

cea
C.E. SACLAY
DSM

NC

2+E



FR9704310

94000165

Section INC
Doc. enreg. ls : 18/6/97
N° TRN : FR9704310
Destination : I,I+D,D



DAPNIA/97-01

Janvier 1997

INCA

INCINERATION PAR ACCELERATEUR

M. Cribier, G. Fioni, R. Legrain, F. Lelievre,
S. Leray, A. Pluquet, H. Safa, M. Spiro,
Y. Terrien, Ch. Veysiere

DAPNIA

inca

incinération par accélérateur

Janvier 1997

Teresa BOLOGNESE, DSM/DAPNIA/SPP

Paul BONCHE, DSM/SPhT

Bernard BONIN, IPSN/SERGC

Alain BOUDARD, DSM/DAPNIA/SPhN

Jean Marc CAVEDON, DCC/DPE/SPEA

Michel CRIBIER, DSM/DAPNIA/SPP

Frédéric DONEDDU, DCC/DPE/SPEA

Gabriele FIONI, DSM/DAPNIA/SPhN

Joël FREHAUT, DAM/DPTA/PN

Stephen GOLDSTEIN, DCC/DPE/SPEA

Frank GUNSING, DSM/DAPNIA/SPhN

Philippe LECONTE, ILL

Robert LEGRAIN, DSM/DAPNIA/SPhN

Frédéric LELIEVRE, DSM/DAPNIA/SPP

Sylvie LERAY, DSM/LNS

Frédéric MARIE, DSM/DAPNIA/SPhN

Jacques MARTINO, DSM/DAPNIA/SPhN

Alain PLUQUET, DSM/DAPNIA/SPP

Henri SAFA, DSM/DAPNIA/SEA

Michel SPIRO, DSM/DAPNIA/SPP

Yves TERRIEN, DSM/DAPNIA/SPhN

Christian VEYSSIERE, DSM/DAPNIA/SIG

Claude VOLANT, DSM/DAPNIA/SPhN

Stéphane VUILLIER, DSM/DAPNIA/SPhN

Table des matières

1	Le projet INCA	3
1.1	Introduction	3
1.2	INCA dans le contexte du parc français	4
1.3	Les données physiques du problème	7
1.3.1	Taux de transmutation, inventaire	9
1.3.2	Économie de neutrons	10
1.3.3	Pic de puissance	10
1.3.4	Spécificités des actinides	10
1.4	Schéma possible d'un incinérateur d'actinides	11
1.4.1	Descriptif général	11
1.4.2	Modèles simples d'évaluation	17
1.5	INCA et les autres solutions au problème des déchets	17
1.5.1	Autres projets de réacteurs hybrides	17
1.5.2	Autres solutions sans réacteurs hybrides	19
1.5.3	Les avantages d'INCA	20
1.6	Les problèmes à résoudre	21
1.7	Démonstrateur pilote sous-critique	22
2	Les données nucléaires	23
2.1	Données neutroniques	23
2.1.1	Introduction	23
2.1.2	Etude de la transmutation de ^{241}Am	24
2.1.3	Autres activités	25
2.2	Etude des réactions de spallation	25
2.2.1	Le programme TRANSMUTATION (Expériences E282, E301)	26
2.2.2	Les expériences GSI-Darmstadt	27
3	Accélérateur pour INCA	29
3.1	Cahier des charges	29
3.2	Injecteur	29

3.3	Partie Basse Energie	30
3.4	Partie Haute Energie	30
3.5	Coûts et délais	30
4	Étude de la fenêtre	33
4.1	Introduction	33
4.2	Matériaux constituant la cible	33
4.3	Corrosion par les métaux liquides	34
4.4	Fragilisation par les métaux liquides	35
4.5	Etude thermique de la fenêtre	35
4.5.1	Contraintes thermiques appliquées	35
4.5.2	Dimensionnement de la fenêtre	36
4.6	Réalisation d'une expérience d'étude de la fenêtre	36
5	Cible de spallation pour INCA	37
5.1	Critères de choix	37
5.2	Le faisceau	38
5.2.1	Choix de la particule incidente	38
5.2.2	Choix de l'énergie	38
5.2.3	Taille du faisceau	40
5.3	La cible	40
5.3.1	Choix de la nature de la cible	40
5.3.2	Cible liquide ou solide	41
5.3.3	Produits de spallation	41
5.4	Choix de la géométrie de la cible	42
5.4.1	Longueur	42
5.4.2	Diamètre	43
5.4.3	Puits	43
5.5	Couplage avec le milieu sous-critique	44
6	Conclusion	49

Chapitre 1

Le projet INCA

*Rédacteurs : Michel CRIBIER, Frédéric LELIEVRE, Alain PLUQUET,
Yves TERRIEN.*

1.1 Introduction

La loi du 30 décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs demande dans son article 4 que soit menée, entre autres, la recherche de solutions permettant la séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue présents dans ces déchets. C'est dans ce cadre que s'est mis en place le groupement de recherche GEDEON, unissant des forces du CNRS/IN2P3, du CEA et d'EDF. Au CEA, le programme ISAAC regroupe les efforts menés en ce sens à la Direction des Réacteurs Nucléaires, à la Direction des Sciences de la Matière et à la Direction des Applications Militaires, avec des participations des autres directions (DTA et DCC). Ces programmes se sont orientés vers

- la transmutation des déchets, soit dans un but de réduction de la radio-toxicité avec une stabilisation des inventaires dans l'ensemble du cycle, soit dans le but d'une réduction rapide des masses en cas d'arrêt du nucléaire,
- l'utilisation des cycles uranium ou thorium et leur optimisation du point de vue neutronique et sûreté,
- la mise en place d'une source intense et adaptable de neutrons.

Dans ce cadre est né le projet INCA. Il s'agit d'un incinérateur hybride, associant une source intense de neutrons, produits dans une cible de spallation par un faisceau de protons, et une couverture nettement sous-critique ($k_{eff}=0.90$ à 0.95) composée en partie des éléments à transmuter. Bien qu'auto-suffisant en énergie, INCA n'a pas pour but principal la production d'électricité (comme dans le projet d'amplificateur d'énergie du CERN proposé par C. Rubbia[1]) mais l'incinération des actinides mineurs (neptunium, américium et curium) et, éventuellement, de certains produits de fission à vie longue, dans les meilleures conditions d'efficacité et de sûreté. Après avoir rappelé les données du problème pour le parc français de réacteurs, puis étudié les avantages et inconvénients respectifs des spectres rapides et thermiques, nous proposerons un schéma, encore très préliminaire, d'incinérateur dédié aux actinides mineurs.

1.2 INCA dans le contexte du parc français

La France a décidé de retraiter les combustibles issus des centrales pour en séparer le plutonium et le réutiliser. Les études menées actuellement sur le multirecyclage avec du combustible MOX montrent que l'inventaire du plutonium du parc nucléaire français pourrait être stabilisée à 500 tonnes vers l'année 2100 [2] (voir figure 1.1). Complémentairement, le programme CAPRA prévoit de brûler une fraction du plutonium dans les réacteurs à neutrons rapides[2] (voir figure 1.1 à nouveau). La contrepartie de cette stabilisation du plutonium est inévitablement une forte augmentation de la teneur des déchets en actinides mineurs, principalement neptunium, américium et curium. Ces actinides mineurs forment une source importante d'activité (voir figure 1.3) qui devient même prépondérante dans le scénario où seul le plutonium des pertes de retraitement (0,1%) est mis aux déchets. Les flux annuels d'actinides seraient alors les suivants pour le parc français (voir figure 1.2)

- 0.6 tonne de neptunium (100% ^{237}Np),
- 3 tonnes d'américium (70% ^{241}Am , 27 % ^{243}Am , 3% ^{242m}Am),
- 0.5 tonne de curium (90% ^{244}Cm , 10 % ^{245}Cm)

L'objectif d'INCA est donc, prioritairement, de détruire l'américium, le curium et le neptunium des déchets, dans les conditions suivantes :

- diminution de la radiotoxicité d'un facteur au moins 50. On peut ainsi espérer rejoindre le niveau de radiotoxicité du minerai d'uranium natu-

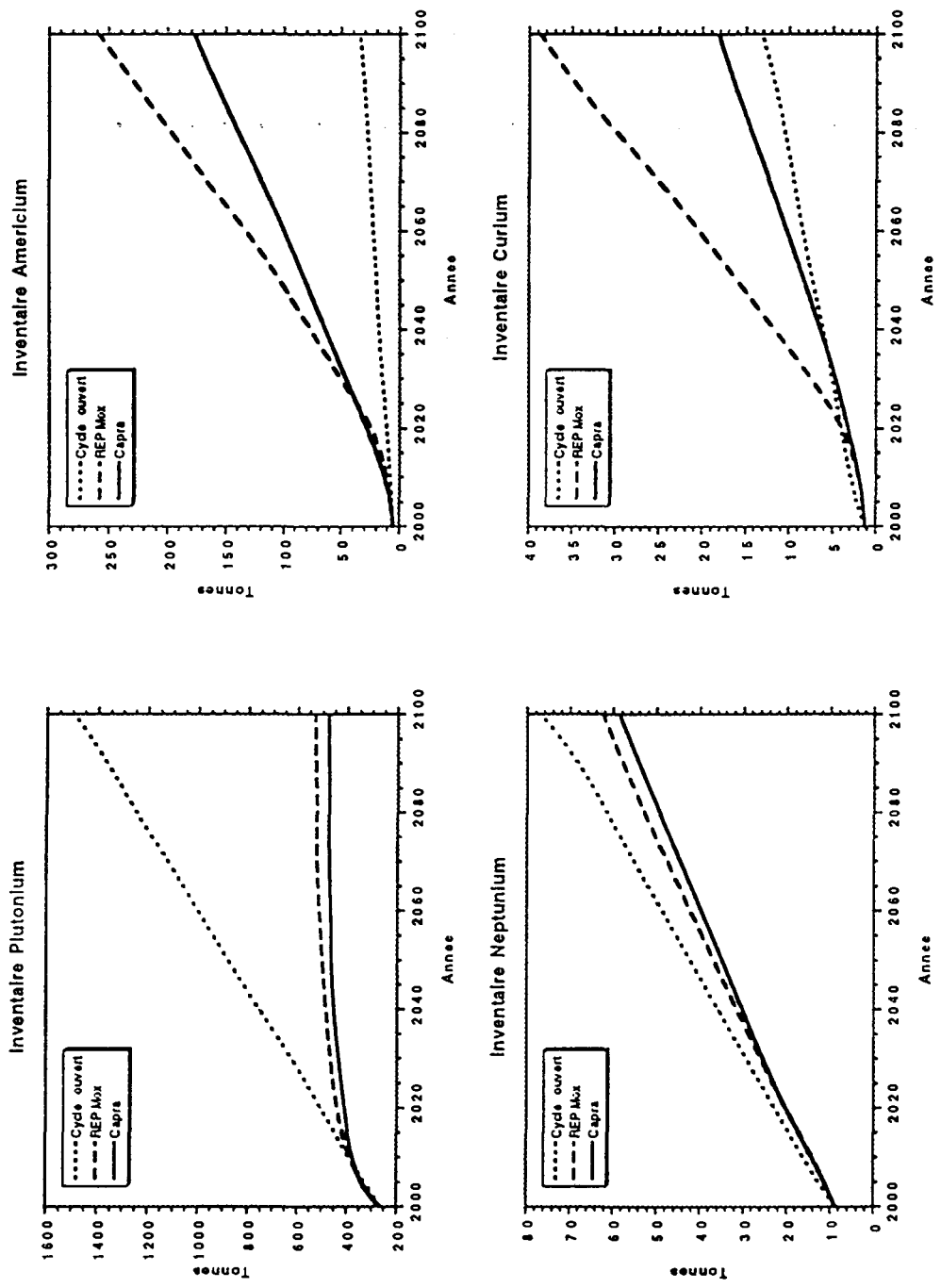


FIG. 1.1 - Inventaire des différents actinides dans le cycle d'après [2]. La production annuelle de plutonium, de l'ordre de 12 tonnes par an dans le parc français actuel conduit, en cycle ouvert, pour le prochain siècle à des masses considérables, 1500 tonnes en 2100, soit une quantité nettement supérieure au stock actuel de plutonium militaire dans le monde.

