis A., Sakelariou K., Sakelliou L., Zarris G.

**Basle University**

Kokkas P., Pavlopoulos P., Vlachos S.

**Bordeaux-Gradignan CEN**

Andriamonje S., Arnould H., Bompas C.A., Del Moral R., Lacoste V.

**CERN**

Carminati F., Cennini P., Fernández R., Gelès C., González E., Goulas I.,  
Kadi Y., Klapisch R., Revol J.-P., Roche C., Rubbia C., Rubio J.A., Saldaña F.

**Genoa University/INFN**

Macri M.

**Grenoble ISN**

Attale F., Belle E., Giorni A., Loiseaux J.M., Meplan O., Nifenecker H.,  
Schussler F., Viano J.B. *Calculs reacteurs. S. David*

**Madrid CEDEX**

Aleixandre J., Bueno J., Cerro E., González O., Tamarit J. *D. Heuer*

**Madrid University Alfonso X el Sabio**

Díez S., Pérez-Navarro A.

**Madrid University Autónoma**

Embid M., Gálvez J., López C., Pérez E., Poza M., Vieira S.

**Madrid University Politécnica Univ.**

Abánades A., García J., Perlado M.

**Orsay IPN**

Hussonnois M., Le Naour C., Trubert D.

**Padova University/INFN**

Casagrande F.

**Thessaloniki University**

Eleftheriadis C., Kittis G., Nikas D., Papadopoulos I., Savvidis E., Tzima A.,  
Vlachoudis V., Zioutas K.

**Sincrotrone Trieste**

Buono S.

Spokesman: Rubbia C. Contactman: Revol J.-P.

# Expérience T A R C

Collaboration CERN - IN2P3 - Madrid - Athènes  
Porte parole C. RUBBIA

## T A R C Objectif :

(**T**ransmutation by **A**diabatic **R**esonance **C**rossing)

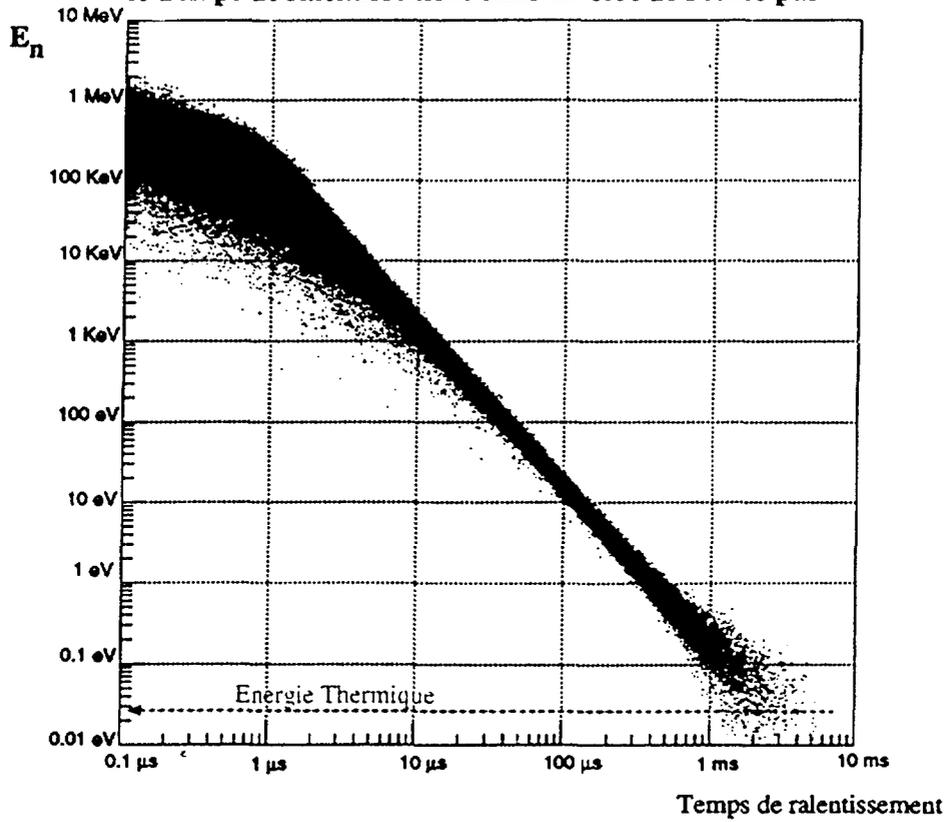
- 1) Etude expérimentale des propriétés de transport des neutrons de spallation dans un grand massif de plomb pur.
- 2) Validation quantitative de la transmutation par des neutrons en cours de ralentissement.

Massif de plomb : 330 tonnes  
 $\simeq 10 \text{ m}^3$  (3 x 3 x 3,3 mètre )

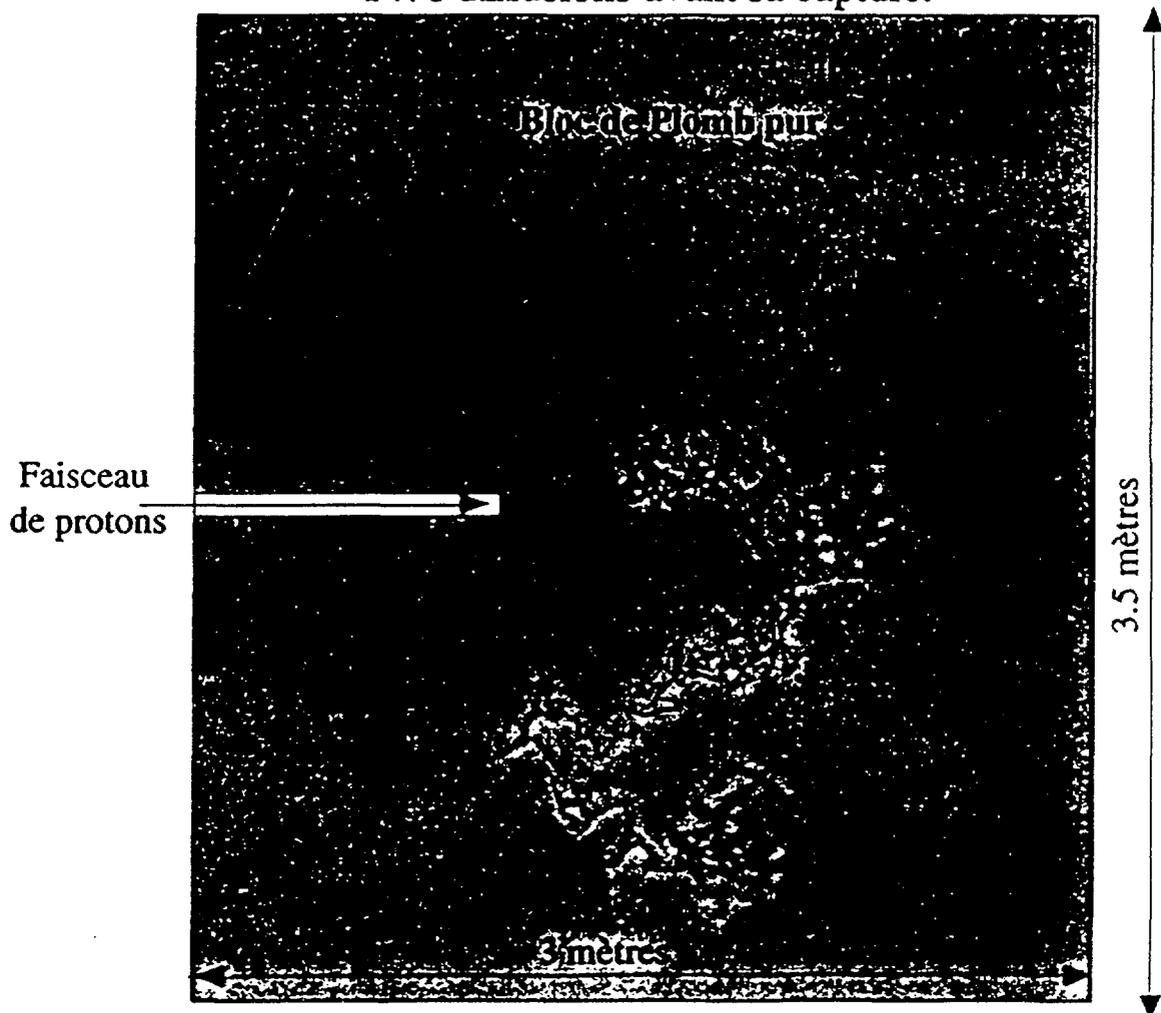
Faisceau du P S CERN  $E_p = 1,5 \text{ à } 2,7 \text{ GeV}$   
 $10^8 \text{ à } 10^9$  protons par burst de 20 ns  
toutes les 14 secondes

Expérience réalisée durant les années 1996 et 1997

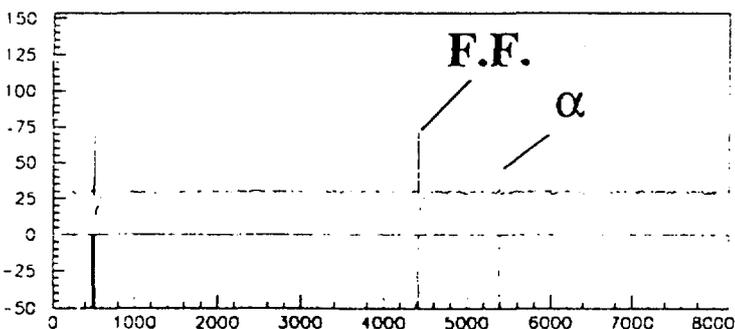
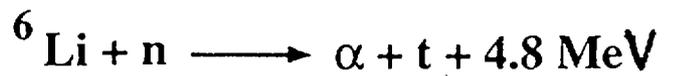
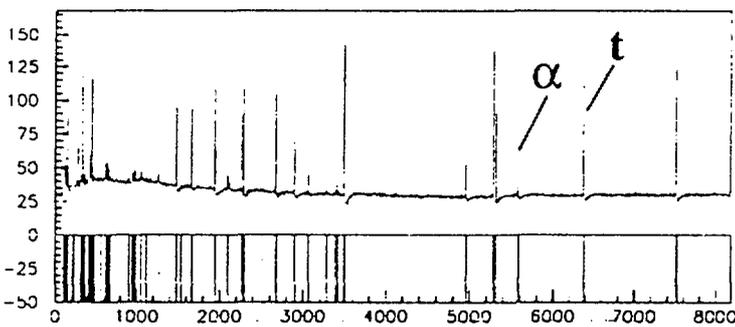
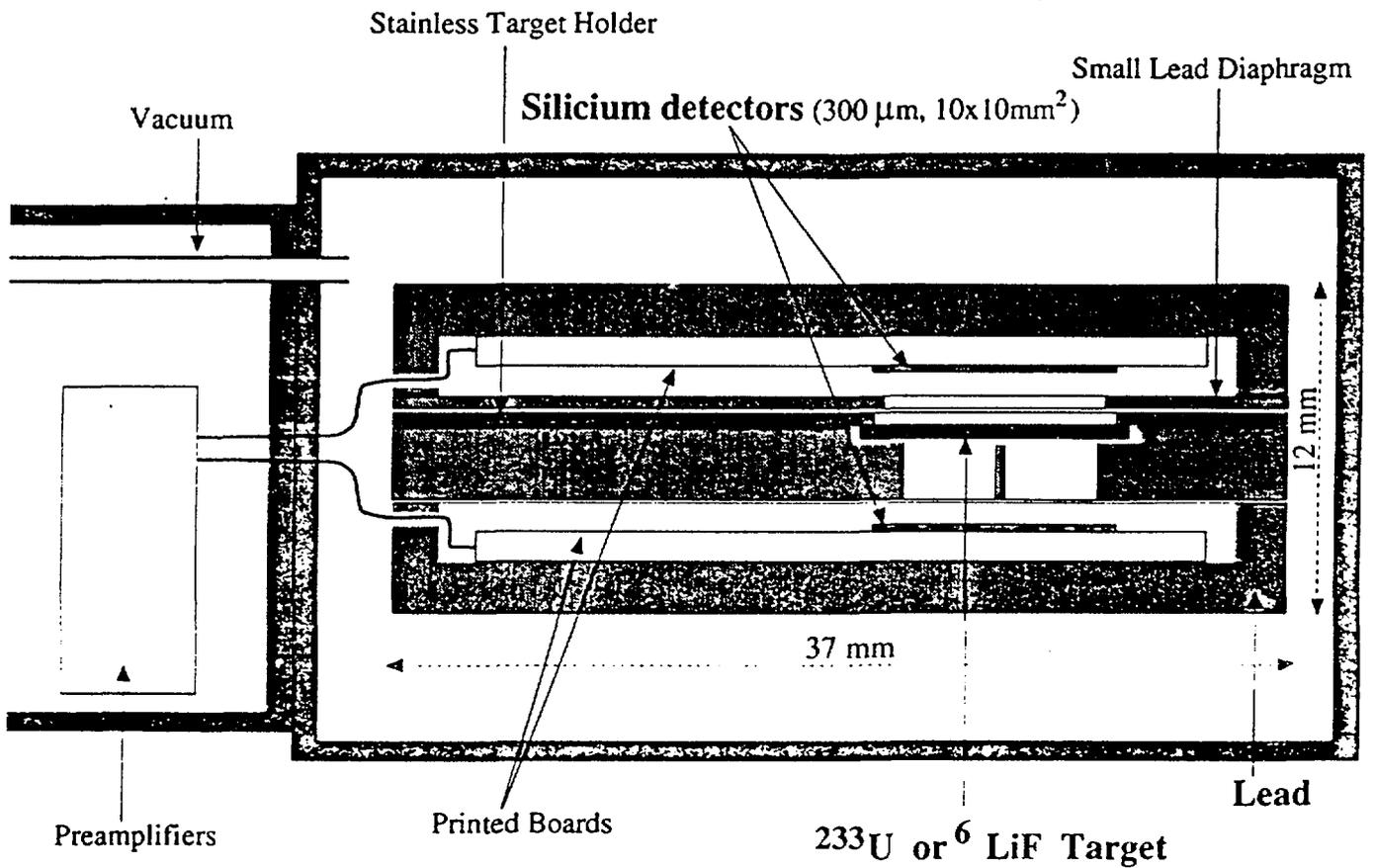
Corrélation entre l'Energie du neutron et le Temps de ralentissement dans un bloc de Plomb pur

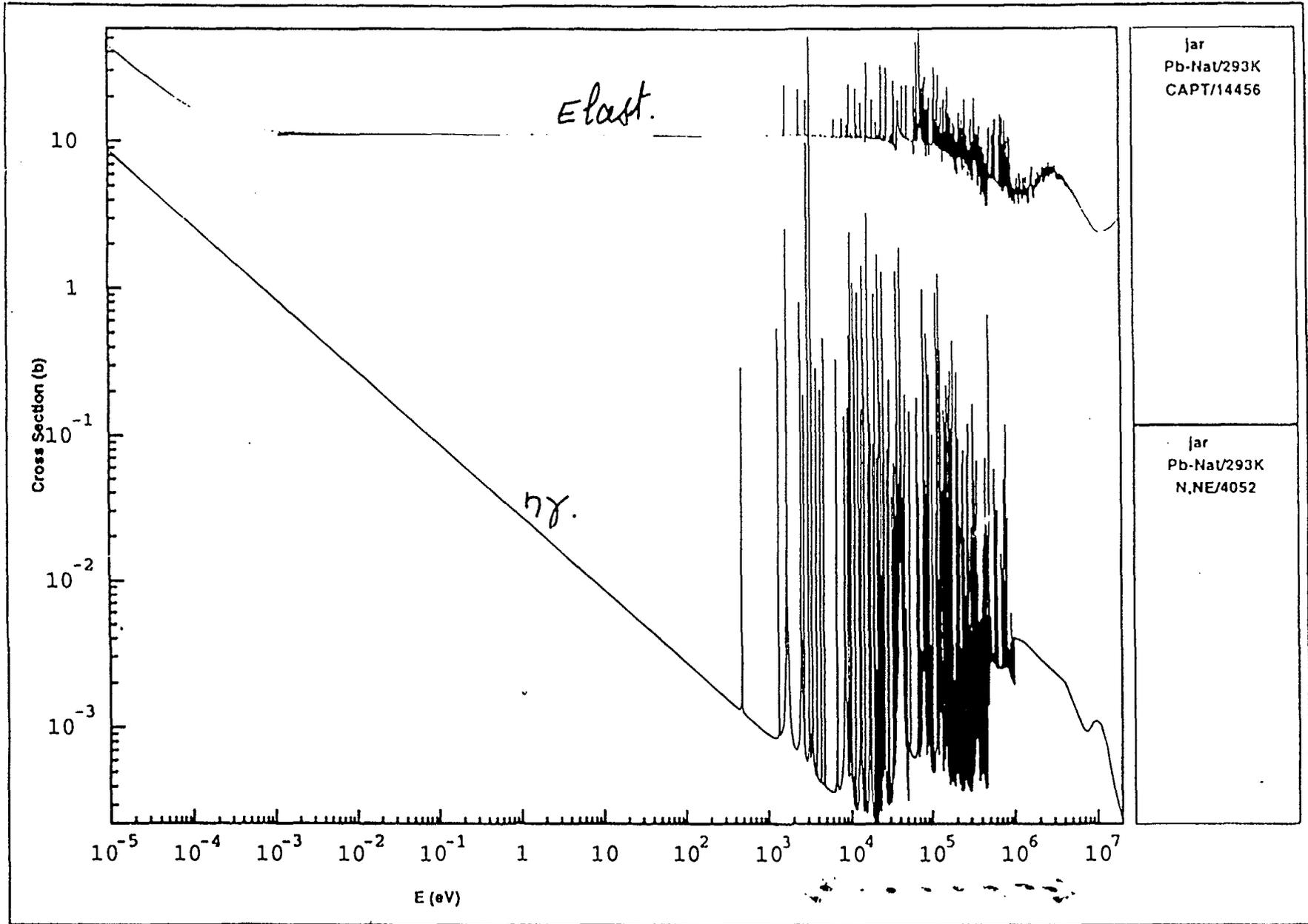


Trajectoire d'un neutron de 2 Mev créé au centre du bloc :  
1478 diffusions avant sa capture.



# Détecteur de neutrons

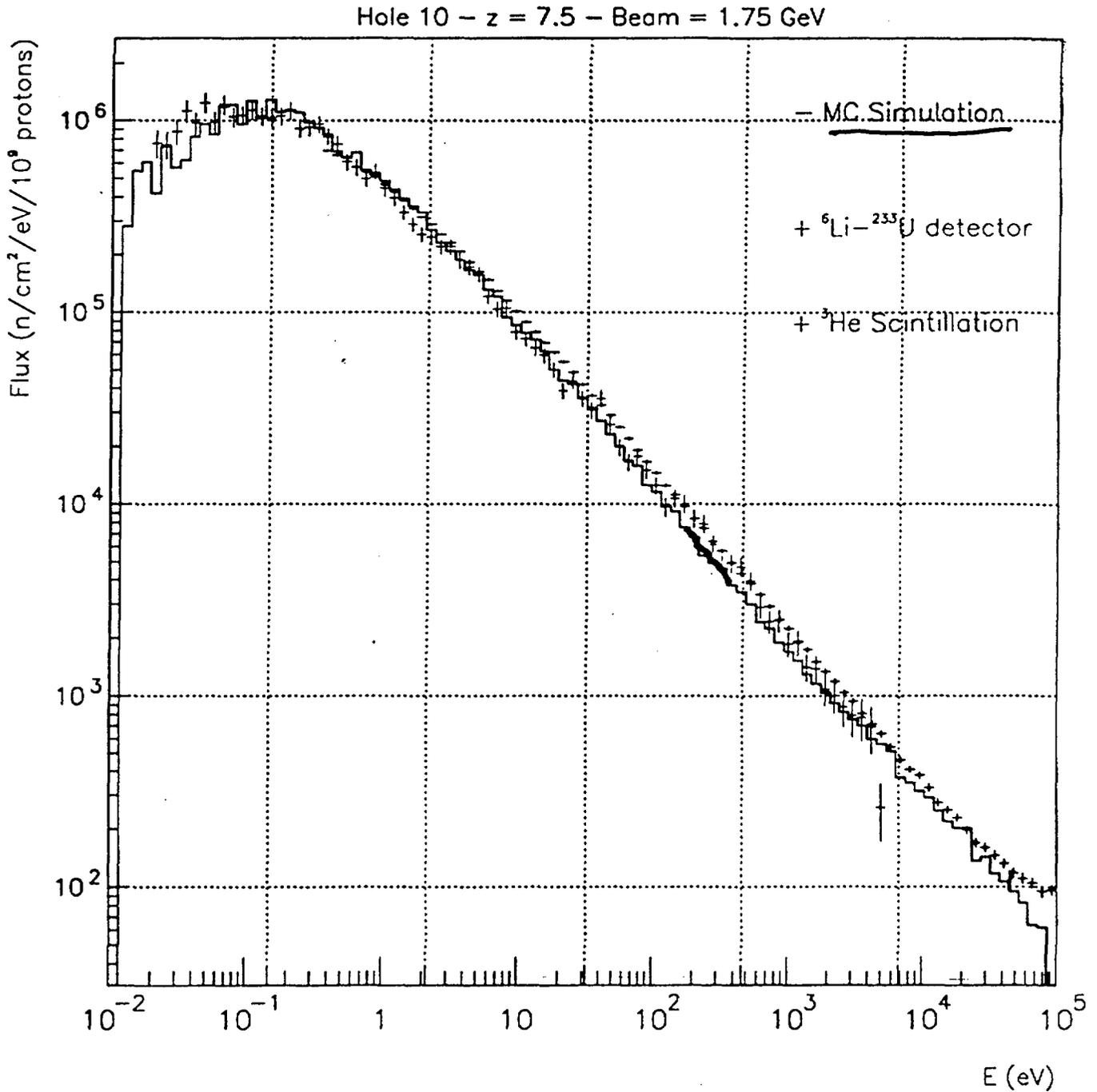




Plomb : Section efficace Diffus. elastique  
Absorption n $\gamma$

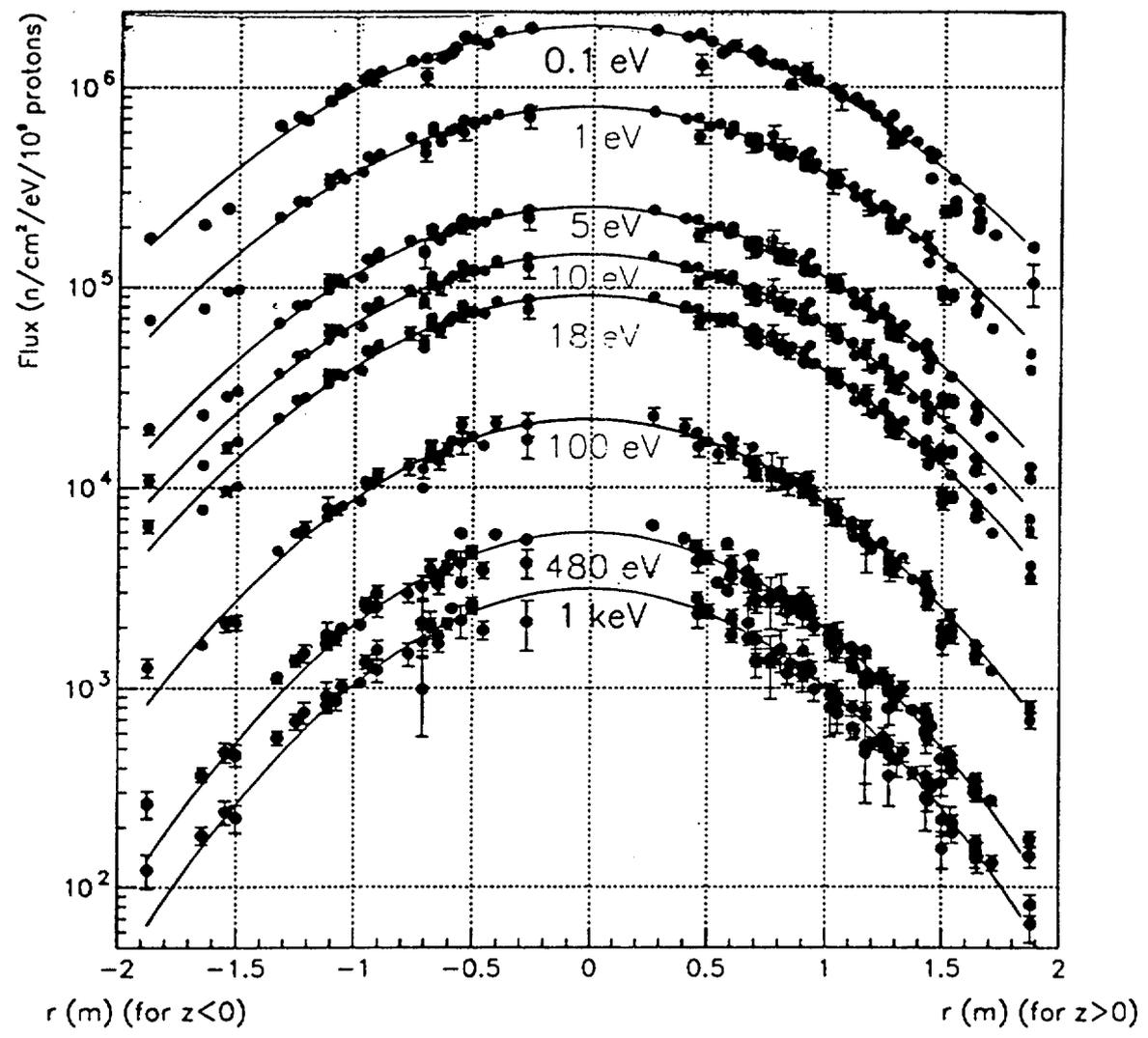
# Expérience TARC.

Un exemple de Mesure de Flux  
dans le Bloc de Pb.



# DISTRIBUTION SPATIALE du Flux

~~pour~~  
Pour différentes énergies.



# Conclusion sur les mesures de flux :

## Mesures concordantes

par différentes techniques expérimentales .



- Mesures de flux intégrales par activation à des distances différentes de la source de n de spallation

## Accord avec la simulation .

- Accord de  $\phi(E, r)$  avec la simulation .

L'accord sur la variation en fonction de E et de r sur un grand volume valide

le transport, le code,  $\sigma_{\text{élastique}}$  et  $\sigma_{n\gamma}$  du Plomb

- Accord sur la valeur absolue de  $\phi(E, r)$ .

Valide la simulation de la spallation (nombre de neutrons-source et distribution spatiale et énergétique)

## **ETUDE DE LA TRANSMUTATION DE PRODUITS DE FISSION et autres éléments.**

**Mesures de section efficaces  $n\gamma$   
Traversée adiabatique des résonances.**

**Les neutrons ralentis dans le plomb perdent en  
moyenne  $\frac{1}{100}$  de leur énergie par choc.**

**Tous les neutrons passent par toutes les énergies.  
L'absorption résonnante est donc très importante.**

**Le taux de transmutation dépend fortement de  
l'énergie du n (ou de son temps de ralentissement).**

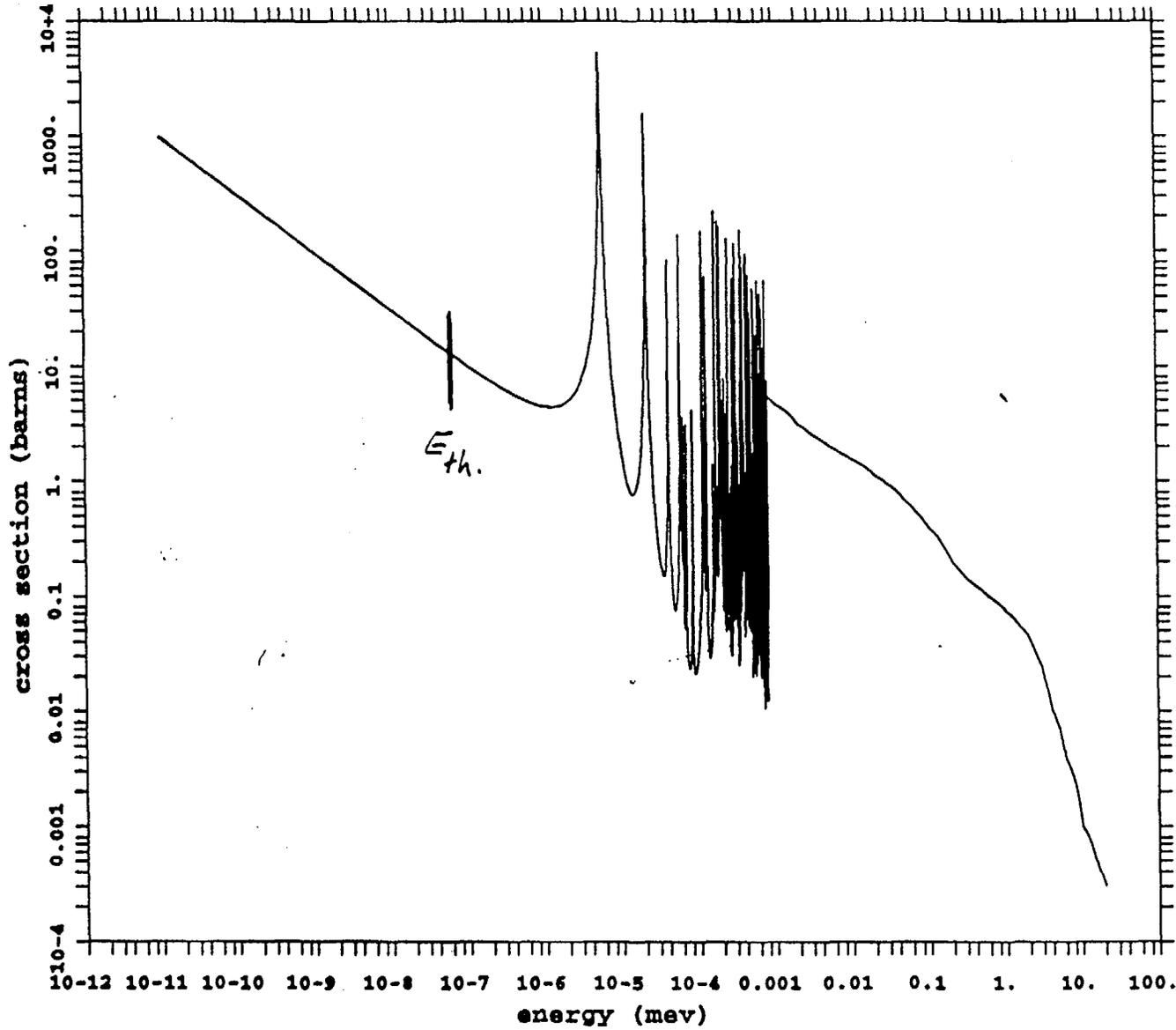
**Observation expérimentale.**

## Fission Fragments activity and toxicity after 1000 years of cool-down in a Secular Repository

(Values are given for 1 GWe × year)