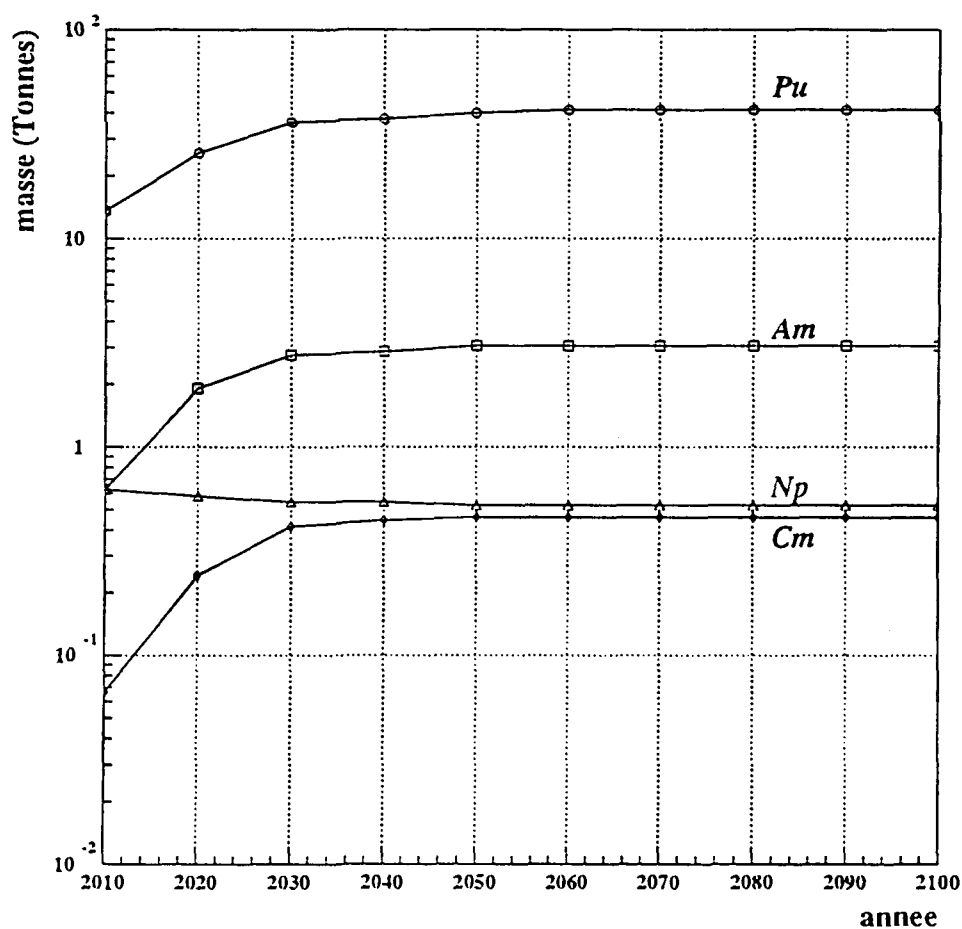


FIG. 1.2 - Flux annuels d'actinides au retraitement. D'après [2]. Dans le cadre du scénario de stabilisation du plutonium par la filière REP actuelle sous forme de combustible MOX, les déchets sont constitués de produits de fission et d'actinides mineurs, le neptunium, l'américium et le curium. Les masses produites annuellement de ces éléments sont respectivement de 0.6, 3 et 0.5 tonnes.

rel 100 fois plus vite que dans le cas du retraitement actuel (voir figure 1.3).

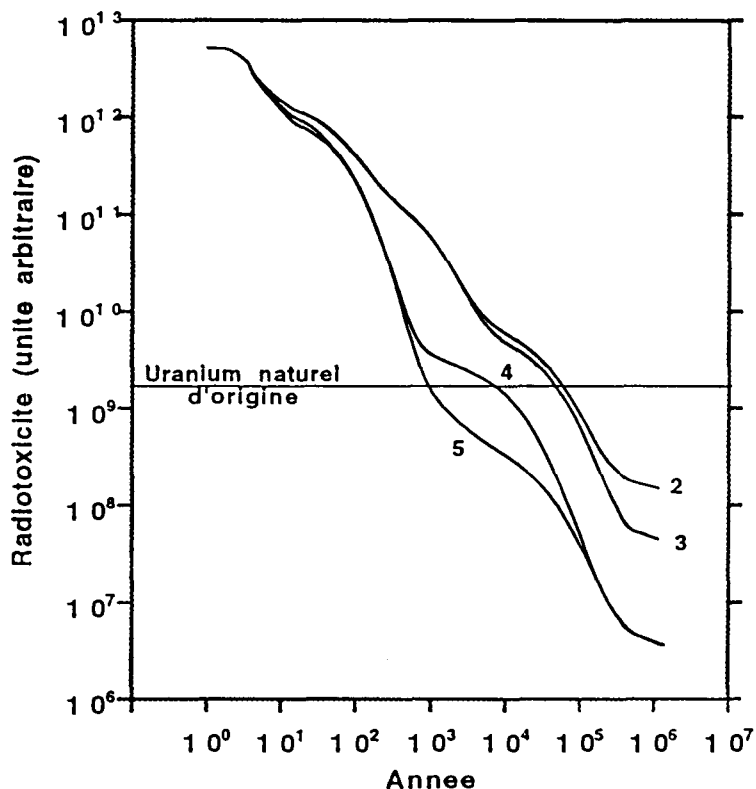
- incidence sur le prix du kWh inférieure ou de l'ordre de 10%,
- nombre limité d'unités (4 ou 5) de 1500 MWth, pour traiter le flux du parc français,
- production électrique couvrant au minimum les propres besoins de l'incinérateur,
- pour l'essentiel, fonctionnement excluant l'utilisation de plutonium, uranium ou thorium.

1.3 Les données physiques du problème

La définition conceptuelle d'INCA passe par un examen détaillé des différents aspects physiques du problème. Parmi ceux-ci, il nous a semblé utile d'aborder les questions liées :

- aux données nucléaires de base,
- à la cible de spallation,
- à la fenêtre d'entrée,
- à l'accélérateur de haute intensité,
- à la neutronique.

Les chapitres suivants sont consacrés aux études menées sur ces points. Notons que ces études, démarrées depuis longtemps pour certains, dépassent les besoins propres d'INCA. La construction d'un tel incinérateur dépend du succès de ces développements et de l'acquisition de ces données. Mais la question centrale, à ce stade du projet, reste le choix du type de flux, thermique, rapide ou combiné, sans oublier les possibilités d'un spectre épithermique qui permettrait de bénéficier des résonances de corps comme le ^{99}Tc .



Stratégie de séparation	U	Np	Pu	Am	Cm	déchet
Cas 2 (retraitement standard 1985)	0.1	97.7	0.4	100	100	verre
Cas 3 (retraitement poussé)	0.1	1.0	0.1	100	100	verre
Cas 4 (retraitement poussé)	0.1	1.0	0.1	1.0	100	verre
Cas 5 (retraitement poussé)	0.1	1.0	0.1	1.0	1.0	verre

FIG. 1.3 - Effet sur la radiotoxicité des déchets de la séparation successive des actinides (d'après annexe du 3ème rapport Castaing). Le cas 2 est proche du retraitement actuel. Les cas 3 à 5 correspondent à des scénarios de retraitement de plus en plus poussé. Le projet INCA a pour but de passer du cas 2 au cas 5, idéalement (incinération à 99%).

1.3.1 Taux de transmutation, inventaire

Le spectre thermique est nettement plus avantageux du point de vue de la vitesse de transmutation. Cette dernière est en effet proportionnelle au produit $\sigma\Phi$ de la section efficace moyenne de fission σ pour les isotopes considérés par le flux neutronique Φ . On observe (voir tableau 1.1) que les sections efficaces sont typiquement de deux ordres de grandeurs plus faibles dans la région rapide que dans la région thermique. Les flux rapides, bien que plus importants, ne compensent pas la différence des sections efficaces.

isotope	σ_f^{th}	σ_c^{th}	α^{th}	σ_f^{rap}	σ_c^{rap}	α^{rap}	1/2 vie
²³⁷ Np	0.02	181.02	10056.67	0.02	0.99	49.30	2.144×10^6 ans
²³⁸ Np	2026.90	202.83	0.10	3.14	0.10	0.03	2.117 jours
²³⁸ Pu	17.15	546.74	31.88	0.66	0.32	0.48	87.7 ans
²³⁹ Pu	747.99	271.43	0.36	1.52	0.25	0.16	24110 ans
²⁴⁰ Pu	0.07	288.50	4267.12	0.07	0.32	4.45	6564 ans
²⁴¹ Pu	1011.88	362.95	0.36	2.09	0.44	0.21	14.35 ans
²⁴² Pu	0.12	18.42	151.98	0.02	0.24	11.80	3.733×10^5 ans
²⁴³ Pu	181.39	88.11	0.49	0.53	0.25	0.48	4.956 heures
²⁴¹ Am	3.16	579.00	183.23	0.01	1.53	101.80	432.2 ans
²⁴² Am	2100.00	5500.00	2.62	3.03	0.38	0.13	16.02 heures
^{242m} Am	6850.00	1700.00	0.25	2.70	0.65	0.24	141 ans
²⁴³ Am	0.05	77.00	1540.00	0.01	1.19	198.00	7370 ans
²⁴² Cm	5.00	16.50	3.30	0.19	0.24	1.30	162.79 jours
²⁴³ Cm	599.00	131.00	0.22	2.58	0.12	0.05	29.1 ans
²⁴⁴ Cm	1.04	14.44	13.95	0.05	0.32	6.25	18.10 ans
²⁴⁵ Cm	2143.00	345.00	0.16	1.95	0.20	0.10	8500 ans
²⁴⁶ Cm	0.06	1.30	20.59	0.001	0.12	89.59	4730 ans

TAB. 1.1 - Sections efficaces de fission et de capture exprimées en barns, rapport $\alpha = \frac{\sigma_c}{\sigma_f}$, 1/2 vie, pour des énergies thermique $v_{th} = 2200$ m/s) et rapide ($T=150$ keV), selon la base de données JEF-2.

On en déduit qu'une même quantité d'actinides sera incinérée 100 fois plus vite en spectre thermique qu'en spectre rapide, ce qui présenterait un avantage supplémentaire en cas de sortie du nucléaire. On peut également dire qu'à puissance égale, l'inventaire est 100 fois plus faible en spectre thermique qu'en spectre rapide. Ce dernier argument va dans le sens d'une meilleure sûreté de l'installation. Un autre avantage est un temps de mise à l'équilibre du système beaucoup plus court en thermique qu'en rapide (2 ans contre 100 ans d'après [4]).

1.3.2 Économie de neutrons

Dans une structure sous-critique, les processus de capture et de fission sont en compétition. On peut montrer facilement [3] que le nombre de neutrons disponibles par fission vaut¹

$$\frac{\nu}{k} - 1 - \alpha - f \quad (1.1)$$

où

- ν est le nombre moyen de neutrons émis par fission,
- k est le coefficient de multiplication du système,
- α est le rapport des sections efficaces de capture et de fission $\frac{\sigma_c}{\sigma_f}$,
- f est le nombre de neutrons par fission perdus dans les structures ou s'échappant.

L'économie de neutrons est donc d'autant meilleure que l'on est sous-critique et que α (voir tableau 1.1) est petit. Ceci avantage les spectres rapides[5].

1.3.3 Pic de puissance

Le taux de transmutation élevé dans le cas du spectre thermique se traduit par un pic de puissance s'étalant sur une trentaine de jours alors que la transmutation en spectre rapide se caractérise par une progression régulière. Cette différence est due à la consommation très rapide de l'²⁴¹Am. Le pic de puissance en thermique pose donc un sérieux problème d'évacuation de la chaleur dont la solution passera sans doute par un schéma opératoire limitant le taux de combustion en début de cycle, au prix d'un allongement de celui-ci.

1.3.4 Spécificités des actinides

La combinaison des sections efficaces, des temps de décroissance, des spectres neutroniques et des temps d'irradiation aboutit à un comportement sensiblement différent pour les trois actinides étudiés :

- l'américium (voir figure 1.4) est efficacement détruit dans un spectre thermique grâce à sa grande section efficace de fission, alors que α est sensiblement identique en rapide et en thermique (voir table 1.1).