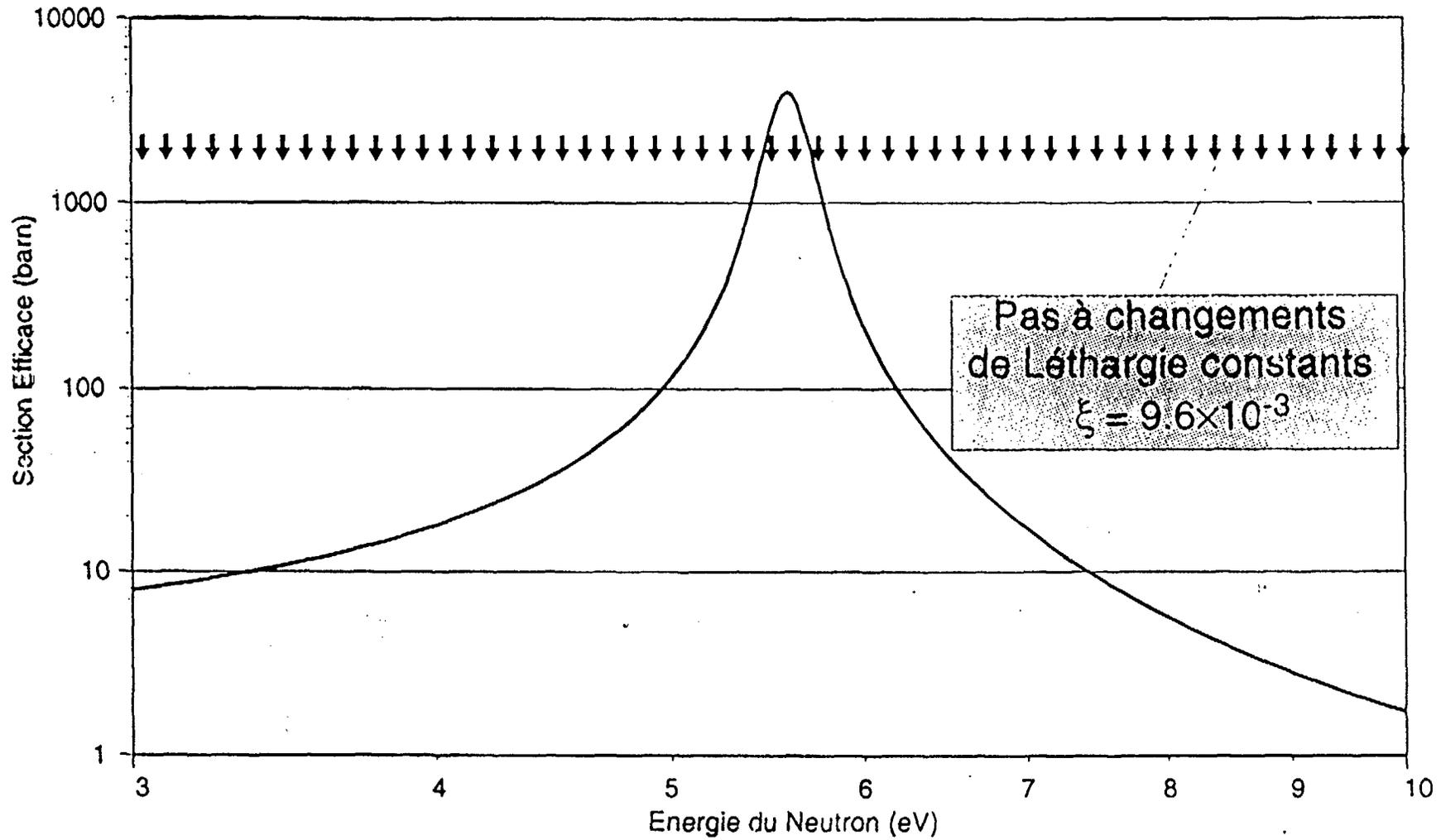
Radio-Isotope	1/e Life (years)	Mass (kg)	Activity @ 1000 y (Ci)	Ingestive Toxicity (Sv) × 10 <sup>3</sup>	Dilution Class A (m <sup>3</sup> )
<sup>129</sup> I	2.27 × 10 <sup>7</sup>	8.09	1.43	19.58	178.47
<sup>99</sup> Tc	3.05 × 10 <sup>5</sup>	16.61	284.29	27.67	947.65
<sup>126</sup> Sn	1.44 × 10 <sup>5</sup>	1.187	33.79	3.20	9.65
<sup>135</sup> Cs	3.32 × 10 <sup>6</sup>	34.12	39.32	9.87	39.32
<sup>93</sup> Zr	2.2 × 10 <sup>6</sup>	26.11	65.64	2.38	18.75
<sup>79</sup> Se	9.40 × 10 <sup>5</sup>	0.30	2.06	0.745	0.59

Technetium : capture cross section  
neutron reaction cross section

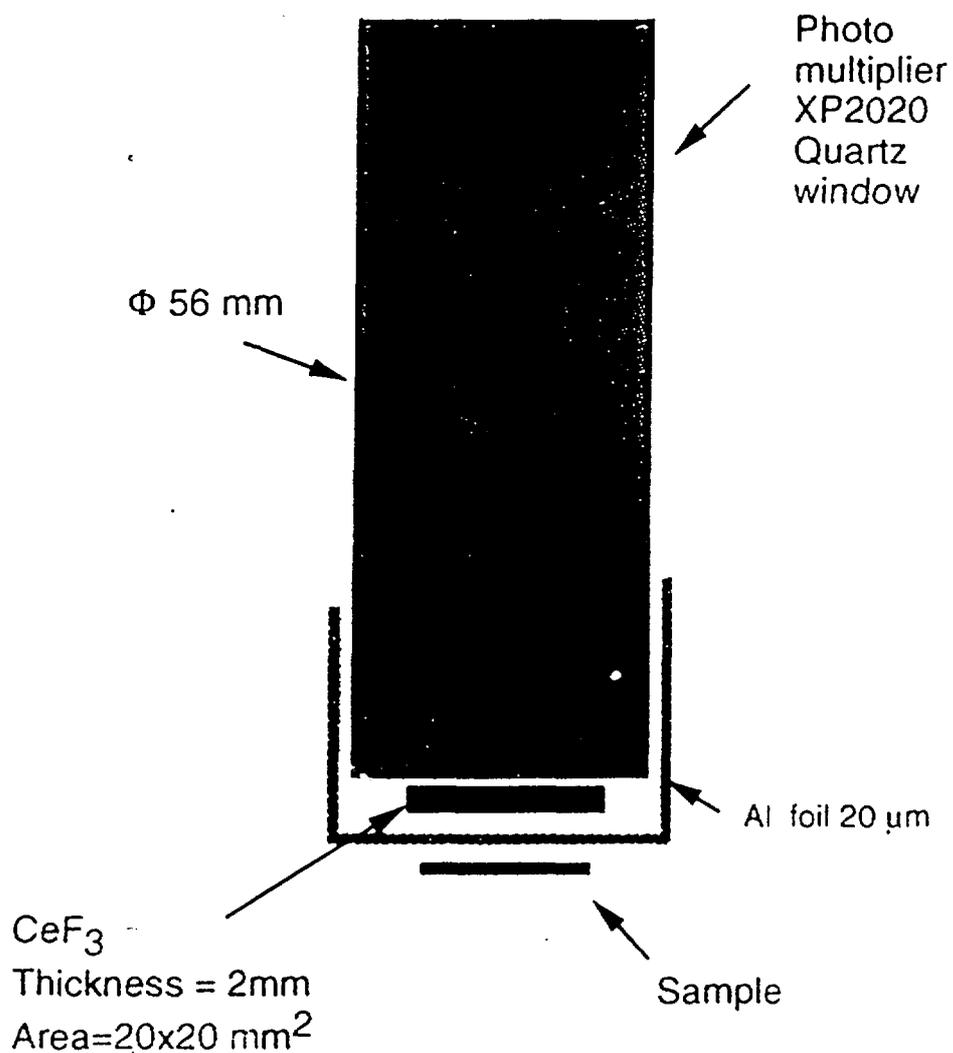
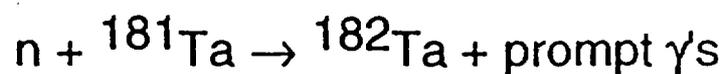


mcnp 4b  
11/20/97 16:05:38  
m3  
nuclides  
43099.60c  
mt xs  
— 102 m3

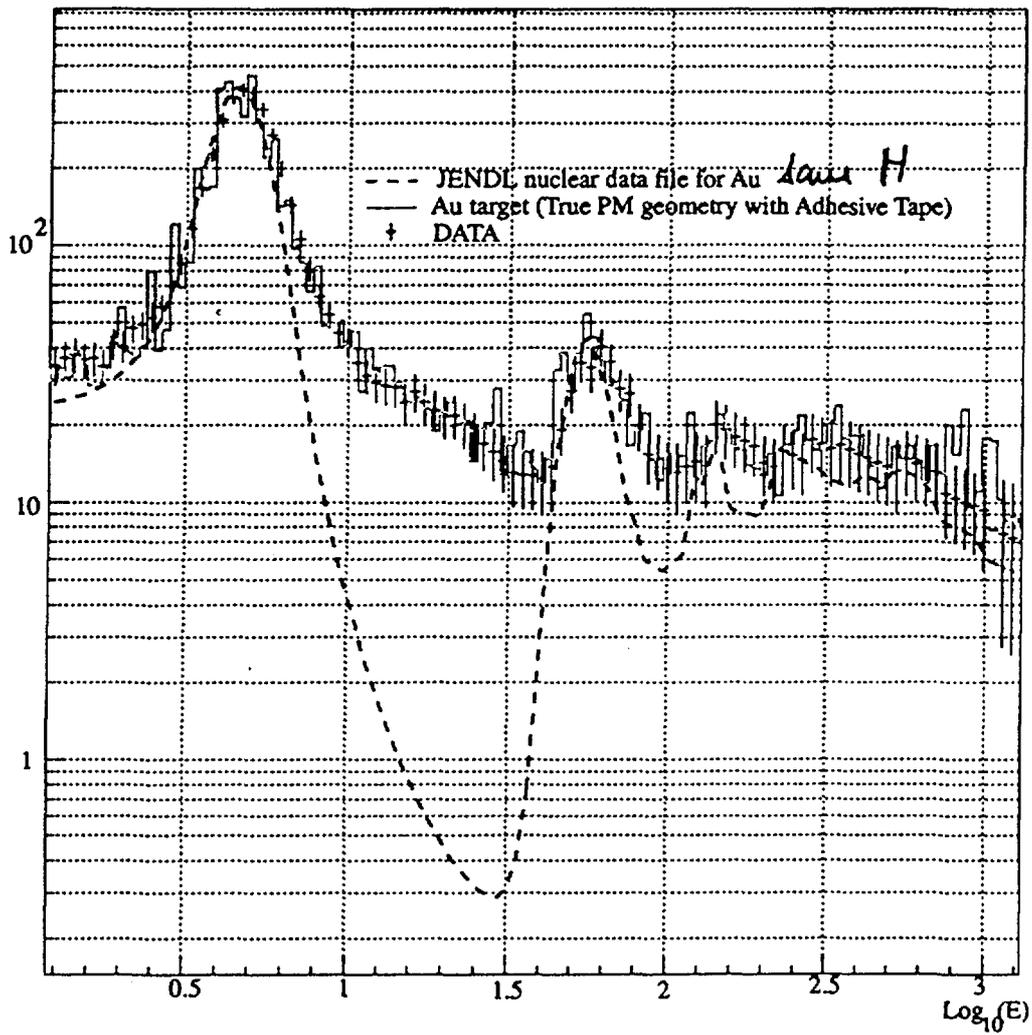
# Traversée Adiabatique de la Résonance Principale du $^{99}\text{Tc}$ (5,6 eV)