1. On néglige ici les processus multiplicateurs autres que la fission, comme (n,2n), (n,3n) etc..

- le neptunium n'a qu'un seul isotope à vie longue ^{237}Np , peu fissile. Sa transmutation passe par la formation de ^{238}Np , très fissile en thermique. Cependant ^{238}Np décroît rapidement (2.1 jours) en donnant ^{238}Pu . ^{238}Np ne pourra être efficacement transmuté en thermique que si le flux est élevé afin de provoquer sa fission avant sa décroissance.
- en plus du curium initial, l'incinération de l'américium conduit à une formation importante des différents isotopes du curium. Les isotopes impairs sont détruits par fission quelque soit le spectre. Les isotopes pairs conduisent, surtout en thermique, à des éléments de Z plus élevé (Bk, Cf). On a donc intérêt à utiliser un spectre rapide pour brûler le curium. Par ailleurs, les isotopes impairs fissionnent en émettant plus de 3 neutrons par fission : placés dans la région rapide de l'incinérateur, c'est à dire dans la zone où l'on cherche à multiplier les neutrons, il peuvent améliorer le bilan neutronique de l'installation.

L'existence de résonances importantes dans les sections efficaces des actinides mineurs pour des neutrons épithermiques ne doit pas être oubliée.

1.4 Schéma possible d'un incinérateur d'actinides

1.4.1 Descriptif général

Les comparaisons entre spectres rapide et thermique montrent que chaque spectre a ses avantages. Il semble donc logique de chercher à utiliser cette complémentarité. Ceci est possible dans un réacteur hybride à deux zones, tirant ainsi profit du faible inventaire en thermique et des bons rapports α en rapide. Il est souhaitable de pouvoir effectuer les opérations de chargements et de déchargements plus ou moins en continu. De plus un schéma opératoire où le curium, préalablement irradié dans la zone thermique, serait retraité puis introduit dans la zone rapide, permettrait à la fois de parachever sa combustion et de disposer de davantage de neutrons de fission. Ceci nous conduit donc à envisager un cœur à deux zones distinctes. Schématiquement, en allant du centre vers l'extérieur (voir figure 1.5), l'incinérateur serait formé :

- d'une cible de spallation en plomb ou plomb-bismuth liquide, refroidie par convection forcée. Le faisceau incident (par exemple 1 GeV, 50 mA) délivrerait une puissance de 50 MWth dans cette cible,

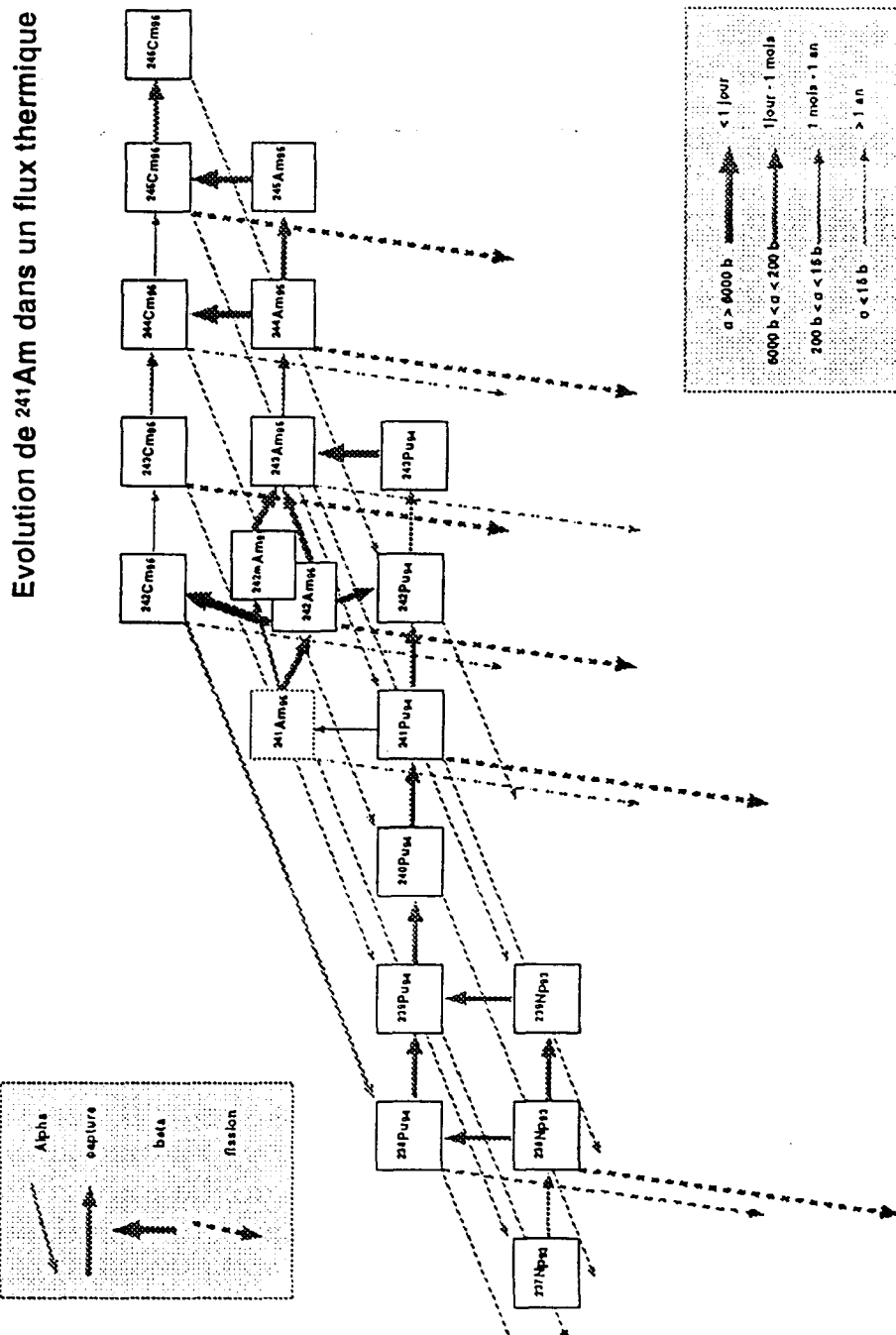


FIG. 1.4 - Evolution de ^{241}Am dans un flux thermique. Nous avons représenté ici les principales voies de destruction de l'américium avec comme critère la période de chaque phénomène ($T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\sigma \phi}$ pour les réactions nucléaires avec une hypothèse de flux de 10^{15} neutrons/cm²/s). Afin de bien comprendre les courbes d'évolution des différents isotopes dans la suite de l'exposé il est important de noter que ^{243}Am se reforme par décroissance β^- du ^{243}Pu , lui même issu de l'américium initial par différentes voies.

- d'une première enceinte constituant le secteur rapide et formée d'un massif de plomb ou de plomb-bismuth, choisis pour leur transparence aux neutrons. La puissance thermique dans cette zone, relativement modeste ($\simeq 200$ MWth) devrait pouvoir être évacuée par de l'eau, du gaz (hélium) maintenu sous pression dans des tubes de force, ou même par le plomb-bismuth lui-même,
- d'une séparation dont le but est d'empêcher le retour des neutrons thermiques dans la partie rapide,
- d'une seconde enceinte correspondant au secteur thermique, modéré à l'eau lourde ou au graphite. L'américium à incinérer y serait introduit et extrait d'une manière continue, sous forme de sel fondu ou dans des tubes de force. L'essentiel de la puissance est produit dans cette zone (1250 MWth environ).

Les deux zones de flux peuvent être séparées par de l'hélium ou, mieux encore, par du technétium ou de l'iode, eux-mêmes produits de fission dont l'importance radiotoxique devient très importante après un millier d'années. Cela offre donc l'opportunité de transmuter ces produits de fission à vie longue.

Le chargement en continu peut être réalisé techniquement de plusieurs façons. Les réacteurs de puissance du type CANDU [6] fonctionnent dans un mode où le combustible est introduit tous les jours sous forme de pastille dans des tubes de force traversant le cœur du réacteur (voir figure 1.6). Une autre possibilité est d'incorporer les actinides à brûler dans un mélange qui sera liquide à la température de fonctionnement. Cela rejoint la technologie des réacteurs à sels fondus étudiés dans les années 1960 à Oak Ridge et repris par Los Alamos.

A titre d'exemple, avec un tel système, les étapes pour incinérer l'américium pourraient être les suivantes :

- un passage dans la partie thermique de l'incinérateur, dans un flux de 2×10^{15} neutrons/cm²/s pendant 3 ans afin de bénéficier de l'importante réduction de masse (au total 7.5 tonnes d'américium résident dans l'incinérateur en régime d'équilibre),
- une période de 3 ans hors incinérateur qui permet aux produits de fission de décroître et pendant laquelle on réextrait les actinides résiduels ou formés,
- un passage de 8 ans dans la partie rapide de l'incinérateur, dans un flux de 10^{16} neutrons/cm²/s, afin de profiter de la fissilité des isotopes

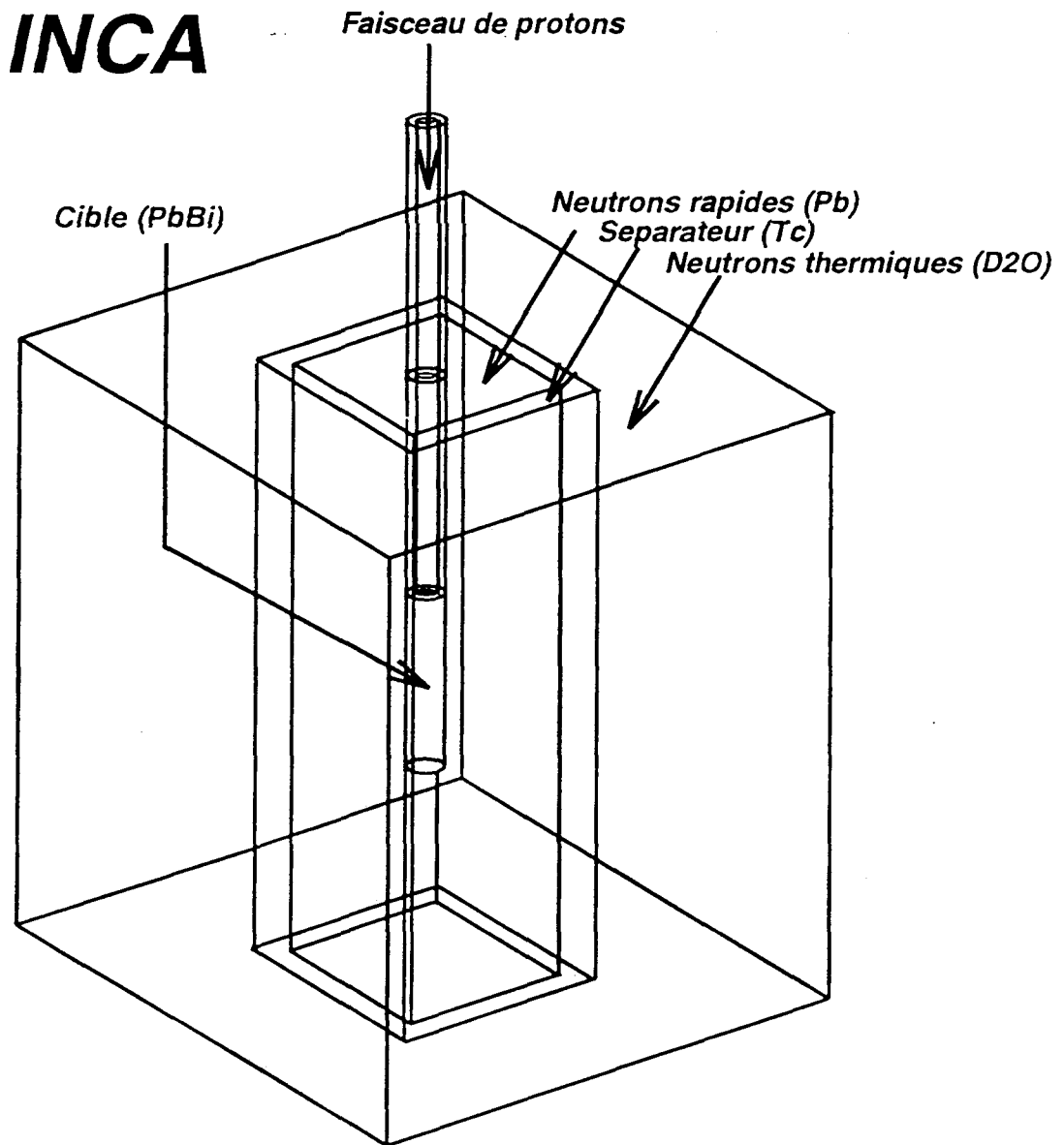


FIG. 1.5 – Un schéma possible pour INCA : 1) une cible de spallation, 2) une partie rapide entourant la cible, contenant principalement du curium, 3) un séparateur en technétium, 4) une partie thermique modérée à l'eau lourde ou au carbone contenant les actinides à incinérer.