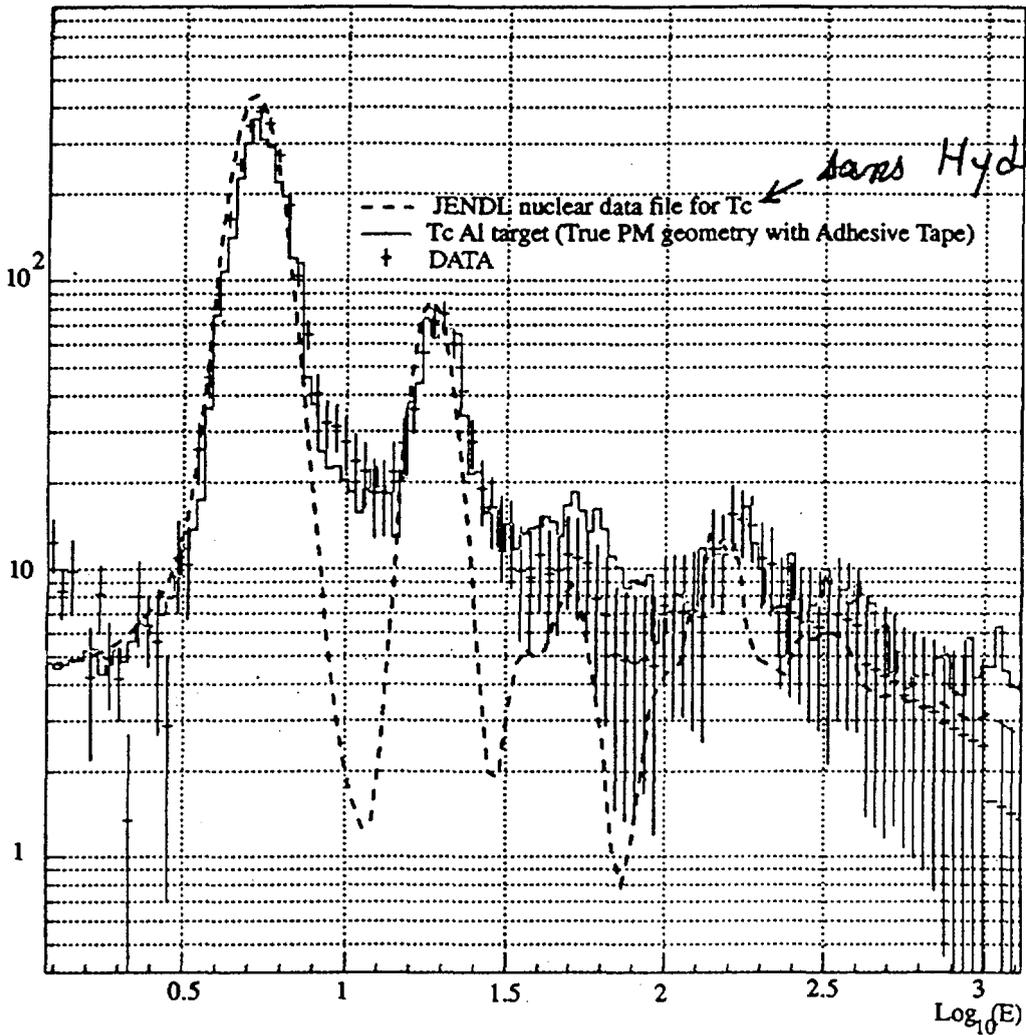
# CeF<sub>3</sub> Scintillator Set-up



# Au Comparison Exp - Simulation.

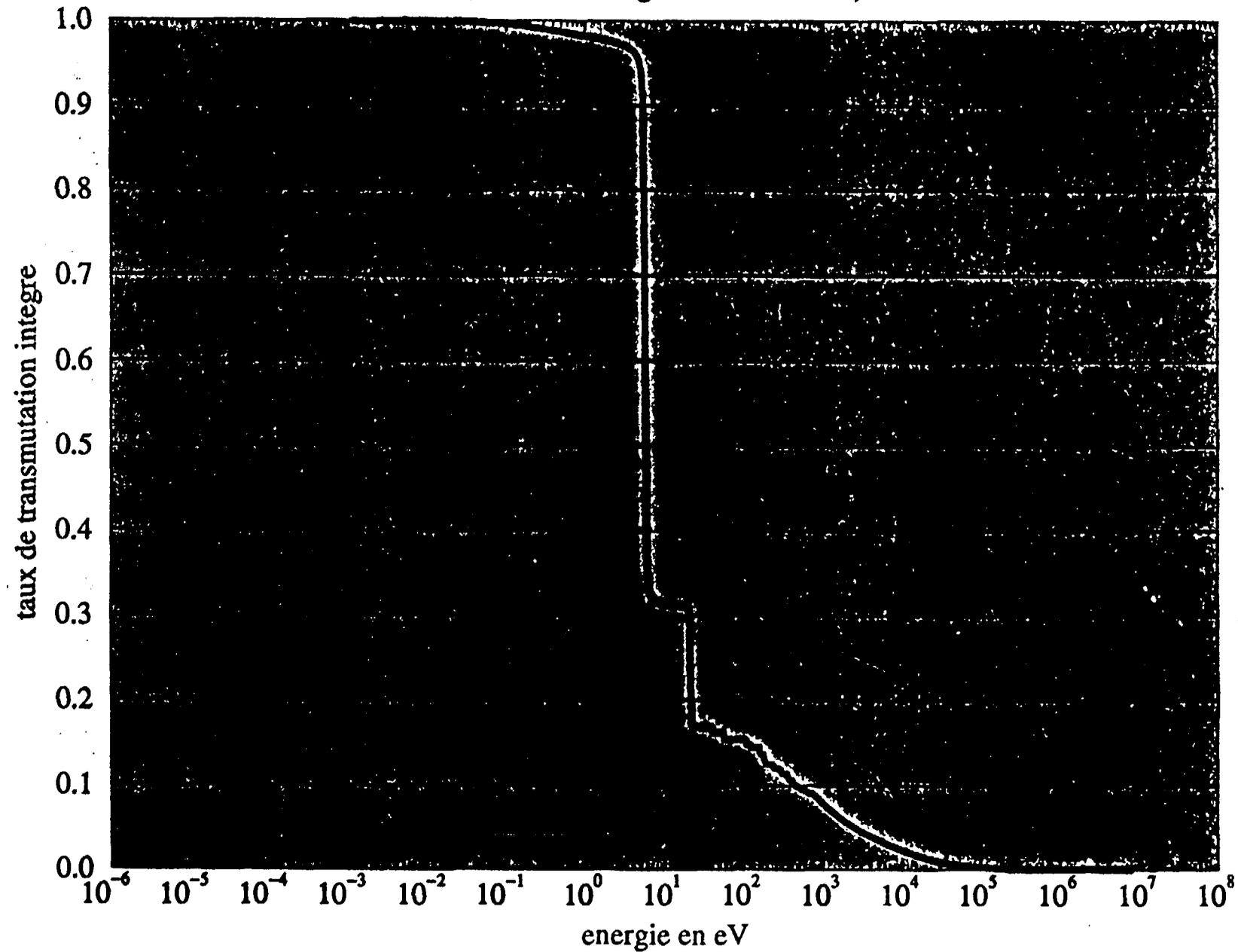


Section efficace  $\sigma$  pour  $Tc$ .  
 Etude de la transmutation  
 Comparaison Exp - Simulation.

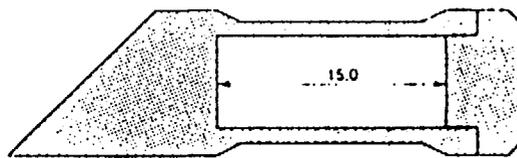
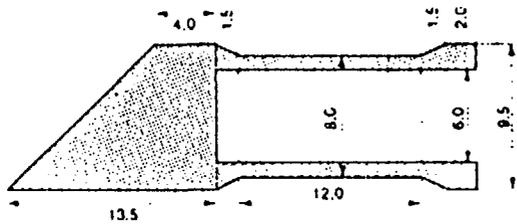
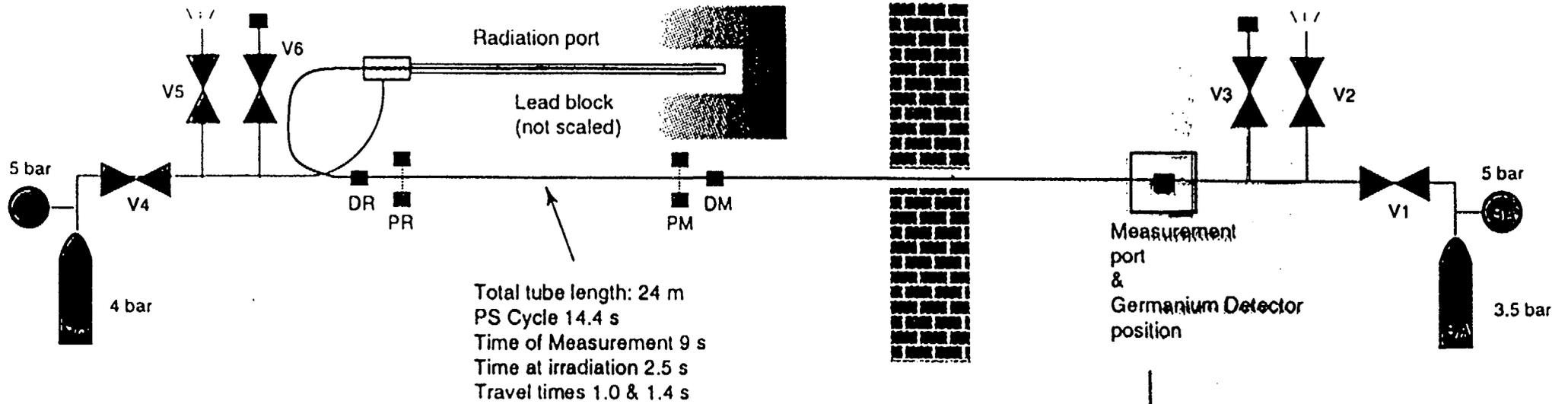


# Taux de transmutation integrale

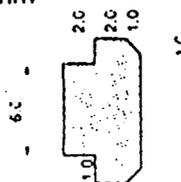
(selon les energies décroissantes)



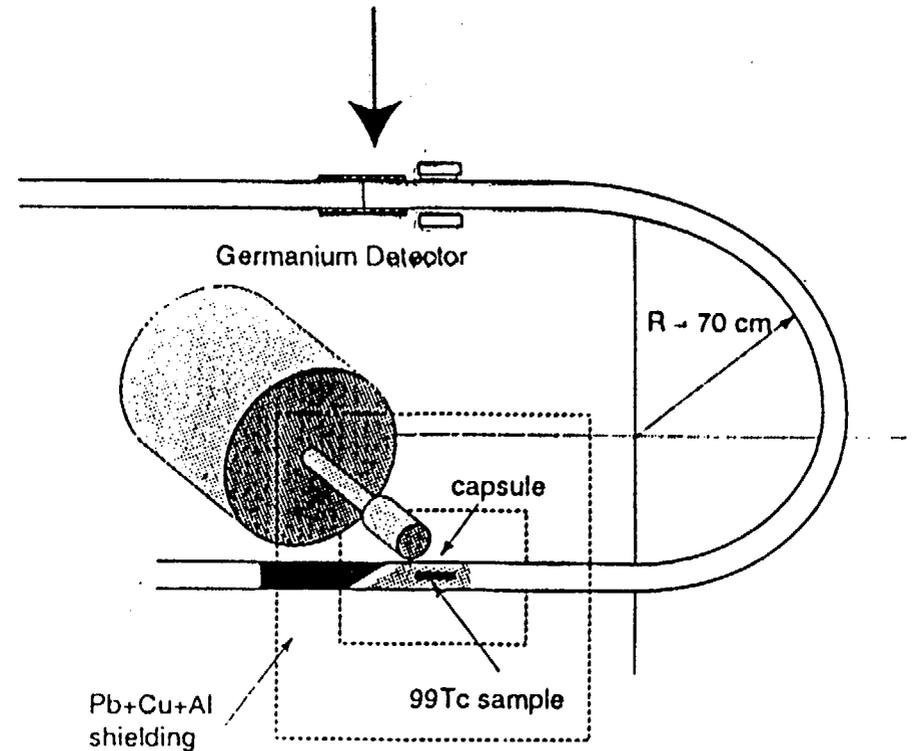
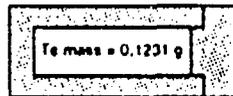
# Rabbit System



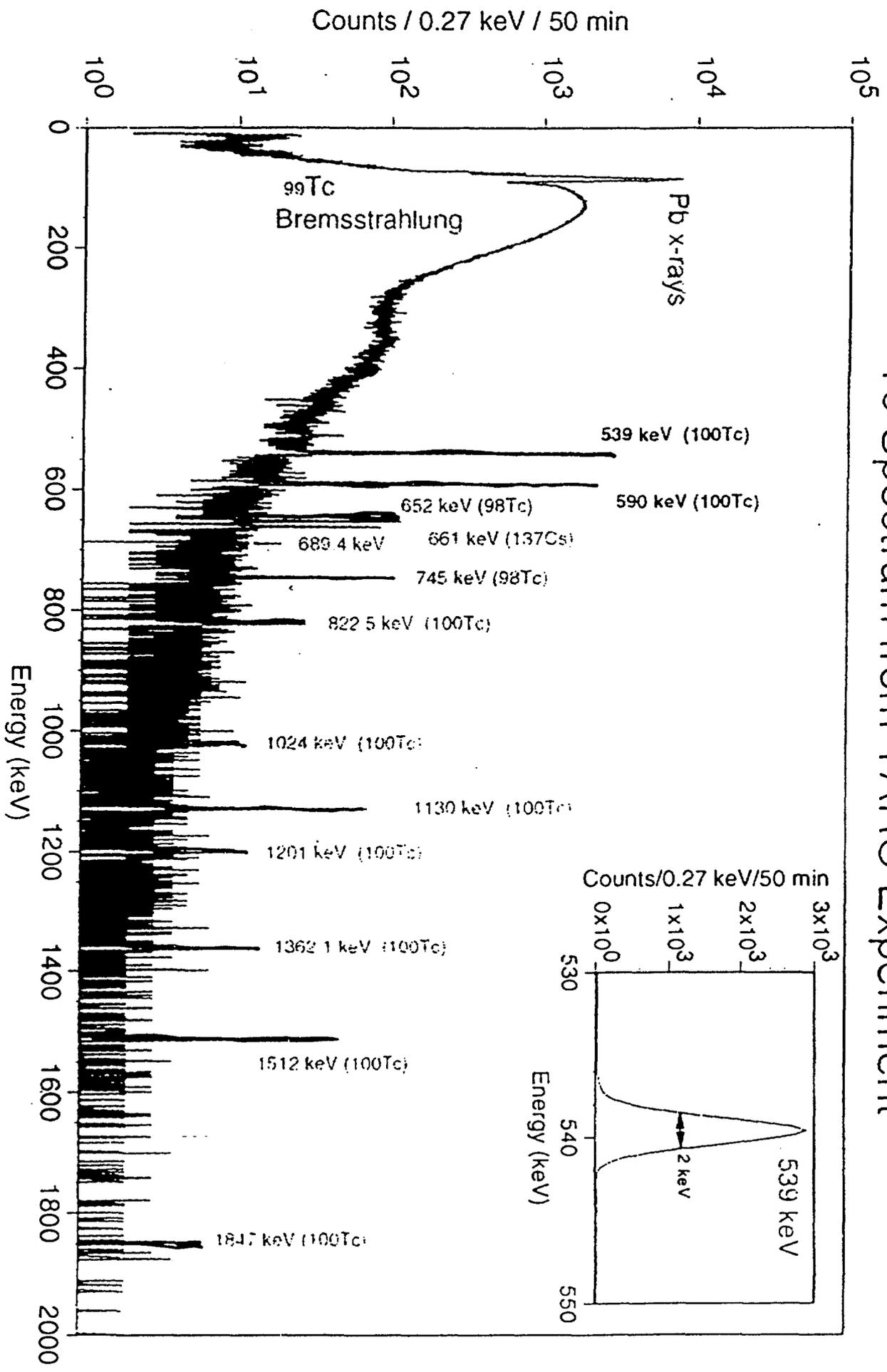
Total length once mounted = 33.5 mm



Carbon cylinder with TcO<sub>4</sub>K inside

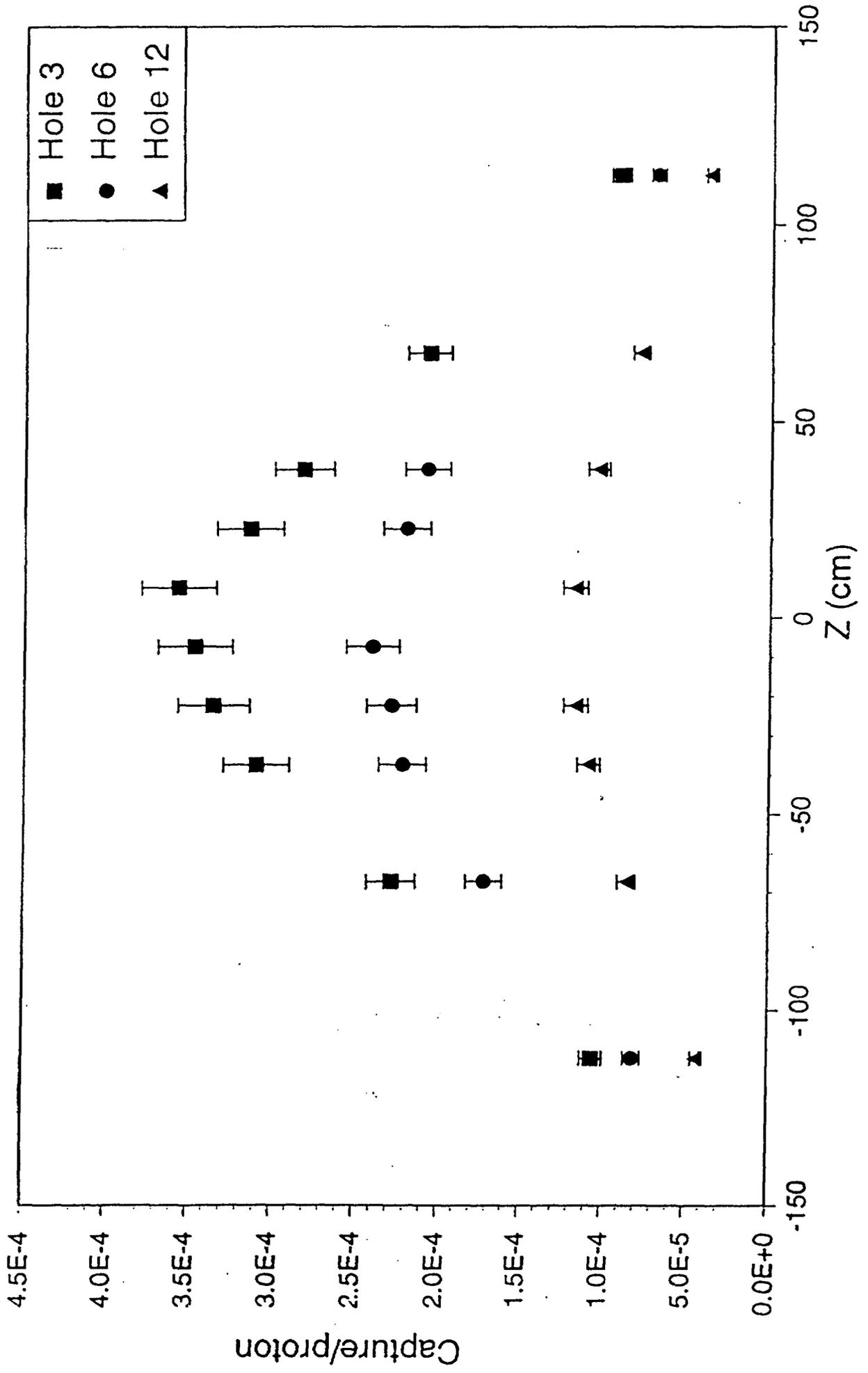


# $^{100}\text{Tc}$ Spectrum from TARC Experiment

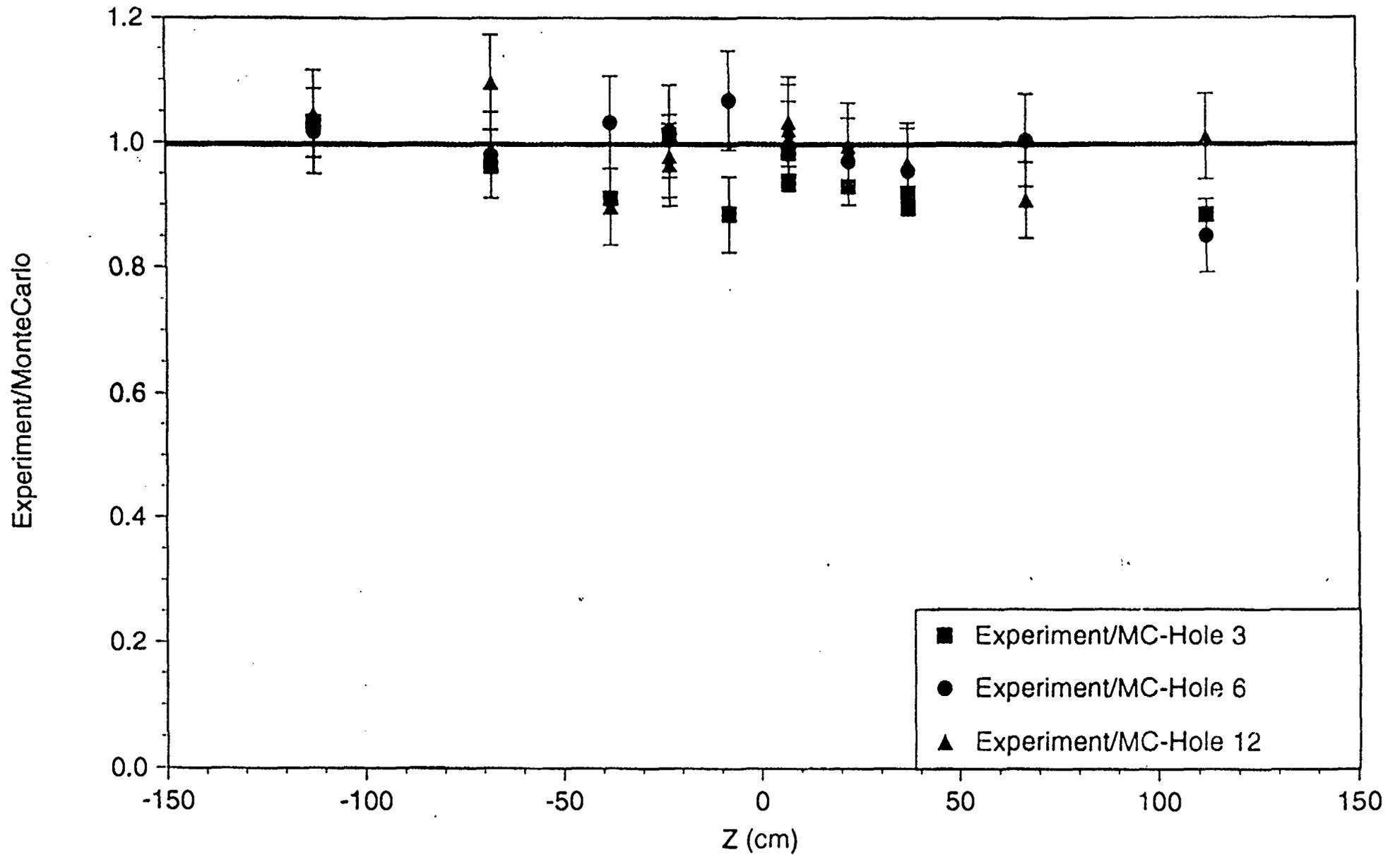


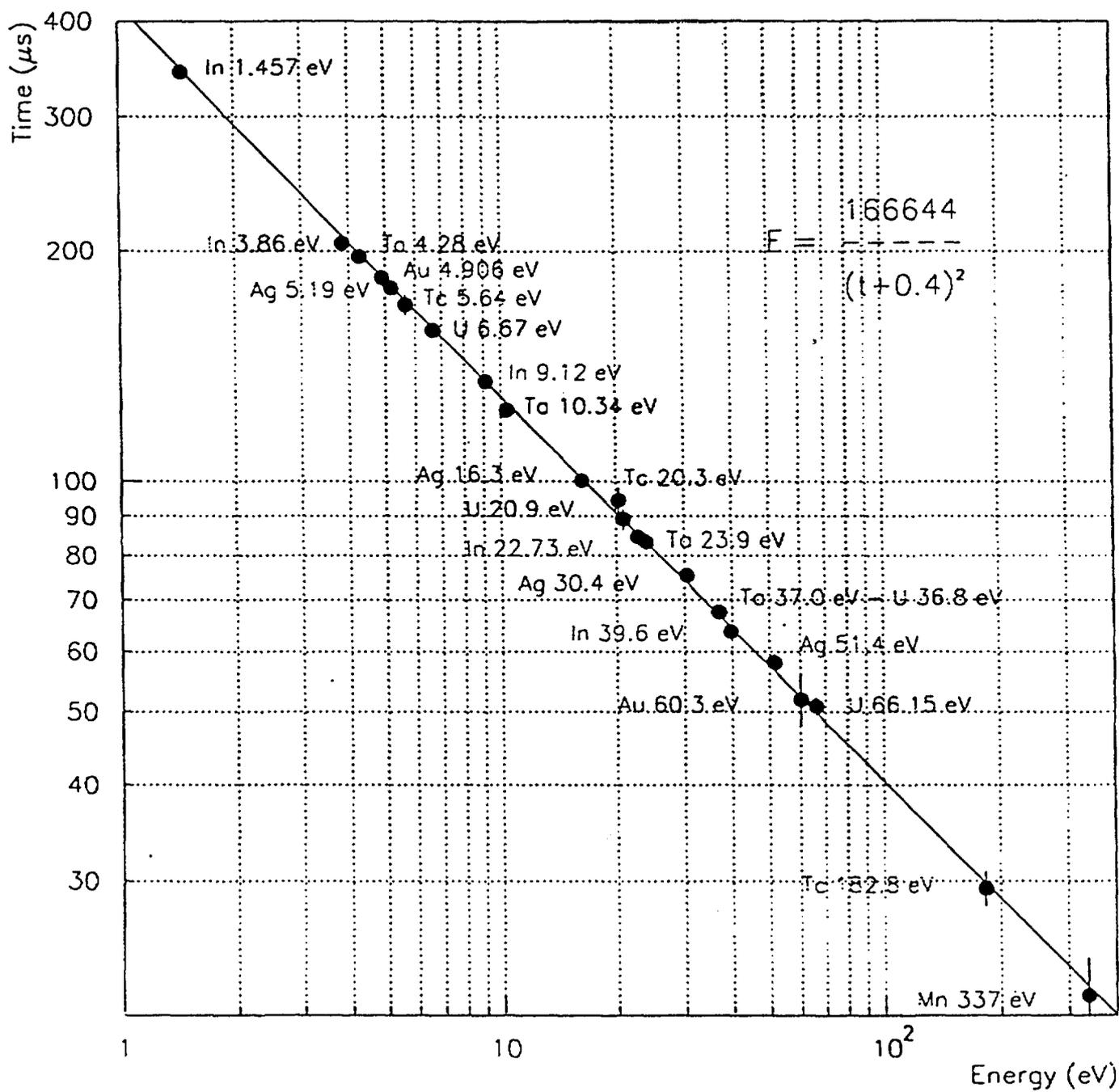
Run 9 (x = 0, y = 60, z = 12.5 cm)

# TARC Experimental Results ( $^{99}\text{Tc}$ ) - Rabbit



# TARC Measurement of $^{99}\text{Tc}$ Capture Rates (Rabbit)





# Expérience sur la Transmutation par $n\gamma$

## Conclusion :

### Accord expérience - simulation

- validation du transport et code
- validation de la méthode de détection
- validation des sections efficaces  $n\gamma$ .

Ouvre la possibilité de mesurer des sections efficaces  $n\gamma$  ou  $nf$

de façon très rapide,  
de façon comparative,

en utilisant de très faibles quantités d'éléments .

10 à 20 mg pour  $\sigma_{n\gamma}$   
0,5 mg pour  $\sigma_{nf}$

Donc une méthode expérimentale bien adaptée  
à la validation de données sur les " déchets radioactifs "

## Données nucléaires (suite)

2 Ce qui est en cours et en projet :

Validation de données nucléaires  $\sigma_{nf}$   $\sigma_{ny}$   
 Optimisation de la transmutation de Produits de  
 fission. Coll: avec DRN Cordarache.

### Installations expérimentales :

- Spectromètre à ralentissement Génepi - Grenoble  
 mesures de sections efficaces de  $1\text{eV} < E_n < 30\text{ KeV}$
- Van de Graaf de Bordeaux (projet)  $20\text{ KeV} < E_n < 2\text{ MeV}$   
neutrons monoenergetiques.

### Validation de sections efficaces $\sigma_{nf}$ $\sigma_{ny}$ pour

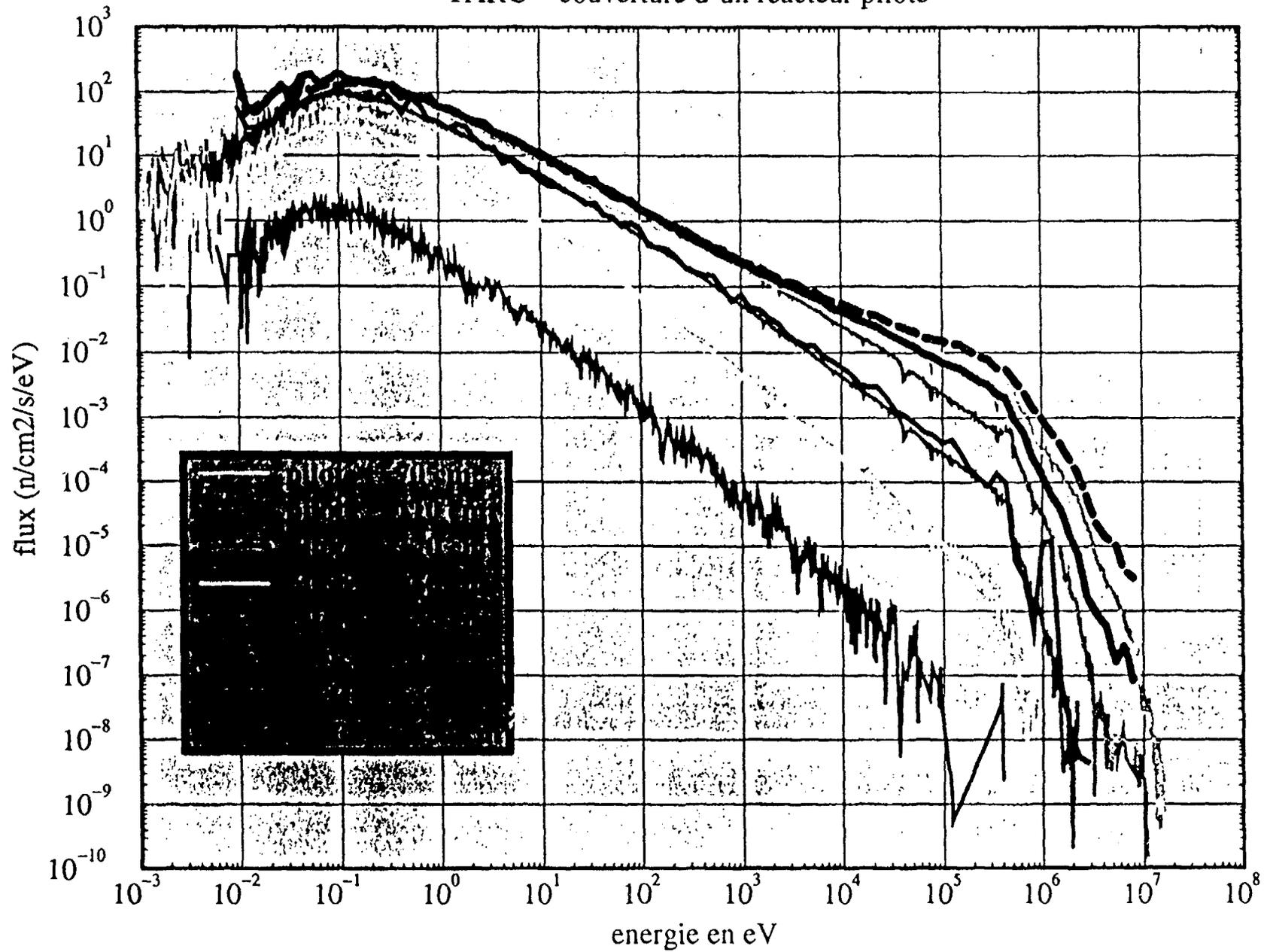
- Eléments de la filière Thorium:  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{233}\text{Pa}$ ,  $^{233}\text{U}$   
 Comparaison avec les éléments de la filiere Uranium
- Impuretés du plomb Ag, Bi, Tl, ...
- Actinides mineurs en cours d'évaluation et de  
 développement  
 Cf 2 transparents suivants

## **Transmutation dans la couverture d'un réacteur à n rapides.**

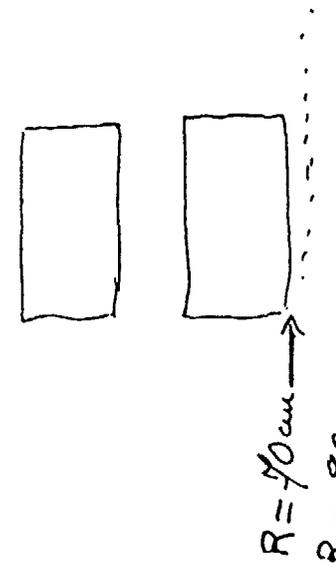
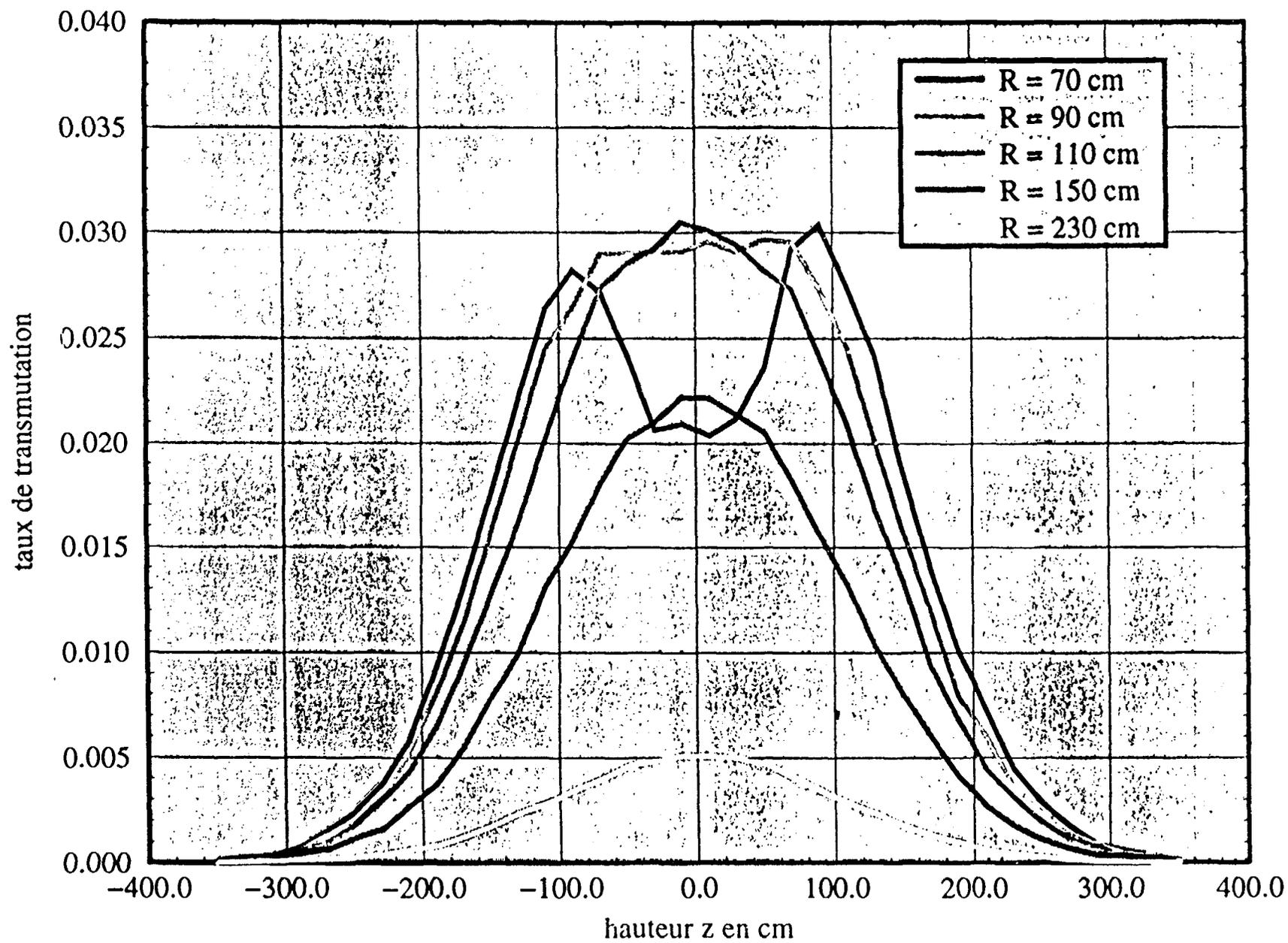
- Analogies des spectres TARC et couverture.
- Profils du taux de transmutation en fonction de la distance au coeur.
- Effets sur le flux.
- Effets sur le k du réacteur