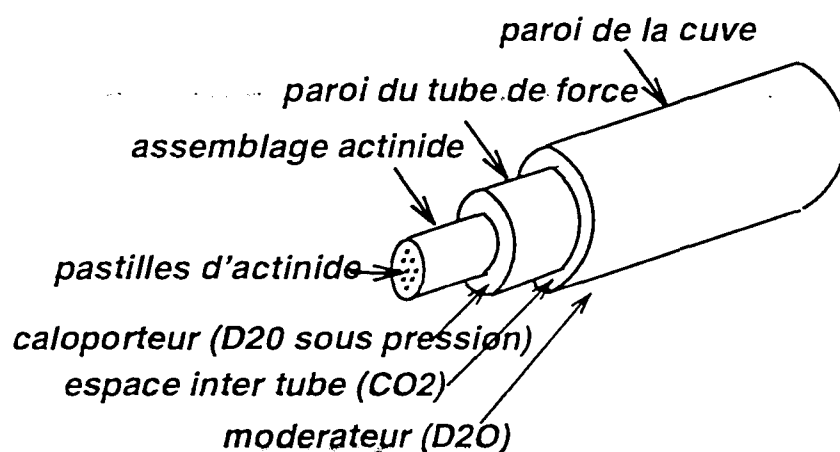


FIG. 1.6 - Structure d'un tube de force tel qu'il est utilisé dans les réacteurs canadiens CANDU.

lourds du curium (au total 3.4 tonnes de curium sont présentes dans l'incinérateur en régime d'équilibre).

On observe (voir figure 1.7) une réduction importante lors de l'irradiation en spectre thermique, conduisant à la disparition de l'américium, sauf pour le 243 toujours présent mais en très faible quantité, et à la production importante de curium, essentiellement les isotopes 244 et 246 car le curium 242 a eu le temps de disparaître. La production de plutonium, quant à elle, reste limitée, l'élément étant présent sous forme de plutonium 242. Après le refroidissement puis passage en spectre rapide, la baisse du curium 244 et 246 est contrebalancée par la production d'isotopes encore plus lourds.

Alors, les 3 tonnes d'américium chargées annuellement dans l'incinérateur aboutissent à la fin du traitement à

- 6 kg d'américium,
- 310 kg de curium,
- 18 kg de plutonium,

ceci correspondant à une réduction massique de 89%.

L'énergie dégagée par l'incinération de ces déchets est de 6.3 GWth. Ainsi cinq installations de 1500 MWth (comme les tranches actuelles) suffisent bien à traiter le flux annuel d'actinides mineurs.

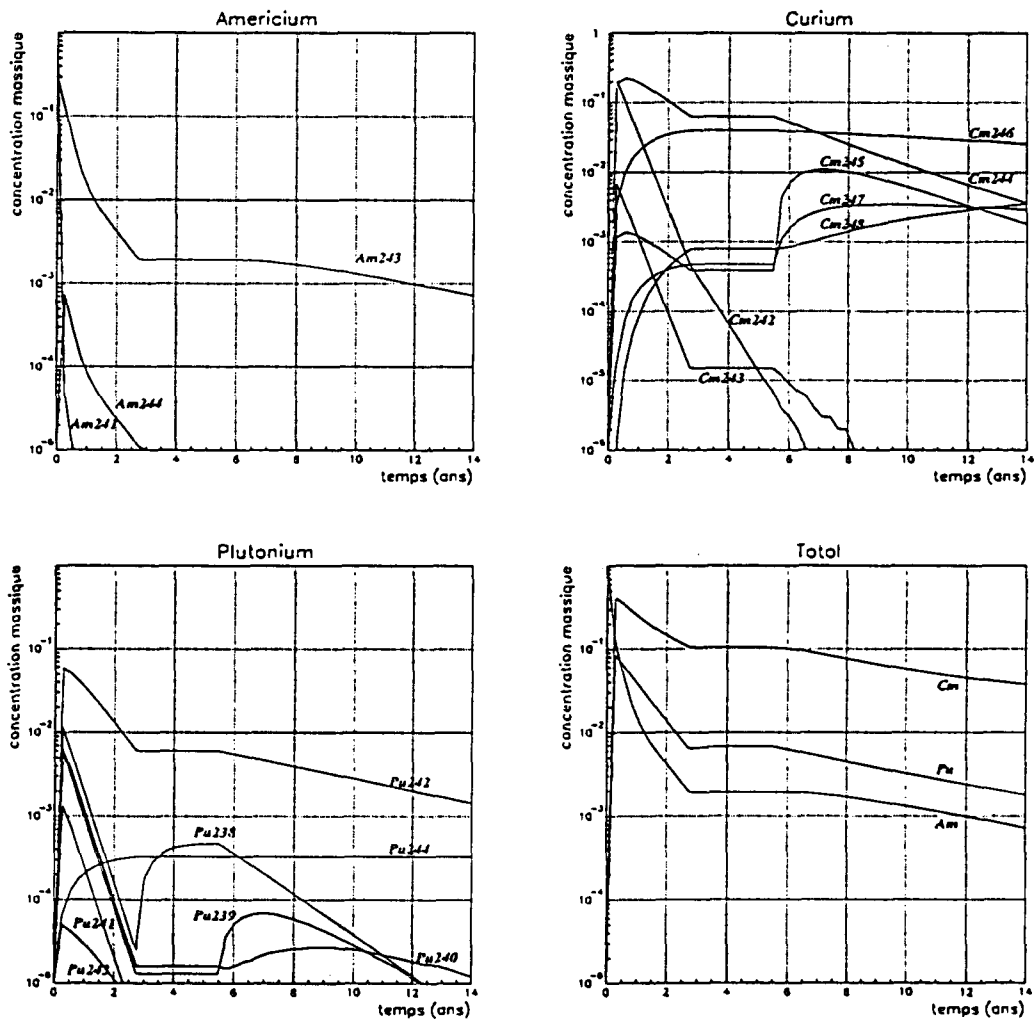


FIG. 1.7 – Irradiation de l'américium issu des REP, successivement en thermique pendant 3 ans, hors incinérateur pendant 3 ans puis en rapide pendant 8 ans.

1.4.2 Modèles simples d'évaluation

Le concept à deux zones distinctes a fait l'objet de calculs Monte Carlo pour vérifier la présence des deux types de spectre et leur nette séparation. Pour cette première approche, on simule simplement les différentes parties de l'incinérateur par des sphères concentriques (voir figure 1.8), soit, en partant du centre :

- un cœur de 20 cm de rayon en plomb-bismuth figurant la cible de spallation,
- une couche de 30 cm de rayon externe en plomb, contenant environ 100 kg de curium,
- une couche de 40 cm de rayon externe en technétium comme séparateur,
- une couche de 60 cm de rayon externe d'eau lourde,
- une couche de 80 cm de rayon externe d'eau lourde, contenant environ 150 kg d'américium,
- une couche de 90 cm de rayon externe d'eau lourde,
- un réflecteur de 100 cm de rayon externe en béryllium.

La source, ponctuelle (au centre de la sphère) et isotrope, correspond à un faisceau de 50 mA et à 30 neutrons de spallation par proton incident; son spectre est uniforme entre $\frac{1}{40}$ eV et 10 MeV. On observe que le spectre dans la région en plomb et curium est nettement rapide, centré vers 1 MeV où il atteint 10^{16} neutrons/cm²/s. Après le séparateur, la composante thermique devient majoritaire et le flux garde des valeurs importantes. Le technétium joue donc bien son rôle de diode, laissant s'écouler les neutrons rapides vers l'extérieur, mais ne laissant pas remonter les neutrons thermalisés. Le coefficient de multiplication vaut, dans cette géométrie, 0.90.

1.5 INCA et les autres solutions au problème des déchets

1.5.1 Autres projets de réacteurs hybrides

Plusieurs autres projets associant un accélérateur et un réacteur sous critique, font l'objet d'études de part le monde, soit pour l'incinération des

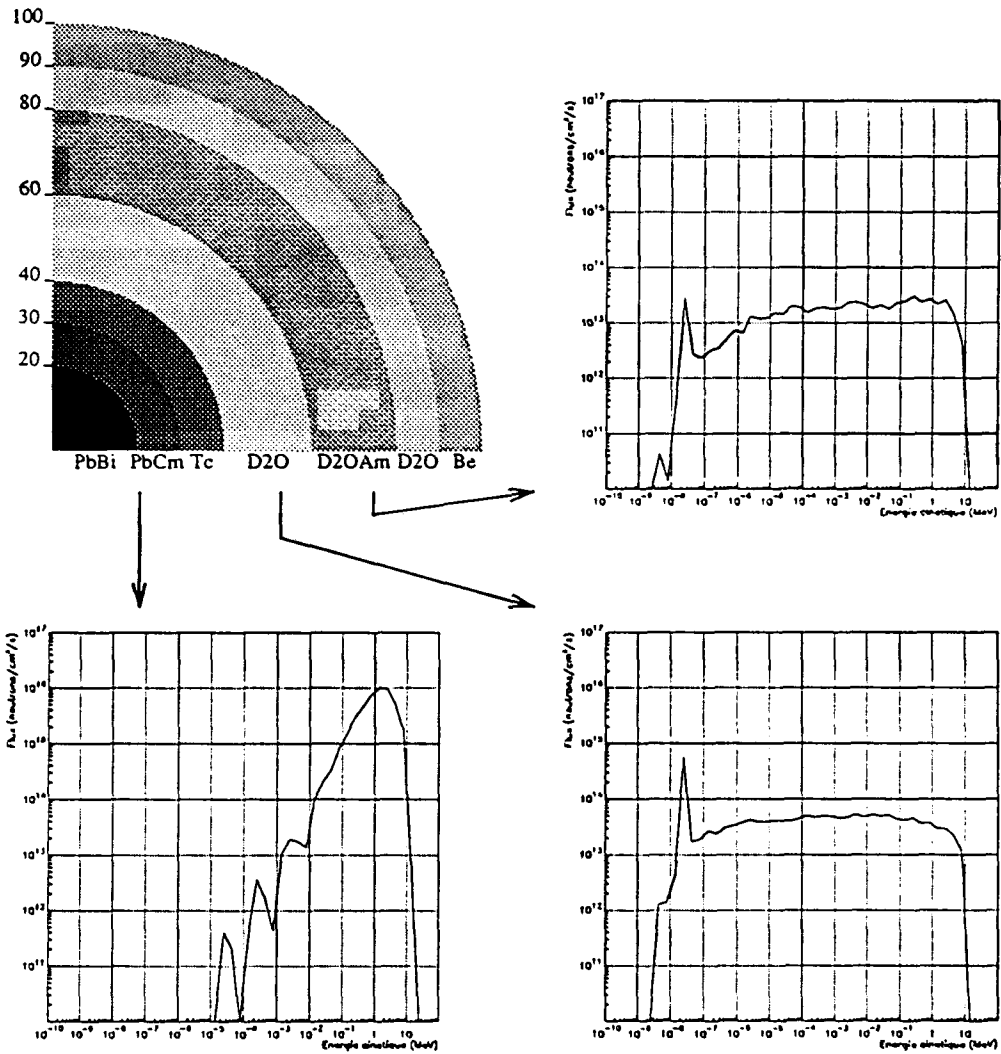


FIG. 1.8 – Modèle simple utilisé pour les calculs Monte Carlo et flux dans la région rapide, dans le modérateur et dans la zone de combustion de l'américium.

déchets, soit pour produire de l'énergie. Citons ici

- à Los Alamos, le projet ATW qui vise à la destruction des actinides et de deux produits de fission (^{99}Tc et ^{129}I), par un flux intense (quelques 10^{15} neutrons/cm²/s) de neutrons thermiques. L'utilisation de sels fondus autoriserait un fonctionnement en continu, avec extraction des produits de fission et rechargement en ligne. La cible de spallation serait en plomb liquide.
- au Japon, le projet JAERI qui étudie des systèmes hybrides basés sur l'utilisation d'un spectre rapide, soit avec un combustible métallique, comprenant les actinides et refroidi au sodium, soit avec un sel d'actinide fondu.
- au CERN, le projet d'amplificateur d'énergie qui met à profit le cycle du thorium. Il ne vise pas spécifiquement à brûler les déchets mais à établir une nouvelle filière, plus propre, de production d'énergie.

1.5.2 Autres solutions sans réacteurs hybrides

Le schéma d'incinération des actinides mineurs proposé ici doit être comparé aux différentes autres possibilités de gestions des déchets nucléaires actuellement à l'étude en France ou à l'étranger. Plusieurs solutions sont actuellement envisagées :

- la transmutation directe dans les réacteurs de puissance tire parti du nombre important de neutrons sur de grands volumes, essentiellement gratuits et déjà existants. Chaque actinide pose un problème spécifique, toutefois il s'agit toujours de favoriser la fission, par rapport à la capture. Le rapport α des deux sections efficaces varie en fonction de l'énergie, d'où les études pour brûler les actinides dans les REP (spectre thermique) ou en RNR (spectre rapide). Schématiquement, le bilan neutronique est plus favorable en spectre rapide, mais un spectre thermique permet de réduire les masses traitées du fait des sections efficaces plus grandes.
- le programme CAPRA étudie principalement les possibilités d'utiliser un RNR en régime sous-générateur pour incinérer le plutonium. Des réflexions sont menées pour étendre les possibilités à l'incinération des actinides mineurs.

Compte tenu des performances de la chimie, il sera toujours nécessaire de recourir au stockage irréversible souterrain dans des couches géologiques stables

pour les déchets ultimes. Il est important d'établir une comparaison entre le stockage direct et INCA suivi d'un stockage résiduel. A priori les volumes à stocker après incinération devraient être sensiblement inférieurs. Notons qu'un important effort de recherche sur la séparation isotopique est mené dans le cadre du programme SPIN.

1.5.3 Les avantages d'INCA

En comparant INCA avec les différentes possibilités actuellement étudiées pour l'incinération des actinides mineurs, dans les réacteurs REP ou RNR, le système présenté ici possède plusieurs avantages. Il est d'abord plus sûr pour plusieurs raisons :

- avec un coefficient de multiplication k_{eff} sensiblement inférieur à 1, le supplément de neutrons étant apporté par la source de spallation, on dispose d'un système intrinsèquement sûr.
- travailler avec un faible inventaire et un modérateur comme l'eau lourde facilite la conception d'un système à coefficient de vidange négatif.
- les actinides autres que l'uranium 235 ont un β_{eff}^2 sensiblement inférieur à celui de l'uranium 235. Ceci limite le chargement en actinides des réacteurs classiques qui sinon deviendraient difficilement contrôlables. Par contre, en incinérateur, l'accélérateur fournit un moyen de contrôle souple et rapide.
- dans un schéma de type CANDU, l'indépendance des crayons ajoute un critère de sécurité à la fonte d'un crayon mais aussi pour la contamination radioactive du circuit de refroidissement qui serait limitée au circuit propre du tube de force critique.

Ce système bénéficie de plus des avantages suivants :

- tout d'abord, comme dans tout système hybride, le nombre de neutrons disponibles pour la transmutation est plus important que dans tout autre système (voir formule 1.1) et, de plus, peut être ajusté par l'apport des neutrons de spallation.
- une grande flexibilité :
 - une conception en tubes de force telle qu'elle existe dans les réacteurs canadiens CANDU[6] apporterait la souplesse nécessaire à

2. Rappelons que β_{eff} est la proportion de neutrons émis de façon différée parmi l'ensemble des neutrons émis par fission. Il s'exprime en pcm, c'est à dire en 10^{-5} .

une gestion optimale du taux de combustion et permet d'imaginer la mise en place de canaux spécifiques afin de transmuter certains produits de fission très radiotoxiques. Dans un prototype, ce type de système offrirait la possibilité de faire un grand nombre d'expériences dans une variété considérable de configurations.

- la solution avec sels fondus permet aussi ce type d'optimisation avec en plus l'avantage d'un k_{eff} constant grâce au prélèvement en ligne des produits de fissions.
- ne pas considérer la production d'électricité comme une priorité offre la possibilité de disposer au mieux le combustible pour profiter du spectre très inhomogène du cœur. Ceci permet aussi de travailler avec un caloporteur à faible température, comme dans les réacteurs Célestins, facilitant ainsi la tenue des matériaux, soumis par ailleurs à une fluence importante.
- la France dispose d'un savoir-faire indéniable à la fois en matière de retraitement du combustible mais aussi pour la conception d'un système à tube de forces modéré à l'eau lourde (EL4 ou Célestin).

1.6 Les problèmes à résoudre

À ce stade du projet, de nombreuses questions restent ouvertes dont certaines demanderont un effort soutenu de recherche et développement. Parmi celles ci, citons :

- le problème de la tenue des matériaux ainsi que leur activation sous une très haute fluence,
- la réalisation de deux zones distinctes dans le cœur qui ne doit pas se faire au détriment de la stabilité et de la sûreté, même si une couverture sous-critique est intrinsèquement plus sûre qu'une couverture critique,
- le taux de combustion très élevé que nous souhaitons obtenir conduit à la formation d'une quantité importante de produits de fission. Ceci entraîne une dégradation du spectre neutronique ainsi que des dommages supplémentaires aux matériaux.
- le retraitement et la séparation isotopique de l'ensemble des actinides et des produits de fission reste une question difficile.

1.7 Démonstrateur pilote sous-critique

Bien avant la réalisation de ce projet ambitieux mais lointain, il semble indispensable de passer par la réalisation d'un démonstrateur pilote sous-critique dont les grandes lignes ont été définies lors les journées ISAAC d'Octobre 1996. Ce démonstrateur, d'une puissance de 40MW, serait le résultat d'une concertation DSM/DRN, ouverte à la collaboration européenne. Il comporterait un secteur à neutrons rapides et un secteur à neutrons thermiques et aurait pour objectifs :

- démontrer la faisabilité d'un réacteur sous-critique,
- permettre de tester des option innovantes d'intérêt pour les réacteurs comme l'utilisation du plomb, la séparation des neutrons rapides et des neutrons thermiques, les boucles à hélium...,
- proposer une source de neutrons intense qui pourrait être utilisée pour la physique.

Chapitre 2

Les données nucléaires

Rédacteurs : Gabriele FIONI, Sylvie LERAY

2.1 Données neutroniques

2.1.1 Introduction

Historiquement les données nucléaires peuvent être classées en trois catégories principales. A la première appartiennent les noyaux qui présentaient un intérêt pour le développement de l'industrie nucléaire de base, tant civile que militaire. Les actinides et les produits de fission majeurs, ainsi que les matériaux de structure, ont fait l'objet d'études étendues et approfondies. Ces recherches, qui ont commencé il y a plus de cinquante ans, ont abouti à des bibliothèques de données nucléaires en forme différentielle de haute précision. De nombreuses mesures intégrales ont permis un affinement pour des applications technologiques spécifiques et l'ensemble constitue aujourd'hui un apport indéniable pour la communauté scientifique. Au fur et mesure que ce programme prioritaire se complétait, l'attention fut concentrée sur la deuxième catégorie: les noyaux qui jouent un rôle moins important dans le cycle standard du combustible, mais qui peuvent influencer la neutronique d'un milieu critique. Aussi leur présence est de plus en plus importante dans les zones de stockage des centres de retraitement du combustible irradié. Ces noyaux, comme le ^{231}Pa , les $^{232,234,236}\text{U}$, les $^{241,242m,243}\text{Am}$ et les isotopes du Curium ont en général une demi-vie assez longue qui permet de les étudier, même si la disponibilité de matière première de bonne qualité est toujours

très limitée. A la troisième catégorie appartiennent des noyaux comme le ^{242g}Am , les $^{232,233}\text{Pa}$, le ^{233}Th et les $^{238,239}\text{Np}$, qui jouent un rôle très important dans l'étude des systèmes d'incinération et des systèmes hybrides, mais qui n'influencent pas significativement la neutronique des réacteurs nucléaires conventionnels. Ils sont très peu connus, principalement à cause de la demi-vie très courte qui rend les mesures très difficiles et imprécises.

Pour rendre plus fiables les études des systèmes d'incinération et hybrides, un programme de mesure concentré principalement sur les noyaux appartenant aux deuxième et troisième catégories est en train de se mettre en place dans plusieurs laboratoires dans le monde entier avec l'ambition de compléter les bibliothèques existantes.

2.1.2 Etude de la transmutation de ^{241}Am

Dans ce cadre et dans le contexte spécifique du projet INCA, l'étude expérimentale de la transmutation de l' ^{241}Am par un flux de haute intensité de neutrons thermiques sera effectuée auprès du réacteur à haut flux de l'Institut Laue-Langevin de Grenoble [13]. Un total de 12 échantillons, contenant chacun $50\ \mu\text{g}$ de ^{241}Am de haute pureté isotopique, seront irradiés par un flux de neutrons thermiques. Deux séries d'irradiations, chacune caractérisée par des durées et par des intensités différentes, de 1 à 24 jours et de $3 \cdot 10^{13}$ à $5 \cdot 10^{14}$ n/s/cm², permettront d'établir le niveau de transmutation de l'échantillon de départ grâce à des analyses isotopiques par spectroscopie de masse, après séparation chimique des différentes chaînes élémentaires. Compte tenu des incertitudes sur les données nucléaires des noyaux intéressés, les résultats des calculs simulant le processus de transmutation du ^{241}Am sont très controversés. La source principale d'incertitude réside dans la mauvaise connaissance de la section efficace neutronique de capture radiative de l'état fondamental de l' ^{242}Am . Une différence d'un facteur 20 existe entre la bibliothèque de données nucléaires JEF 2.2 et ENDF-B/VI (JEF 2 : 5500 barns, ENDF : 230 barns) . Aucune mesure directe de cette réaction n'a été faite à ce jour et les valeurs données se basent sur des évaluations théoriques. La valeur de cette section efficace, dont la connaissance est cruciale pour toute étude de système de transmutation qui prévoit l'utilisation de neutrons thermiques, sera déterminée en évaluant les données expérimentales de l'étude de la transmutation de l' ^{241}Am . En particulier, la variation du rapport des concentrations $^{241}\text{Am}/^{243}\text{Am}$ pour des flux neutroniques différents et pour des temps d'irradiations différents, permettra non seulement de déterminer avec précision la valeur de la section efficace de capture du ^{242g}Am , mais aussi celle de l'état métastable qui est mis en cause par des analyses des éléments de combustibles usés dans les REP. Une analyse complète des échantillons par spectrométrie

de masse pourra également déterminer l'intégrale de capture des produits de fission, même avec une précision assez limitée. De plus, par spectroscopie gamma d'un échantillon d' ^{241}Am irradié pendant 30 minutes, les sections efficaces de capture de l' ^{241}Am seront déterminées, permettant de vérifier les données actuellement disponibles [14].

En parallèle, par des mesure de spectroscopie de masse en ligne sur le spectromètre "Lohengrin" de l'ILL [15], les valeurs des sections efficaces de fission des deux états de l' ^{242}Am pourront être déterminés afin de les comparer avec les données connues qui se basent sur des mesures effectuées dans les années cinquante.

2.1.3 Autres activités

Un groupe a été formé au sein du SPhN, en collaboration avec la DRN et le centre de Geel, pour effectuer des mesures de sections efficaces neutroniques. Ces mesures qui montrent un grand intérêt aussi pour INCA, sont actuellement en cours dans le domaine d'énergie de 1 eV à 100 keV auprès de l'accélérateur linéaire de Geel (Belgique), pour la section efficace différentielle de capture et de transmission du ^{99}Tc [16, 17]. Des études similaires sont aussi prévus pour mi-1997 pour le ^{237}Np , dont l'intérêt pour INCA est considérable. L'ensemble de ces études permettront une meilleure connaissance de l'intégrale de capture dans la zone des resonances, paramètre essentiel pour une correcte évaluation neutronique du projet.

De plus, le SPhN a engagé une collaboration avec la Netherlands Energy Research Foundation-ECN afin de déterminer la section efficace thermique du ^{99}Tc , utilisant le réacteur à haut flux du JRC-Petten (NL). Les mesures sont actuellement en cours et les premiers résultats sont prévus pour fin 1997 [18].

Une collaboration entre le CEA et le FLNP-JINR Dubna (Russie) est actuellement à l'étude pour la détermination des paramètres nucléaires (sections efficaces de fission et de capture, nombre de neutrons par fission et nombre de neutrons retardés) dans le domaine d'énergie de 1 eV à 10 MeV pour une série de noyaux transuraniens intéressants pour les projets de transmutation par accélérateur.