# Comparaison des flux

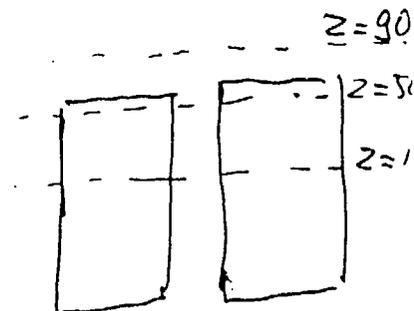
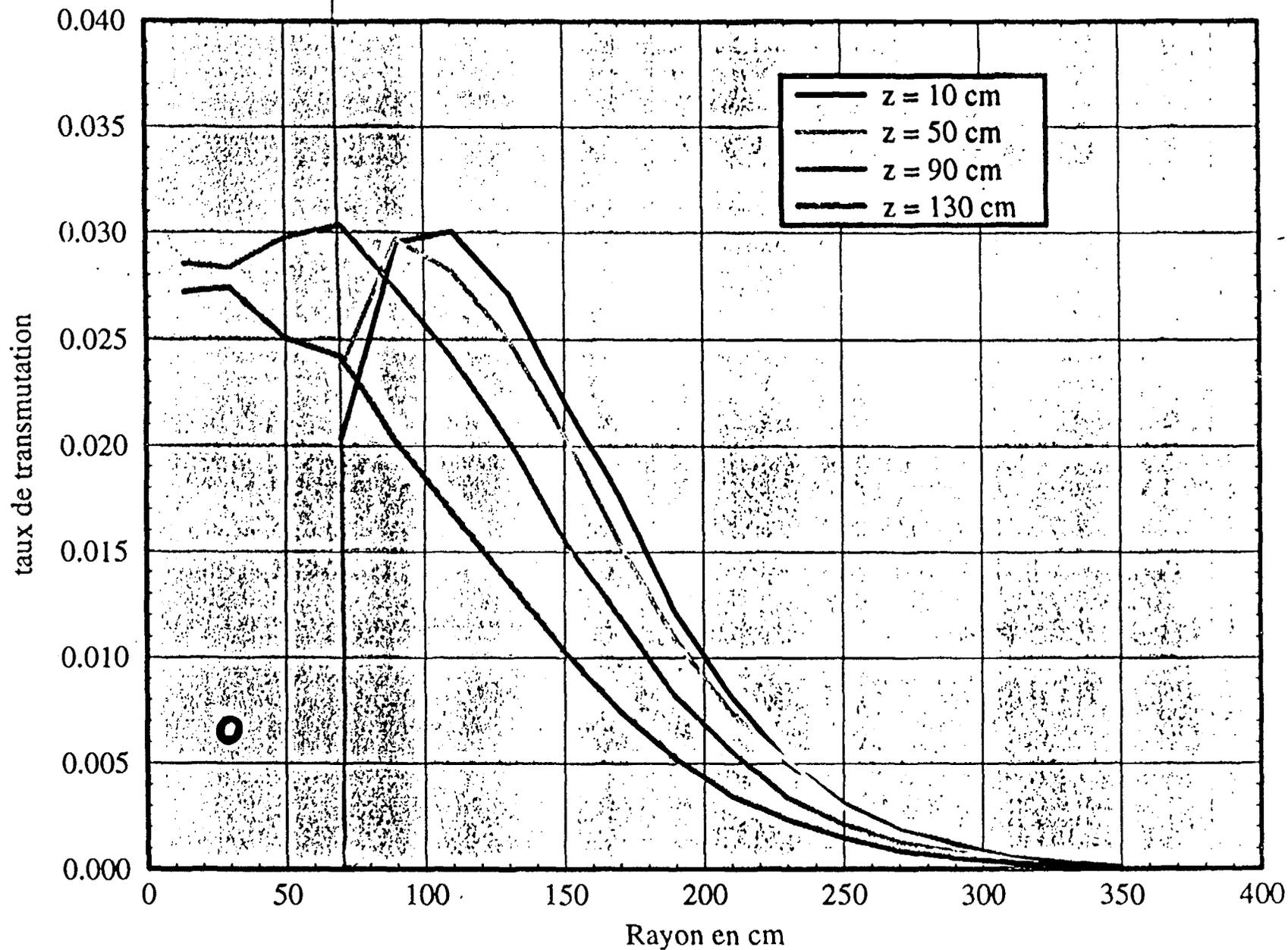
TARC – couverture d'un reacteur pilote



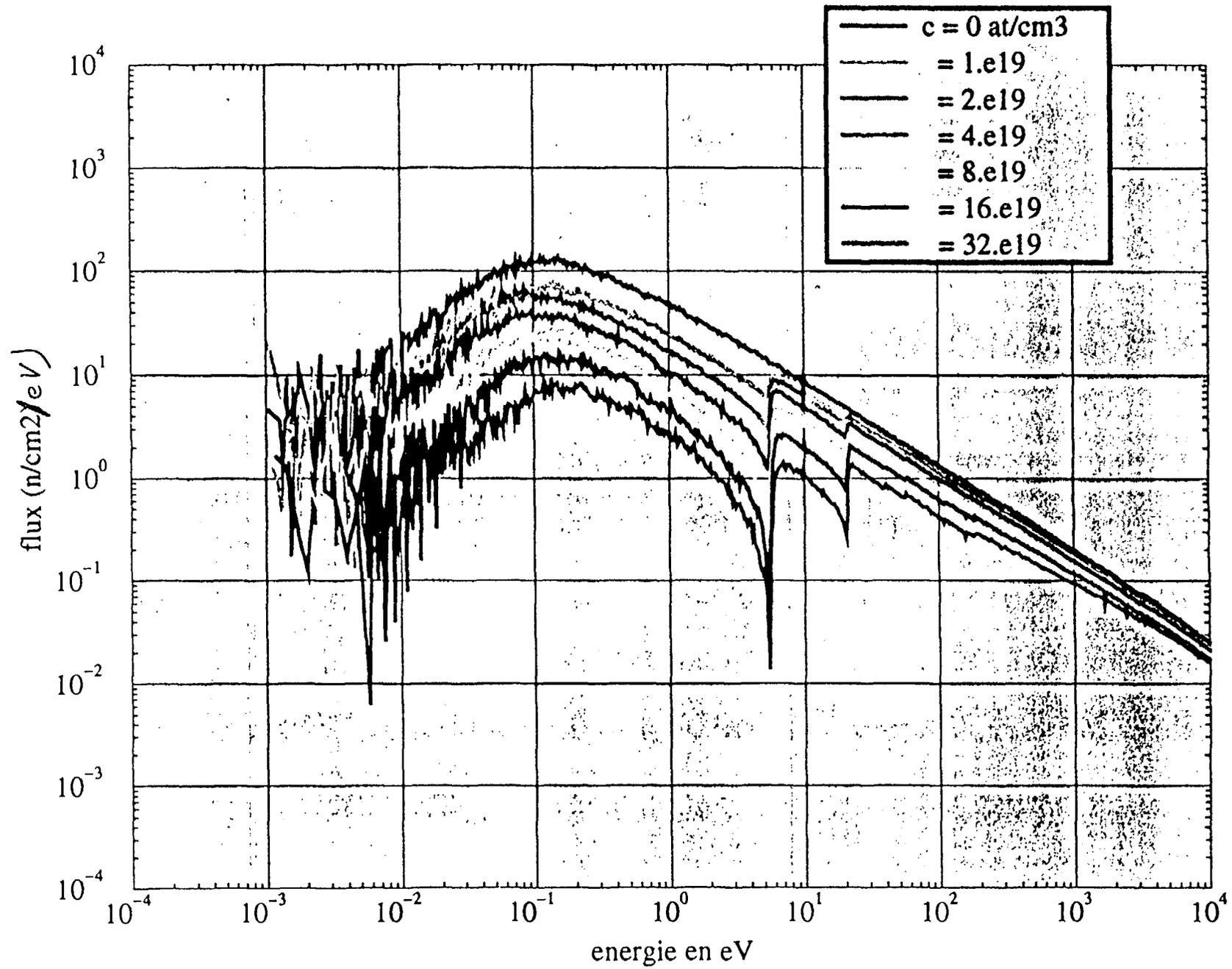
# Profil du taux de transmutation à R constant



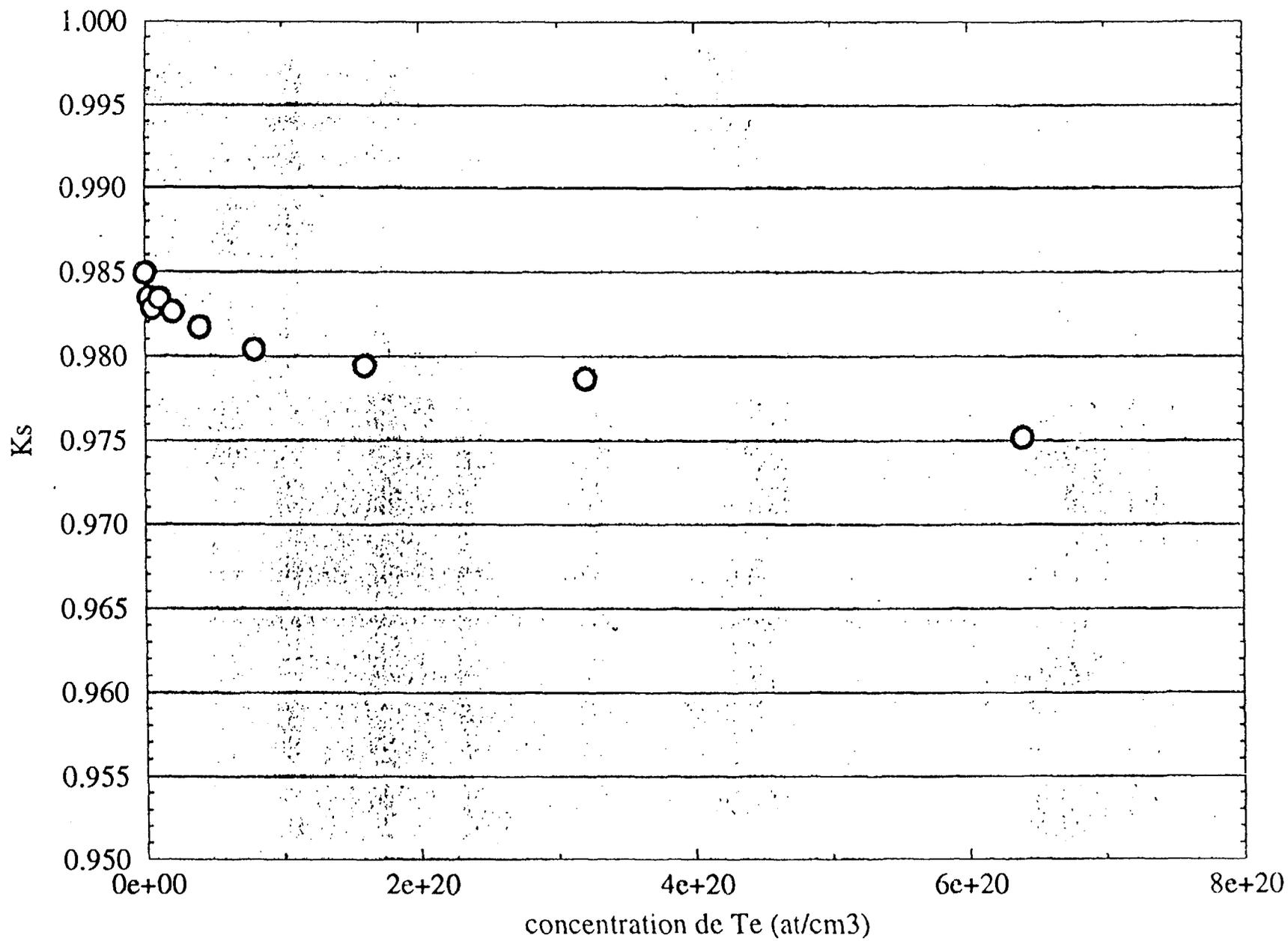
# Profil du taux de transmutation à z constant



# Modification du flux par le Tc



# Modification du Ks par le Tc



## Conclusion sur la transmutation dans la couverture d'un réacteur

- Semble très prometteuse  
même si on doit encore l'optimiser.

- Peut-être étudiée de façon très réaliste  
dans un spectromètre à ralentissement.

La transmutation des échantillons avec la forme et  
la concentration réelle peut être mesurée facilement.

- La transmutation dans un réflecteur en plomb n'est  
pas spécifique des réacteurs hybrides et toute source  
de neutrons rapides est bonne à prendre.

- On pourrait éventuellement créer des zones où le  
ralentissement est plus brutal pour avoir des densités  
de flux plus importantes localement. *et diminuer  
l'effet de self-shielding.*

- L'incinération n'a qu'assez peu d'influence sur le  
réacteur. (R)

## Conclusion générale sur les expériences du type TARC

1) L'expérience TARC constitue donc une sorte de benchmark qui permet de valider en détail.

- La production de neutrons de spallation.(code)
- Le transport de ces neutrons dans un grand volume de plomb (code, section efficaces, impuretés, etc).
- Le mécanisme de transmutation dans un ralentisseur à faible léthargie.

Une méthode rapide de validation de sections efficaces sur de faibles quantités d'éléments.

2) Les expériences du type TARC futures permettront

- de valider les sections efficaces des éléments à transmuter
- de valider facilement les différentes méthodes de transmutation des produits de fission en couverture de réacteur ou dans le coeur de réacteurs.

3) Développement de nouvelles méthodes expérimentales

adaptées aux nouveaux éléments à traiter (déchets).