2.2 Etude des réactions de spallation

La conception d'une cible de spallation nécessite la modélisation à la fois des processus physiques régissant la production élémentaire de nucléons et du transport de ces particules dans une cible épaisse. Des codes de calcul existent

mais leur fiabilité est encore loin d'être satisfaisante comme l'ont montrées récemment les intercomparaisons en cibles minces et épaisses, organisées par l'OCDE/AEN[7, 8]. Cette situation vient en grande partie du manque de données expérimentales, en particulier au-dessus de 800 *MeV*, sur lesquelles pourraient être validés ces codes. Les données les plus importantes à mesurer sont:

- le nombre de neutrons de spallation produits par proton incident qui est relié à la rentabilité du système.
- la distribution en énergie et en angle des neutrons de spallation, nécessaire pour optimiser la géométrie de la cible et estimer les dommages induits dans la cible et les matériaux de structure.
- la distribution isotopique des résidus de spallation, indispensable pour vérifier que l'on détruit plus de noyaux à vie longue que l'on en produit.

2.2.1 Le programme TRANSMUTATION (Expériences E282, E301)

Un programme d'étude des neutrons de spallation est en cours au Laboratoire National Saturne. L'objectif est la mesure des sections efficaces doublement différentielles, en fonction de l'angle et de l'énergie, de production de neutrons induite par des faisceaux de protons et de deutons de 800 *MeV* à 1.6 *GeV* sur différentes cibles minces et épaisses. Ce programme est le fruit d'une collaboration LNS, PTN Bruyères-le-Chatel, DAPNIA/SPhN, à laquelle se sont associés la collaboration DEMON (LPC Caen, CRN Strasbourg, Universités de Bruxelles et de Louvain) et l'IPN Orsay.

Saturne est une machine sans structure RF et donc ne permet pas une détection des neutrons par temps de vol classique. Deux méthodes différentes sont donc utilisées pour détecter les neutrons. La partie basse énergie (2–400 *MeV*) du spectre en énergie des neutrons est mesurée par temps de vol entre un scintillateur liquide sensible aux neutrons et un petit scintillateur plastique étiquetant le proton incident[11]. 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[12].

L'objectif de l'expérience en cible mince est d'étudier deux cibles (*Pb* et *Fe*) à 0.8, 1.2 et 1.6 *GeV* en protons et deutons et à une énergie de protons (1.2 *GeV*) différentes cibles 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*.

L'expérience en cible épaisse permettra de mesurer le spectre en énergie et la distribution angulaire des neutrons émis en différents points 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.

Ces expériences sont complémentaires de mesures intégrales de multiplicités de neutrons effectuées à Saturne par une équipe de Los Alamos-Bruyères-le-Châtel[10].

2.2.2 Les expériences GSI-Darmstadt

Des mesures de production de résidus de spallation en cinématique inverse sont en préparation auprès de l'accélérateur SIS au GSI-Darmstadt dans le cadre d'une collaboration GSI Darmstadt, LNS Saclay, SPhN Saclay, IPN Orsay, et CENBG. Les réactions ^{238}U et ^{208}Pb sur proton à 0.8 GeV seront étudiées. L'utilisation du séparateur de fragments FRS et de la cinématique inverse permettront une détermination précise des taux de production des différents isotopes avant décroissance beta, contrairement aux expériences en cinématique directe, mais ne donnera pas de sections efficaces absolues dans la zone des fragments de fission. Ce programme est complémentaire d'autres expériences à Saturne mesurant les sections efficaces de production de produits de spallation en cinématique directe[9].

Chapitre 3

Accélérateur pour INCA

Rédacteur: Henri SAFA.

3.1 Cahier des charges

L'accélérateur doit être capable de fournir des protons d'énergie environ 1 GeV avec un courant de 50 mA. En effet, si l'on se fixe un k_{eff} pour l'hybride de 0.90, il faut avoir un rapport de la puissance faisceau à la puissance thermique (P_f/P_{th}) d'environ 5%, ce qui, pour un hybride de 1000 MWth impose une puissance faisceau de 50 MW. Une première étape pourra éventuellement être réalisée à 10 MW de faisceau pour une puissance thermique 5 fois plus faible (200 MWth). L'accélérateur se divisera en trois parties: un injecteur permettant de produire un faisceau de 10 à 12 MeV, une partie basse énergie accélérant jusqu'à 100 MeV, puis une partie haute énergie entre 100 MeV et 1000 MeV.

3.2 Injecteur

Il comprend une source de protons du type résonance cyclotronique (ECR) avec une tension continue de 70 kV. Le faisceau est ensuite groupé en paquets à la fréquence de 352 MHz dans un quadripôle radiofréquence (RFQ) fournissant simultanément une petite accélération. A la sortie du RFQ, le faisceau possède une énergie d'environ 6 MeV. Ensuite, on utilise une structure linéaire à tubes de glissement (DTL) pour l'amener à 11 MeV. La longueur totale de

l'injecteur est de 25 mètres. Une maquette de cet injecteur est en cours de réalisation au CEA dans le cadre du projet IPHI.

3.3 Partie Basse Energie

Elle est formée d'une succession de structures en cuivre du type DTL à cavités couplées. La fréquence choisie pourra être une harmonique à 704MHz. Le champ accélérateur moyen étant de 1MeV/m, la longueur nécessaire pour accélérer jusqu'à 100MeV sera de 100m. Chaque structure typique ayant 8 mètres de long nécessitera 800kW de puissance hyperfréquence, la moitié étant perdue dans la structure elle-même.

3.4 Partie Haute Energie

Cette partie pourra tirer avantage de l'utilisation de cavités supraconductrices pour lesquelles la dissipation hyperfréquence est négligeable et qui permettent un gradient accélérateur plus élevé. Les protons étant non relativistes, trois types de structures sont nécessaires avec trois β différents :

- 100-200 MeV ; $\beta = 0.46$; $E_{acc} = 4$ MeV/m
- 200-500 MeV ; $\beta = 0.62$; $E_{acc} = 5$ MeV/m
- 500-1000 MeV ; $\beta = 0.80$; $E_{acc} = 6.5$ MeV/m

Les cavités supraconductrices seront en niobium massif résonnant sur le mode π à la fréquence de 704 MHz. Chaque cavité aura 4 cellules de longueur accélératrice adaptée à la vitesse du proton. Elle nécessitera une puissance hyperfréquence variant entre 80kW et 200 kW selon les structures. Un cryomodule pourra contenir 4 cavités supraconductrices refroidies à la température de 2K dans un bain d'hélium superfluide. La longueur réelle globale de la partie haute énergie est estimée à environ 500 m.

3.5 Coûts et délais

Le délai de réalisation de ce type de machine nécessite une période de 4 à 5 années d'études et de réalisations de prototypes à la fois pour l'injecteur et la partie basse énergie que pour la partie haute énergie. La phase de construction qui suit est également estimée à 5 ans. Le coût global d'investissements

à la construction a été évalué à 1.5GF (le coût d'un accélérateur à 10MW de faisceau étant d'environ la moitié).

Section	Longueur(m)	P faisceau (MW)	P HF (MW)	P elec (MW)
Injecteur	20	0.6	2	4
Basse energie	100	4.8	12	24
Haute energie				
$\beta = 0.46$	80	5	6	12
$\beta = 0.62$	180	15	18	36
$\beta = 0.80$	220	25	30	60
Total	600	50	68	136

Chapitre 4

Étude de la fenêtre

Rédacteur : Christian VEYSSIERE

4.1 Introduction

La zone correspondant au passage du faisceau de protons à l'intérieur de la cible est d'une conception sensible. En effet, plusieurs types de contraintes que nous allons essayer d'énumérer se concentrent dans cette zone.

On aura ainsi des dommages dus la corrosion et la fragilisation par les métaux liquides ainsi que la création ou simplement la présence d'impuretés qui représentent un facteur aggravant. Les dégâts réalisés par le flux neutronique seront considérés également sans toutefois pouvoir être dissociés de toute autre forme de dégradation mécanique. Enfin, la thermique de la fenêtre sera étudiée car elle conditionne d'autres mécanismes comme la corrosion et la tenue au fluage.

4.2 Matériaux constituant la cible

Le choix d'une cible liquide est dictée par la facilité d'effectuer son refroidissement. Ceci dit, on peut alors mettre en concurrence plusieurs matériaux [19]. Ainsi, on peut penser au mercure qui présente plusieurs avantages dont celui d'être liquide à la température ambiante mais qui a le désavantage de présenter une section efficace de capture des neutrons thermiques importante. Le candidat le plus prometteur actuellement est le Pb-Bi même si le Bi génère

du ^{210}Po augmentant la radiotoxicité de la cible. Il présente tout d'abord, à la composition de l'eutectique, une température de fusion de 125°C suffisamment basse pour imaginer que les problèmes de corrosion et de fluage n'en seront que plus réduits. D'autre part, à la solidification, son coefficient de contraction est nul du fait qu'il est négatif pour le Bi et positif pour le Pb, de même valeur absolue et que les proportions de Pb et de Bi sont quasiment les mêmes.

Le Pb et le Bi, du fait de leur masse atomique élevée sont tous les deux de bons candidats pour la production de neutrons. Ils possèdent également de très bonnes conductivité thermique et chaleur spécifique, intéressantes pour le refroidissement de la cible.

4.3 Corrosion par les métaux liquides

Le phénomène principal de corrosion par les métaux liquides peut être décrit de la façon suivante et selon quatre phases [20] :

- Mise en solution du métal solide. Les liaisons cristallines du métal constituant la fenêtre sont rompues par la présence du solvant (métal liquide).
- Diffusion du soluté. Le métal une fois en solution, diffuse à l'intérieur d'une couche limite. Sa diffusion est caractérisée par la loi de Fick dans le cas où l'étape de mise en solution n'est pas limitante.
- Transport. Le débit de métal liquide est un facteur important de la corrosion. En effet, à débit nul, la corrosion peut être limitée par la saturation de l'interface métal solide/métal liquide. Dans le cas d'un débit important, cette couche limite peut être renouvelée plus rapidement que l'apparition de la saturation [21].
- Dépôt en zone froide. En atteignant des zones plus froides (échangeur de température par exemple), le soluté qui était en saturation dans la couche limite peut alors précipiter et se déposer, allant jusqu'à l'obstruction de canalisations.

On regardera dans ce mécanisme de corrosion la solubilité des différents matériaux pouvant constituer la première enveloppe contenant le Pb-Bi. Il apparait clairement dans la littérature [22] que la solubilité du Ni est catastrophique. Ainsi, des matériaux ayant de bonnes tenues au flux de neutrons comme l'Inconel 718 ne pourront pas être utilisés facilement vis-à-vis de la corrosion.

En considérant les phénomènes de corrosion, il ne faut pas oublier de citer des facteurs aggravants tels que la présence d'impuretés ou la qualité de l'état de surface. Les mécanismes d'action sont alors très variés.

4.4 Fragilisation par les métaux liquides

Cette fragilisation ne consiste pas en la modification de la composition intragranulaire du métal mais plutôt en sa décohérence. Il est reconnu [23] que plusieurs conditions sont nécessaires à l'apparition de la fragilisation:

- présence d'une microfissure ou d'une zone de déformation plastique
- existence d'une contrainte
- adsorption de la matière fragilisante à l'endroit de la fissure.

Le mécanisme de fragilisation peut être compris comme une réduction des forces cohésives des liaisons inter-atomiques dans les régions de concentration de contraintes. La propagation de la fissure peut apparaître par clivage du cristal et pas obligatoirement au niveau du joint de grain. Même si le rôle du joint de grain n'est toutefois pas évident dans le mécanisme de fragilisation, la fragilisation est plus sévère dans une structure polycristalline que dans un monocristal.

Il peut être aussi simplement envisagé que la fragilisation se manifeste par la diffusion d'un film liquide à l'intérieur du solide.

4.5 Etude thermique de la fenêtre

4.5.1 Contraintes thermiques appliquées

Dans le cadre d'une maquette préliminaire à la réalisation d'un réacteur hybride, la fenêtre devrait laisser passer un faisceau d'électrons de quelques dizaines de MeV. Dans l'éventualité d'une fenêtre d'acier de 3mm, l'énergie déposée serait de quelques kW en régime permanent. En régime transitoire, principalement lors d'une coupure brutale du faisceau, la fenêtre subirait un choc thermique important dont il faut savoir évaluer les dégâts. On peut rappeler toutefois que le coefficient de contraction nul de l'eutectique Pb-Bi permet de ne pas apporter de contraintes supplémentaires liées à la solidification de la cible. Même si la température de liquéfaction de l'eutectique est relativement faible, il faut envisager de fonctionner à une température d'environ 200-250°C (pour éviter des problèmes de précipitation trop fréquents)

et prendre en compte, suivant la géométrie et la position de la fenêtre des effets de fluage.