**SFEN**

**Section "Physique des réacteurs"**

**12 mars 1998**

**- 9 -**

**Les enjeux techniques majeurs**

**M. SALVATORES (CEA/DRN)**

**Systemes hybrides :**  
**Les enjeux techniques majeurs**  
**M. Salvatores (CEA/DRN)**

- Un problème de fond : rôle des hybrides et sous-criticité.
- Dans l'optique d'un démonstrateur : les matériaux et l'architecture d'ensemble.
- Dans l'optique d'un prototype et d'une filière : les combustibles et l'accélérateur.

## Rôle des hybrides

La spécificité des hybrides : la sous-criticité.

- ⇒ Impact sur les situations accidentelles "classiques"
- ⇒ Le cas des combustibles à base d'actinides et l'évolution de la réactivité.

## CINETIQUE 'HYBRIDE'

### EVOLUTION DE LA PUISSANCE NEUTRONIQUE EN REGIME ACCIDENTEL

#### *Comparaison réacteur sous-critique ( $k_{eff} = 0.95$ ) - réacteur critique type Phénix*

##### 1- TOP sans action des systèmes de sécurité.

Simulation du comportement en transitoire d'une rampe de réactivité de 0.55\$/s jusqu'à la fusion du combustible ( Figure 1).

Conclusion : Pas de risques de type criticité prompte dans le cas d'un réacteur sous-critique. L'évolution de la puissance est beaucoup plus lente et reste bornée tant que le réacteur est sous-critique ( $P/P_0 = \rho_0/(\rho_0 + \Delta\rho)$ ).

	Fusion	$\Delta\rho$	$P/P_0$
Réacteur critique	2 sec.	1,1\$	2,2
Réacteur sous-critique	12 sec.	6,6\$	1,5

##### 2- LOF sans action des systèmes de sécurité

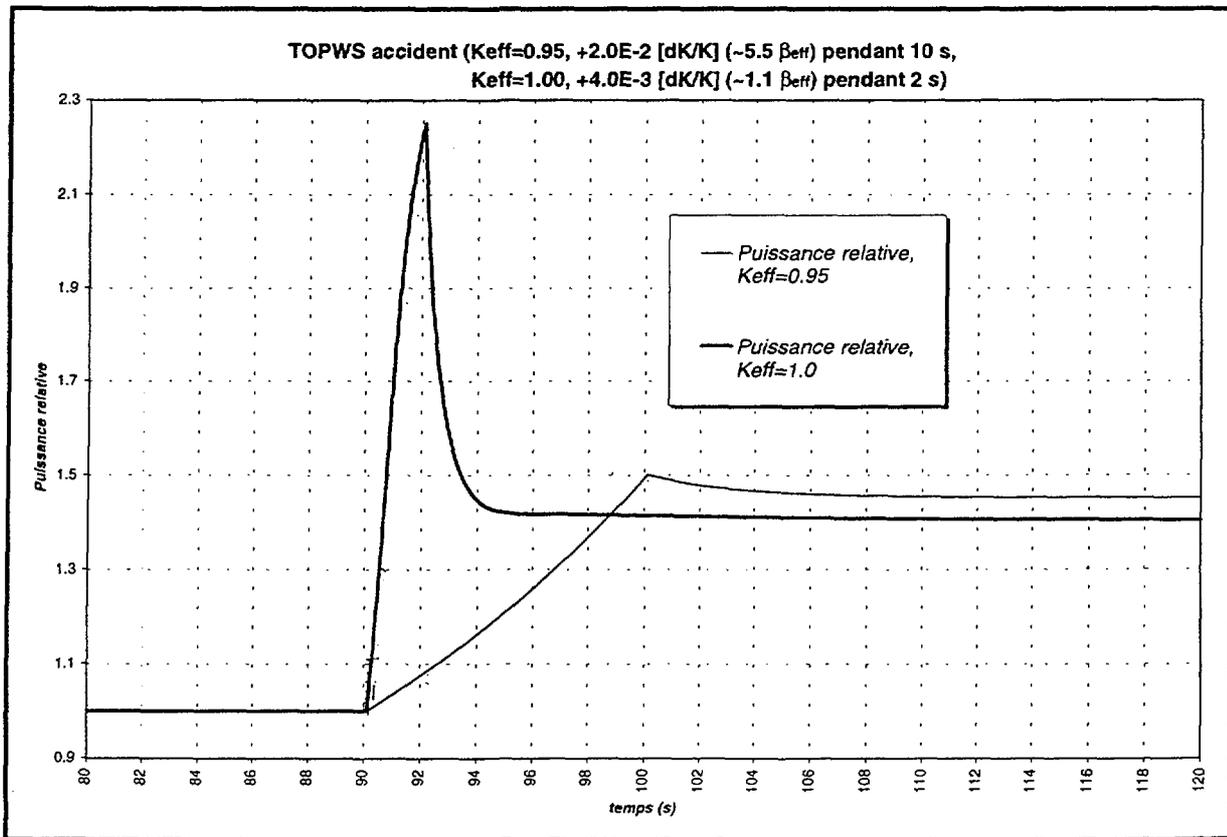
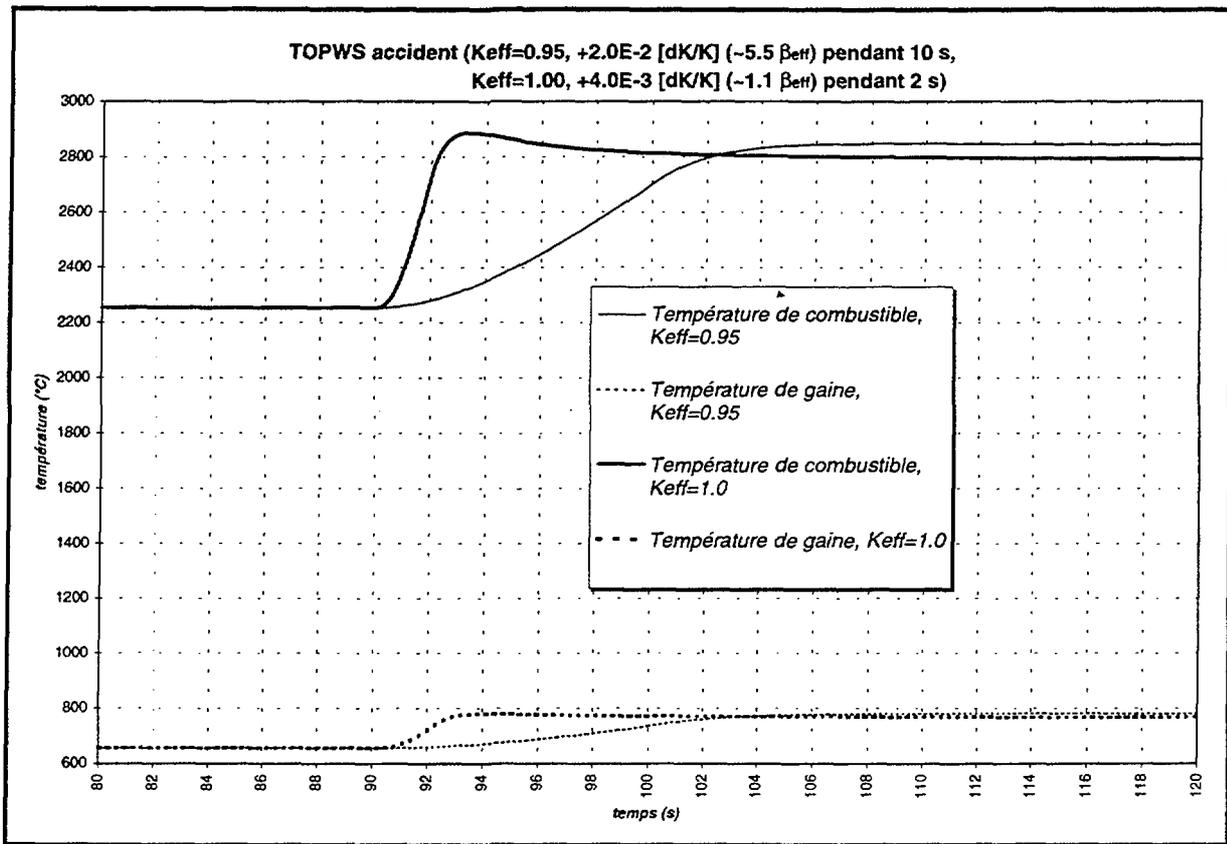
Simulation d'une réduction du débit primaire de 100% à 60% en 10 secondes jusqu'à la fusion des gaines ( Figure 2 ).

Conclusion : L'anti-réactivité apportée par les contre-réactions thermiques a un effet moindre en sous-critique qu'en critique. La baisse de puissance est plus faible d'où un échauffement plus important des gaines.

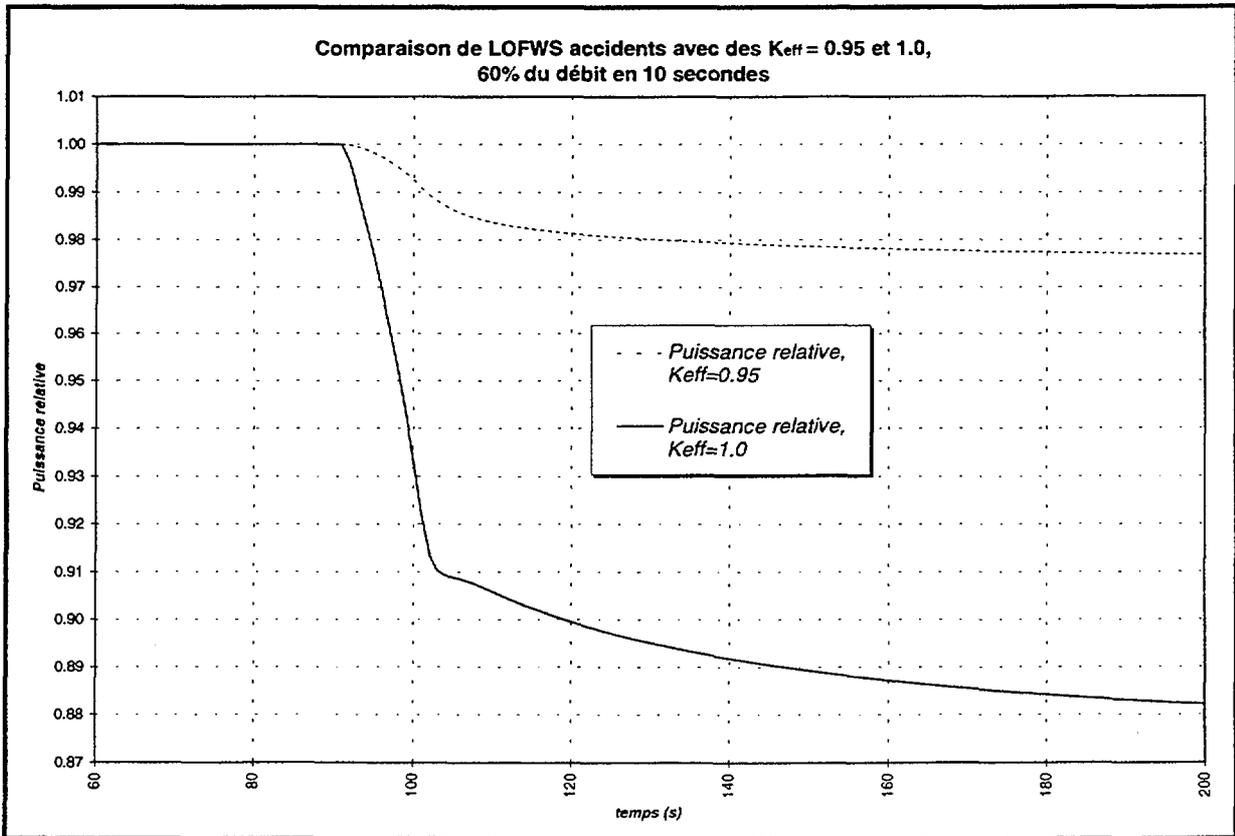
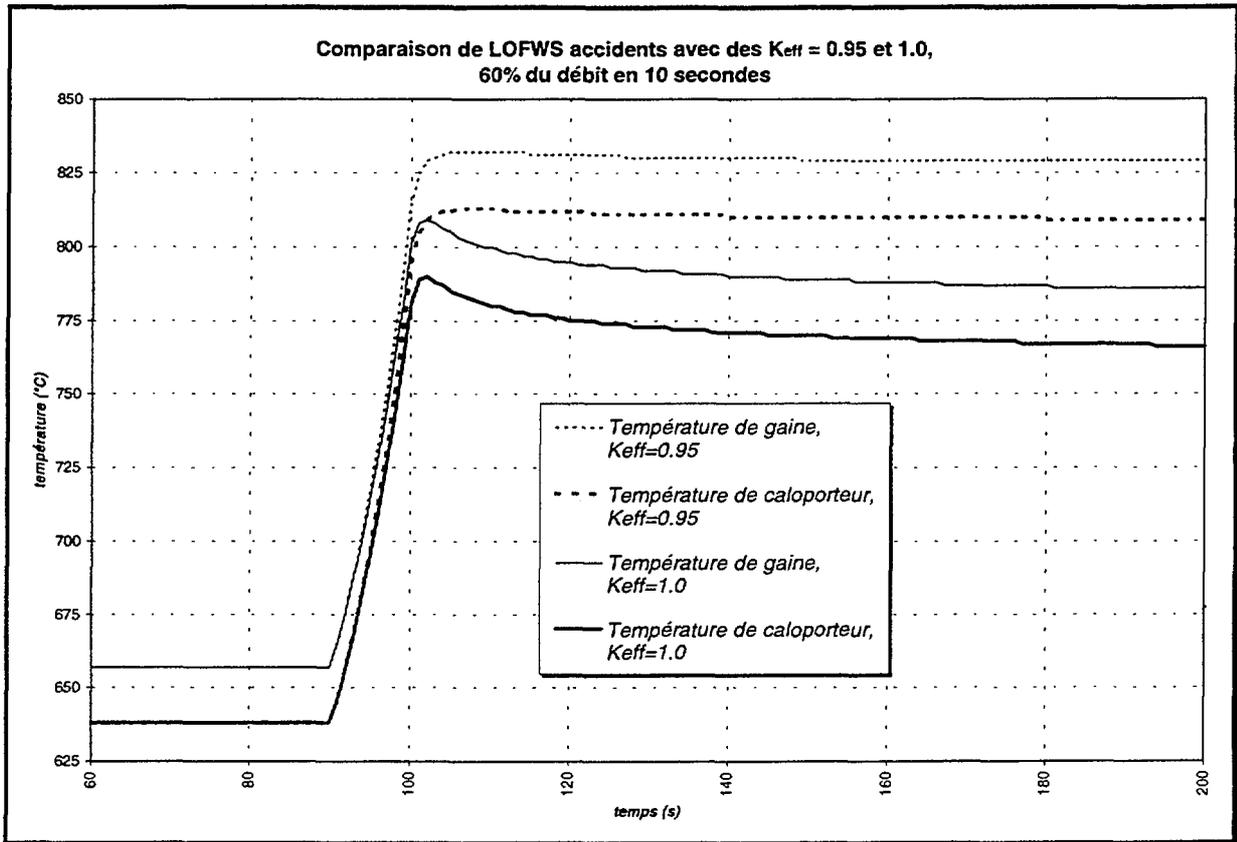
##### 3- Conclusion sur les TOP et LOF

De façon générale l'évolution de la puissance est plus faible et plus lente en sous-critique qu'en critique ce qui est particulièrement favorable dans le cas des TOP mais défavorable dans le cas des LOF.

# TOP WS accident



# LOF WS accident



Quel est le "bon niveau" de sous-criticité ?

- \* L'hybride de Rubbia (objectifs : production d'énergie) :
  - le niveau de sous-criticité est déterminé par la valeur de l'enrichissement  $\varepsilon$  qui permet d'avoir  $\Delta\rho/\text{cycle} \simeq 0$  (courant  $\sim$  constant sur un long cycle d'irradiation) :

$$\Delta\rho/\text{cycle} \simeq a \cdot \text{GRI} + b \Delta\rho_{\text{PF}} + |\text{constl}|$$

Il ne suffit donc pas d'avoir  $\text{GRI} \simeq 0$ .