4.5.2 Dimensionnement de la fenêtre

La taille de la fenêtre doit réaliser un compromis entre ses capacités à évacuer la chaleur, sa résistance mécanique, sa résistance à la corrosion et son absorption du faisceau. Il est évident que l'on souhaitera utiliser une fenêtre la plus mince possible pour absorber le moins d'énergie et effectuer un refroidissement le plus efficace possible et que par ailleurs on souhaitera la faire épaisse pour une meilleure tenue aux contraintes mécaniques et à la corrosion.

4.6 Réalisation d'une expérience d'étude de la fenêtre

Nous nous proposons de réaliser une étude pratique des matériaux de la fenêtre à l'aide d'une boucle de circulation forcée de Pb/Bi liquide. Cette étude porterait principalement sur les phénomènes d'endommagement de la fenêtre (une étude particulière de la thermique et de l'hydrodynamique ne pourrait pas être exclue dans une configuration qui nous serait propre). Elle serait réalisée à l'aide d'une source d'électrons (éventuellement MACSE) pour fournir la puissance thermique attendue dans la fenêtre (quelques kW) et nécessaire à la liquéfaction du Pb/Bi. Les dommages de type neutronique pourraient être réalisés auprès de Superphénix.

De tels systèmes de circulation de Pb-Li liquide existent à l'heure actuelle à la DTA/SCECF à une échelle tout à fait comparable à ce que nous souhaitons réaliser. Une collaboration avec la DTA et la DRN est envisagée pour cette expérience et consisterait dans un premier temps à faire des études de matériaux à petite échelle. Par ailleurs des contacts ont été pris avec Obninsk par le biais de la DRN pour acquérir une compétence dans le domaine du Pb-Bi.

Chapitre 5

Cible de spallation pour INCA

Rédactrice: Sylvie LERAY.

5.1 Critères de choix

La nature, la géométrie de la cible de spallation ainsi que le faisceau incident doivent être optimisés de façon à ce qu'un maximum de neutrons de basse énergie sortent de la cible car ce sont ces neutrons qui, après modération, alimenteront le milieu multiplicateur. Il est de plus souhaitable que ces neutrons soient répartis de la façon la plus homogène possible. Il faut enfin obtenir si possible une valeur élevée du flux (quelques $10^{15} n/cm^2/s$) afin de favoriser la fission de certains actinides (^{237}Np par exemple) grâce au phénomène de double capture possible uniquement en haut flux.

D'autre part, il faut en même temps minimiser les problèmes spécifiques liés à l'utilisation de la spallation, comme les dommages induits par les neutrons de haute énergie dans les matériaux de la cible et des structures (y compris la fenêtre) ou la formation par spallation d'isotopes indésirables. Les aspects technologiques doivent être pris en compte dès la conception. Le couplage neutronique de la cible et de la couverture sous-critique induit par la fuite de neutrons rapides vers le milieu multiplicateur doit aussi être étudié.

Les critères de choix seront donc les suivants:

- Maximisation du nombre total de neutrons de basse énergie produits: dépend du matériau, de l'énergie du faisceau, du type de particules et de la géométrie de la cible.

- Maximisation de l'échappement de ces neutrons de la cible: dépend de l'absorption du matériau et de la géométrie de la cible.

- Optimisation de la répartition du flux, que l'on souhaite le plus homogène possible, et minimisation des flux de neutrons rétrodiffusés vers la fenêtre séparant l'accélérateur et le milieu sous-critique (plus généralement réduction des dommages aux matériaux de structure): dépend de la géométrie et de la nature de la cible.

- Minimisation de l'activation de la cible et de la production d'isotopes indésirables (chimiquement ou radiologiquement): dépend essentiellement de la nature de la cible.

5.2 Le faisceau

5.2.1 Choix de la particule incidente

Tous les projets de cible de spallation utilisent un faisceau de protons. On pourrait envisager l'utilisation d'un faisceau de deutons qui présentent l'avantage de donner, pour une même énergie totale incidente, un nombre légèrement supérieur (de l'ordre de 10% à 15%) de neutrons émis d'après les mesures russes [24]. La répartition du flux de neutrons le long de la cible est également meilleure du fait de la cassure des deutons en protons et neutrons, ces derniers pénétrant plus profondément dans la cible. Cependant, cet avantage ne paraît pas suffisant pour compenser l'inconvénient majeur du faisceau de deutons, à savoir l'activation très importante des structures de l'accélérateur à cause de cette grande facilité de cassure.

5.2.2 Choix de l'énergie

Le choix de l'énergie est un compromis entre la maximisation du nombre de neutrons produits par proton incident et leur coût. Le nombre de neutrons produits par spallation par proton incident croît avec l'énergie du faisceau. Cependant, à basse énergie trop d'énergie est perdue par ionisation et à très haute énergie une partie de l'énergie est perdue sous forme de production de particules (pions essentiellement). Sur la fig.5.1, on peut voir une compilation de résultats expérimentaux donnant le nombre moyen de neutrons par protons et par GeV sortant d'une cible de plomb, de 20 cm de diamètre et de l'ordre de 60 cm de long, en fonction de l'énergie incidente. On constate que cette quantité passe par un maximum assez plat entre 0.8 et 1.6 GeV. En fait, ce paramètre dépend fortement de la géométrie de la cible et il faudrait en fait, à chaque énergie, optimiser la géométrie et seulement ensuite tracer

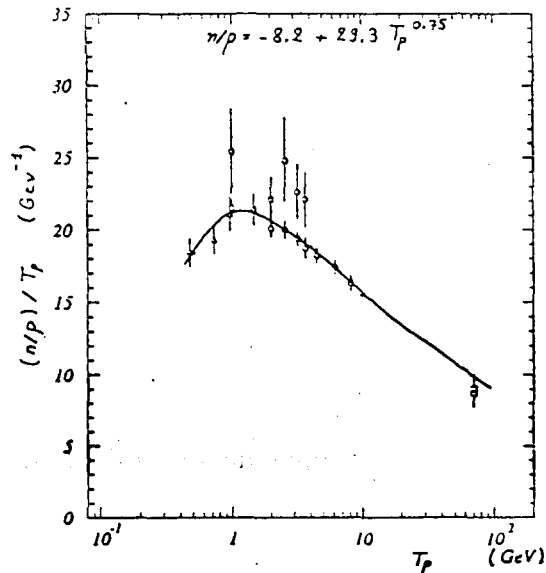


FIG. 5.1 - Nb de neutrons par protons et par GeV du faisceau. Les points proviennent d'une compilation de résultats expérimentaux par Dementyev et al.[25], la courbe résulte d'un ajustement sur les mesures de multiplicité de neutrons de Hilscher et al.[26].

le nombre de neutrons par protons et par GeV en fonction de l'énergie.

Cependant, d'autres considérations physiques ou technologiques sont aussi à prendre en compte:

- l'adaptation de l'énergie à la géométrie de la cible. Par exemple, si l'on veut une cible plus longue pour répartir mieux les neutrons provenant de la spallation dans le milieu multiplicateur, on devra avoir une énergie plus élevée.

- la variation avec l'énergie des flux de neutrons rétrodiffusés (18% de neutrons sont rétrodiffusés à 800 MeV contre 13% à 1600 MeV pour une cible de plomb de 20 cm de diamètre (calcul LAHET-MCNP)).

- l'augmentation avec l'énergie incidente des fuites de neutrons de haute énergie qui vont induire des dommages aux matériaux dans la cible ou les structures environnantes.

- les problèmes de pertes d'énergie dans la fenêtre qui sont réduits en augmentant l'énergie.

5.2.3 Taille du faisceau

L'extension spatiale du faisceau a une influence sur les performances de la cible. Des calculs LAHET-MCNP montrent qu'une augmentation de la taille du faisceau (supposé cylindrique) a peu d'influence sur le nombre de neutrons sortant par la surface cylindrique mais permet une diminution du flux rétrodiffusé, au prix d'une augmentation des fuites de neutrons de haute énergie et, vraisemblablement, d'une moins bonne homogénéisation du flux. En fait, l'extension du faisceau est un paramètre crucial pour l'échauffement de la fenêtre d'entrée et c'est le flux de protons sur la fenêtre qui sera le paramètre dimensionnant. On considère actuellement comme acceptable (cible APT par exemple) des flux de $40 \mu A/cm^2$, ce qui, pour une intensité de $50 mA$, conduirait à un faisceau, supposé cylindrique, de $40 cm$ de diamètre.

5.3 La cible

5.3.1 Choix de la nature de la cible

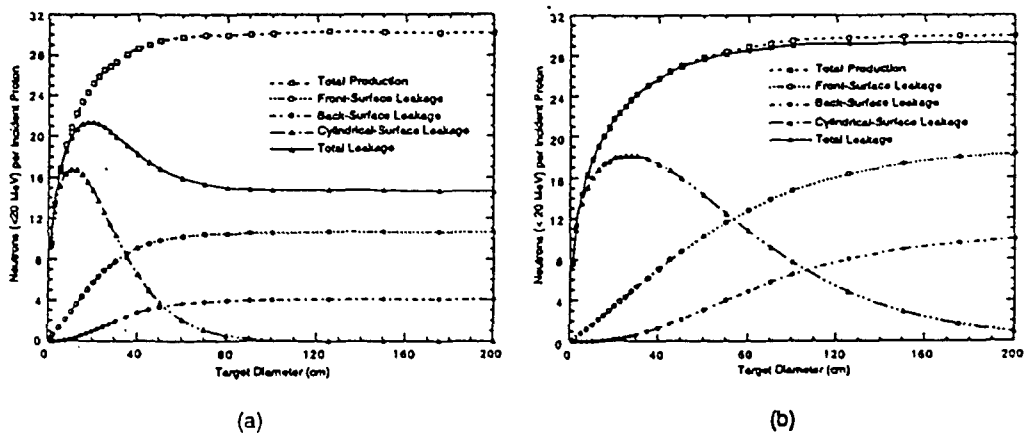


FIG. 5.2 – Nombre de neutrons produits dans la cible et nombre sortant des différentes faces (amont, aval, latéral et total), en fonction du diamètre de la cible, à $1 GeV$, pour une cible de W de $30 cm$ de long (a) et une cible de Pb de $55 cm$ de long (b) [27].

La cible doit être constituée par un matériau de numéro atomique élevé pour maximiser le nombre de neutrons par protons incidents produits et de grande densité si l'on veut diminuer sa longueur. La section efficace d'absorption des neutrons de basse énergie doit être la plus faible possible pour que le maximum de neutrons produits dans la cible en sortent: de ce point de

vue c'est le plomb qui est le meilleur candidat. On peut voir sur la fig.5.2 une comparaison entre le plomb et le tungstène, et l'on constate que si le nombre de neutrons produits est plus grand dans le tungstène, le nombre de ceux qui s'échappent est nettement plus favorable pour le plomb. Cet inconvénient peut être contourné en utilisant une cible divisée (cas de la cible du projet APT) [27].

5.3.2 Cible liquide ou solide

Une cible solide sera à priori plus simple à concevoir mais présente l'inconvénient majeur de devoir résister aux dommages créés par le faisceau et les particules de spallation (déplacements par atomes (DPA), gonflement et fragilisation dus à la production d'hydrogène et d'hélium) et à une grande puissance dissipée. Dans ce cas on préférera un matériau de température de fusion élevée. Elle devra être refroidie. Si un refroidissement interne à la cible (généralement par un élément léger) est nécessaire, le nombre effectif de neutrons par protons s'en trouvera fortement diminué (cas de la cible TRISPAL).

Au contraire une cible liquide ne sera pas sensible aux DPA et les gaz produits s'évacueront naturellement. Bien que moins important que dans le cas solide, un refroidissement est généralement nécessaire. Eventuellement, celui-ci peut se faire, au moins partiellement, par convection naturelle. On privilégiera pour une cible liquide les matériaux de température de fusion basse comme l'eutectique Pb-Bi ($T_{fus} = 125^{\circ}C$ contre $T_{fus} = 327^{\circ}C$ pour le Pb). L'inconvénient des métaux liquides envisagés comme cible de spallation (Pb, Pb-Bi, Hg) est essentiellement lié aux problèmes de corrosion aggravés par la convection.