Il faut aussi avoir un  $\varepsilon < \varepsilon_{\text{équilibre}}$ .

(Dans ce cas, pas de problèmes de  $\beta_{\text{eff}}$ , ni avec le cycle Th, ni avec le cycle Uranium).

Another approach to confirm what has been said here is to look at the consequence of the  $N(^{233}\text{U})/N(^{232}\text{Th})$  atom ratio if we impose the condition

$$\Delta\rho/\text{cycle} = 0 \quad (10)$$

In other words, one can find the ratio of fissile ( $^{233}\text{U}$ ) and fertile ( $^{232}\text{Th}$ ) atom densities at which the reactivity decrease due to fission product neutron consumption will be compensated for by fissile nuclei breeding. Using a simple but effective approximation, condition (10) can be expressed as follows through the internal breeding gain (IBG) and one-group cross sections if one considers only a fissile isotope (index  $j$ ) and a fertile isotope (index  $jj$ ) in a core :

$$\Delta\rho/\text{cycle} = R\{[(v\sigma_f - \sigma_a)_j - (v\sigma_f - \sigma_a)_{jj}] \times \text{IBG} - (v\sigma_f - \sigma_a)_{jj} - \sigma_{c,FP}\} = 0, \quad (11)$$

where  $R$  is a constant value and IBG can be expressed as a function of enrichment  $\varepsilon$  as follows :

$$\text{IBG} = \left[ \frac{1 - \varepsilon}{\varepsilon} \times \frac{\sigma_{c,jj}}{\sigma_{f,j}} - \alpha_j(1 - w_0) - 1 \right] \frac{1}{F} \quad (12)$$

where  $w_0$  is the reactivity weight of isotope  $j + 1$  (e.g.,  $^{234}\text{U}$ ), defined as

$$w_0 = \frac{(\nu\sigma_f - \sigma_a)_{j+1} - (\nu\sigma_f - \sigma_a)_{jj}}{(\nu\sigma_f - \sigma_a)_j - (\nu\sigma_f - \sigma_a)_{jj}},$$

and  $F$  is the ratio of total fissions (for  $j$  and  $jj$ ) to isotope  $j$  fissions.

Taking into account the one-group cross-section values weighted on a spectrum of a lead-cooled fast reactor with ( $\text{ThO}_2\text{-UO}_2$ ) fuel (see Table I) and expressions (11) and (12), one can evaluate the  $^{233}\text{U}$  enrichment needed to satisfy condition (10). One finds  $\varepsilon = 0.103$ , which is lower (as expected) than the equilibrium value :

$$\varepsilon_{\text{eq}} \approx \sigma_c(^{232}\text{Th})/\sigma_a(^{233}\text{U}) = 0.11.$$

\* L'hybride "consommateur de Pu"

- La réactivité chute (par définition) de façon très importante sur le cycle.
- La sous-criticité n'est donc pas un problème en soi, en particulier si la qualité du Pu est "dégradée" (possibilité de retrouver un effet Doppler par les isotopes pairs du Pu).

⇒ Les combustibles à sels fondus dans les hybrides : une nouvelle perspective ?

Si spectre rapide, y-a-t-il une alternative aux chlorures ?

- \* L'hybride "consommateur d'actinides mineurs"
  - L'évolution de la réactivité est celle d'un coeur à GRI très élevé.
  - Il faut donc être "sous-critique" pour 2 raisons :
    - faible  $\beta_{\text{eff}}$  tout le long du cycle (cas difficile pour un réacteur critique),
    - pour pallier à la remontée de réactivité avec l'irradiation, en l'absence de barres de contrôle (à courant constant).

En conclusion, en ce qui concerne la sous-criticité :

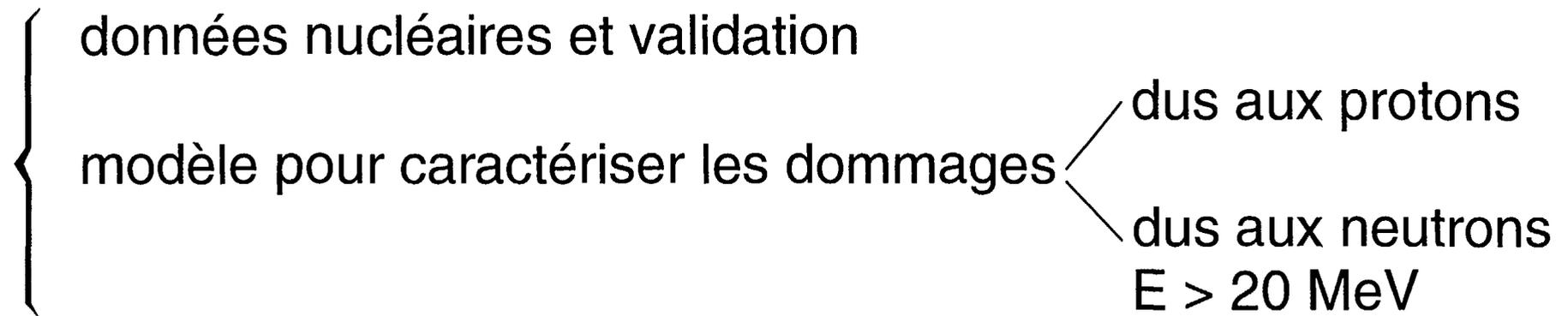
- il faut bien définir le domaine d'application pour les hybrides,
- il faut mieux éclaircir son rôle dans une analyse de sûreté "classique",
- dans une étude d'ensemble, l'aspect "système" doit permettre de prendre en compte cette spécificité des hybrides et de définir, entre autres, les critères de contrôle des puissances, la détection d'anomalies, etc ...

Dans l'optique d'un démonstrateur :

⇒ La cible et la fenêtre : faisceau de protons de 1 ÷ 2 MW.

⇒ Les matériaux (structure, caloporteur) :

dommages et production de gaz (par réactions (n,p), (n,α)) :



Si caloporteur Pb/Bi, corrosion structures et gaines.

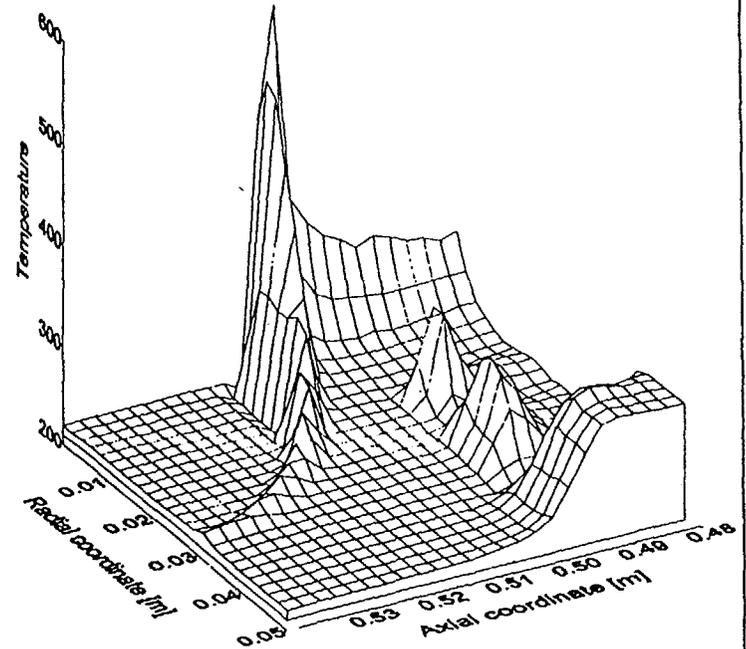
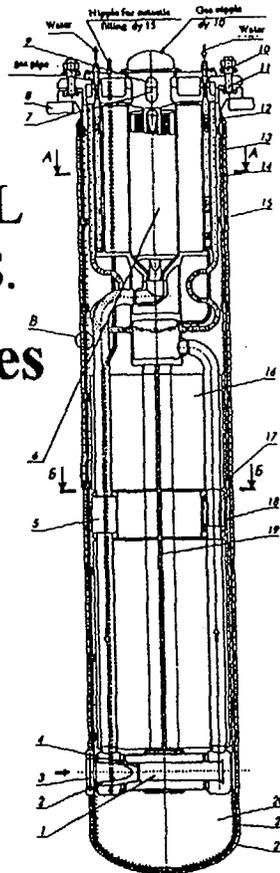
# ● ISTC-559 : Réalisation d'une Cible Pb/Bi 1 Mwth 1997 - 1999 ==> Irradiation sous le faisceau de LAMPF.

❖ CEA (F - CEE), RIT (S), LANL (USA) + IPPE (Russie) = 1 M\$.

## ● Calculs Thermohydrauliques Métaux Liquides :

❖ FZK : Distribution de température dans la fenêtre.

❖ CEA : Réflexion options thermohydrauliques.



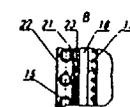
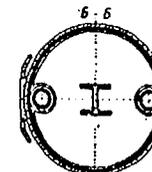
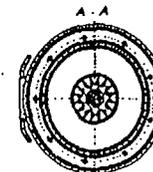
The main technical characteristics

1	proton energy	800 MeV
2	proton current	1 mA
3	proton beam power	800 kW
4	proton beam diameter	65 mm
5	target material	Pb-Bi liquid metallic
6	target diameter	180 mm
7	target length	373 mm
8	fast neutron intensity	1.4e19 n/s
9	target proton receptor device	two steel water- and neutron-cooled diaphragms
10	neutron-cooled diaphragm wall thickness	1.5 mm
11	target thermal power on the target inlet	660 kW
12	metallic average temperature, °C on the target inlet	230
13	neutron-cooled diaphragm maximum temperature, °C	<=200
14	outlet flow rate through the target	13 m³/h
15	outlet stream hydraulic resistance	1.1 m liquid col. equiv.-equivalent
16	neutron shielding pump type	shell-and-tube one with an intermediate lead sublayer, built up with coils cooled with technical water
17	neutron shielding heat exchanger type	

18	technical water pressure in the heat exchanger coils	1.8 - 8.5 MPa
19	technical water temperature, °C on the heat exchanger inlet on the heat exchanger outlet	23 / 75
20	technical water flow rate	17 m³/h
21	metallic volume	35 l
22	the target system main in assembly	7 t
23	radioactivity of metallic Pb+Bi (specific) of gas over the metallic (equilibrium)	180 Ci/kg / 230 Ci

### Assumed specification

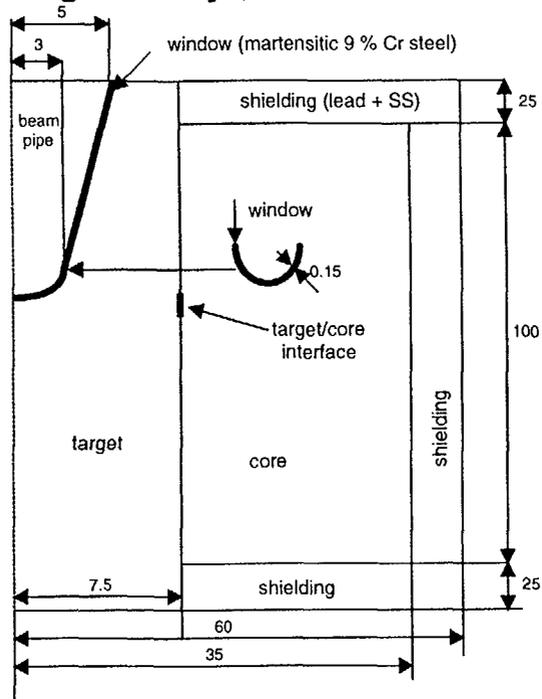
1	Pb-Bi metallic target	9	volume compressor gas cavity	17	electric heaters
2	neutron-cooled diaphragm	10	adjusting screw	18	vent
3	water-cooled diaphragm	11	elastic seal	19	insulating support
4	grading lattice	12	seals (kg) of cooling circuit with filler material, type of 25x2.5	20	neutron emergency drainage cavity
5	volume compressor	13	the lead sublayer	21	shell
6	neutron EDM pump	14	metallic cavity of heat exchanger	22	cover
7		15		23	



## Neutron damage, gas production and the like

Calculations performed for the HADRON configuration, taken as example :

**Schematic geometry** (dimensions in cm, not to scale)



Displacement per atom in the window and at the target/core interface for high ( $E > 20$  MeV) and low ( $E \leq 20$  MeV) energy particles :

Component	dpa/year :		
	$E > 20$ MeV	$E \leq 20$ MeV	All energies
Window	~ 40	~ 60	~ 100
Target/core interface	~ 1.5	~ 50	~ 52

Hydrogen isotope production (H-D-T) and He production given in atomic ppm (appm) per dpa (appm/dpa) :

Component	H-D-T	He
Window	~ 900	~ 50
Target/core interface	~ 650	~ 15

Irradiation damages have two components :

- Displacements per atom (dpa) : in a material having received 100 dpa, each atom has been displaced, in average, 100 times from its equilibrium location in the lattice.
- Production of spallation residuals - He and hydrogen isotopes are of interest, since they can enhance the material swelling.

Dans l'optique d'un prototype (et d'une filière) :

- Les combustibles à base d'actinides :

solides :	quels composés	(oxydes, nitrures, métalliques ?)
	supports inertes	(MgO, spinel, etc)
	quels procédés	(pyrométallurgie ?)

⇒ installations pour la fabrication

⇒ outils d'irradiation

Ce qui est en cours dans le cadre de SPIN (ECRIX, METAPHIX, expériences programmées à BOR-60 etc) est un tronc commun important.

Cependant, pour passer à la réalisation d'une quantité significative de combustible, l'effort nécessaire de R et D est considérable.

- Les cibles de PFVL :

Aujourd'hui, des expériences exploratoires pour le Tc-99 ont été effectuées (HFR).

Une autre expérience (ANTICORP-1 à PHENIX) est prévue.

Tout (ou presque) est à faire pour le I-129 (ou le Cs-135).

L'accélérateur :

- De quel accélérateur a-t-on besoin ?

$$i_p \simeq 5 \frac{\Gamma \cdot f}{Z} W$$

$(\Gamma f + v = v/K_{\text{eff}})$

W : puissance (en MWt)

$i_p$  : en mA

$$\Gamma \simeq 1,5 \quad (v \simeq 2,8)$$

Si  $Z = 50$  n/p et  $f = 0,10$  (correspondant à  $K_{\text{eff}} \simeq 0,95$ )

$$i_p \simeq 15 \text{ mA/1000 MWt}$$

Si  $Z = 50$  n/p et  $f = 0,05$  (correspondant à  $K_{\text{eff}} \simeq 0,975$ )

$$i_p \simeq 7,5 \text{ mA/1000 MWt}$$

⇒ Pour un démonstrateur (~ 100 MWt) :

$$i_p = 1 \div 2 \text{ mA} \quad (K_{\text{eff}} = 0,975 \div 0,95)$$

⇒ Pour une éventuelle filière :

$$3000 \text{ MWt} = 6 \times 500 \text{ MWt (système modulaire type PRISM)}$$

$$i_p \simeq 20 \div 40 \text{ mA}$$

$$i_p \simeq 6 \times (3 \div 7 \text{ mA})$$

Cependant : peut-on définir la "fiabilité" et la "disponibilité" de l'accélérateur pour une utilisation industrielle ?

# CONCLUSIONS

Pour un hybride, les enjeux techniques majeurs doivent être évalués dans la perspective :

- d'un démonstrateur (à moyen terme),
- d'un prototype (à plus long terme).

Ces enjeux concernent :

- les matériaux, les combustibles, l'accélérateur et l'architecture d'ensemble.

Par ailleurs, la validation expérimentale de la physique des milieux sous-critiques et des données nucléaires représente un enjeu essentiel dans le cadre d'une étude de faisabilité.