5.3.3 Produits de spallation

Les réactions de spallation et de capture dans la cible produisent un grand nombre d'isotopes différents dont la prédiction à partir des codes de calcul est très difficile. Deux aspects sont à considérer:

- l'activation de la cible par création d'isotopes de périodes courtes qui risquent de limiter les possibilités de manipulation de la cible (intervention en cas de problèmes, changements périodiques)

- l'apparition d'isotopes à vie longue en quantité importante ou d'éléments chimiques gênants. Par exemple l'eutectique Pb-Bi est quelquefois considéré comme peu favorable à cause de la production de ^{210}Po à partir du Bi. Cependant, une étude russe [28] comparant Pb et Pb-Bi semble indiquer que ce problème n'est pas crucial.

	Avantages	Inconvénients
Cibles solides	simplicité	tenue à la chaleur dommages aux matériaux
Pb	section efficace d'absorption faible	Température de fusion faible
W	Température de fusion élevée	section efficace d'absorption forte
Ta	Température de fusion élevée	section efficace d'absorption forte
U, Th	Nb de neutrons par protons élevé	activation due aux produits de fission
AM	Nb de neutrons par protons élevé	activation due aux produits de fission
Cibles liquides	évacuation chaleur dommages aux matériaux	problèmes de corrosion
Pb	section efficace d'absorption faible	Température de fusion élevée
Pb-Bi	Température de fusion faible	production ^{210}Po
Hg	liquide à température ordinaire	section efficace d'absorption forte
Sel fondu	simplicité	Nb de neutrons par protons faible

TAB. 5.1 – *Avantages et inconvénients des principaux matériaux envisagés comme cible de spallation pour diverses applications.*

Les principaux matériaux envisagés comme cible de spallation pour diverses applications sont présentés dans le tableau 5.1.

5.4 Choix de la géométrie de la cible

5.4.1 Longueur

La longueur utile d'une cible est la longueur le long de laquelle sort encore un nombre significatif de neutrons. Elle dépend de l'énergie incidente et est de l'ordre de la longueur d'interaction du proton dans le matériau considéré multiplié par un facteur 1.5 à 2 pour tenir compte des réactions secondaires. On voit sur la fig. 5.3, montrant le nombre de neutrons par proton incident et par cm de cible, calculé avec GEANT-GCALOR, qu'une longueur de 55 cm, pour une cible de 20 cm de diamètre, est tout à fait suffisante. On notera que cette longueur utile peut dépendre du diamètre de la cible. Cependant, même si le nombre de neutrons s'échappant de la face aval de la cible est peu important, il peut être gênant pour les problèmes de dommages ou de radioprotection car ce sont des particules rapides qui sortent.

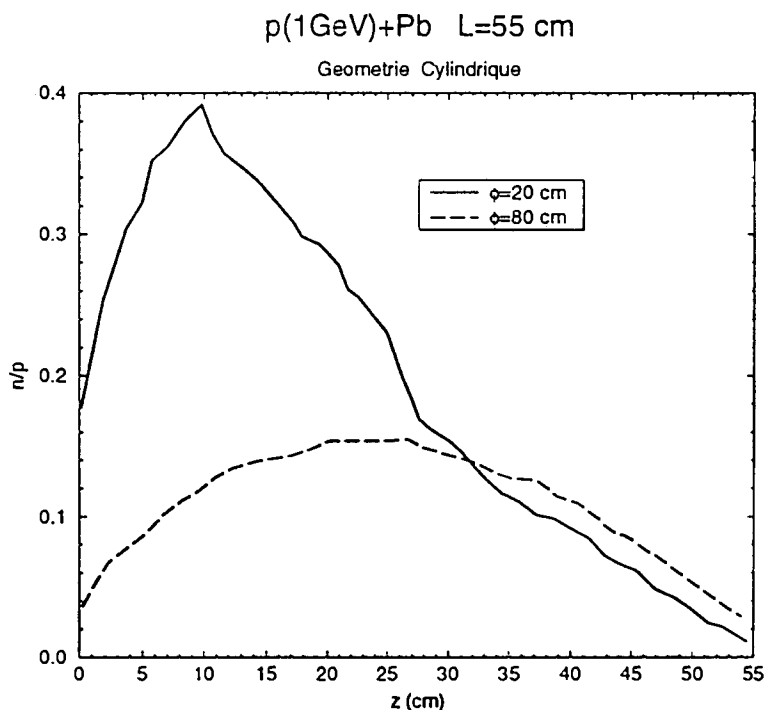


FIG. 5.3 – Nombre de neutrons par proton et par cm pour deux cibles de Pb de 20 et 80 cm de diamètre.

5.4.2 Diamètre

La fig.5.2 montre, dans le cas du plomb, que si le nombre total de neutrons s'échappant de la cible croît légèrement avec le diamètre, le nombre de neutrons rétrodiffusés augmente fortement. La minimisation de la rétrodiffusion conduirait, d'après ce calcul à limiter le diamètre de la cible à des valeurs de l'ordre de 20cm à 30cm. Cependant, une meilleure répartition du flux le long de la cible de spallation est obtenue avec de grands diamètres comme le montre la fig.5.3. Cet argument et le problème du flux de protons acceptable sur la fenêtre (voir 2.3) feront que l'on choisira vraisemblablement un diamètre plus élevé que celui dicté par la seule maximisation du nombre de neutrons sortant.

5.4.3 Puits

Pour minimiser le nombre de neutrons rétrodiffusés, on peut envisager d'avoir un puits d'un diamètre à peu près égal à la taille du faisceau. Ceci

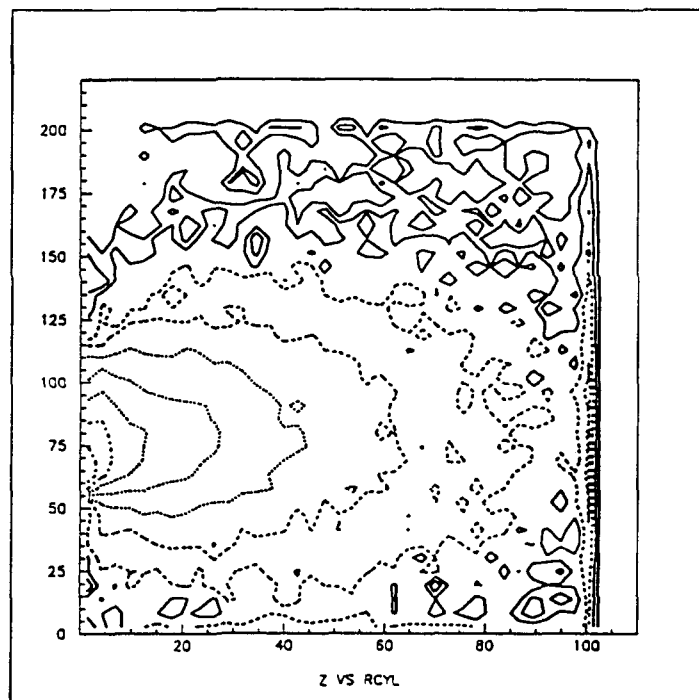


FIG. 5.4 – Répartition des neutrons en fonction de la distance le long de la cible (z) et de la distance radiale (R) dans le cas d'une cible de Pb de longueur $L = 70\text{cm}$ et de diamètre $R = 40\text{cm}$, précédée d'un puits de longueur $l = 60\text{cm}$ et de diamètre intérieur $r = 6\text{cm}$, irradiée par un faisceau cylindrique de diamètre 5cm , de $E = 1\text{GeV}$. La cible est plongée dans du D_2O .

permet, par un effet d'angle solide, de récupérer une partie des neutrons rétro-diffusés tout en réduisant le flux neutronique vers la fenêtre de l'accélérateur. Les paramètres à optimiser sont alors la longueur de la partie creuse et les diamètres des parties creuses et pleines. Une étude avec GEANT-Gcalor montre qu'une cible avec un puits optimisé permet de plus de mieux homogénéiser le flux le long de la cible (voir fig.5.4).

5.5 Couplage avec le milieu sous-critique

Des neutrons de haute énergie (et quelques protons) s'échappent de la cible de spallation et vont induire dans le milieu multiplicateur des réactions ($n, 2n$) ou même des réactions de spallation pour les plus énergétiques d'entre eux. Un calcul complet doit tenir compte de ces particules qui peuvent mo-

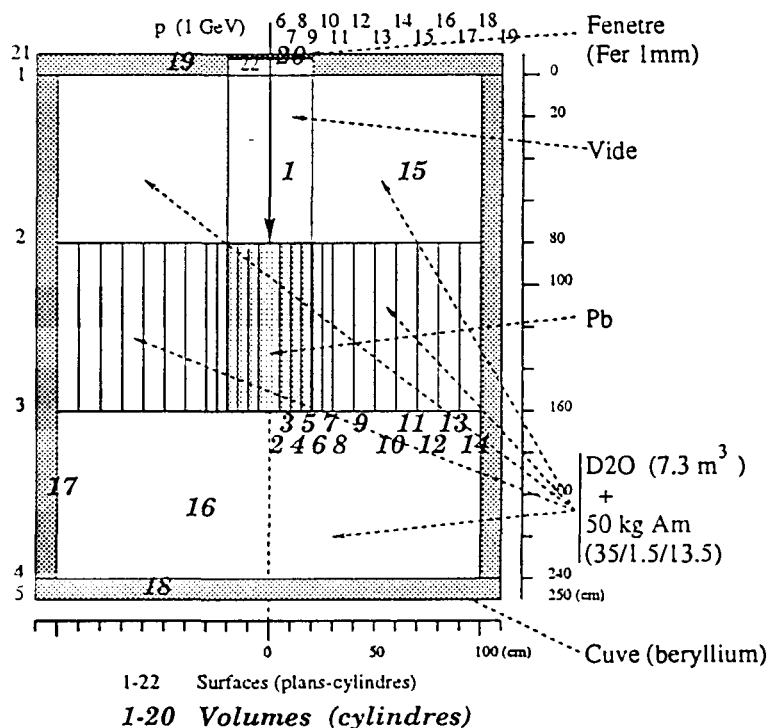


FIG. 5.5 - Schéma du système utilisé pour les simulations.

difier les conclusions tirées de l'étude de la cible seule.

Une étude est en cours avec le système de codes LAHET-MCNP d'un système complet constitué par une cible de spallation immergée dans une cuve contenant un milieu homogène $D_2O + Am$ dans le but de calculer les flux dans les différents volumes représentés sur la fig.5.5.

A titre d'exemple, une comparaison a été faite entre un calcul complet de la cible dans le milieu sous-critique ($D_2O + 50kgAm$) et un calcul ne prenant en compte que les neutrons de moins de 20 MeV sortant de la cible et calculés séparément. Dans le cas d'une cible de plomb de 20cm de diamètre, les différences entre les deux calculs sont faibles dans les cellules proches de la cible mais peuvent atteindre 13% aux bords de la cuve et 20% dans le volume 16, vraisemblablement à cause des neutrons de haute énergie s'échappant de la face de sortie de la cible.

Ce calcul montre d'autre part une variation importante (facteur 20) du flux, moyenné sur toute la longueur de la cible, de l'intérieur de la cible vers le bord de la cuve. On constate un flux très faible dans le volume 16, donc difficilement utilisable pour la transmutation, ce qui indique qu'il est souhaitable d'adapter la longueur de la cible et la profondeur de la cuve. Par contre, les valeurs du flux dans le volume 15 sont comparables à celles des

cellules à la hauteur de la cible. L'adjonction d'un manchon de plomb au-dessus de la cible (puits) pourrait certainement encore améliorer le flux dans cette région. Une comparaison (voir fig.5.6) entre des cibles de 20 et 40cm de diamètre montre que les flux obtenus avec la deuxième sont toujours globalement légèrement supérieurs (alors que le nombre de neutrons par proton sortant par la surface latérale, dans un calcul de cible isolée, est légèrement inférieur).

La fig.5.7 montre, dans différents volumes (cylindres 3, 5, 9 et 14 de la fig.5.5), la répartition en énergie des neutrons.

Il est à noter que ces résultats dépendent du k_{eff} du milieu sous-critique (de l'ordre de 0.6 dans cet exemple) et que l'influence de la cible de spallation sera d'autant moins importante que le k_{eff} sera plus élevé.

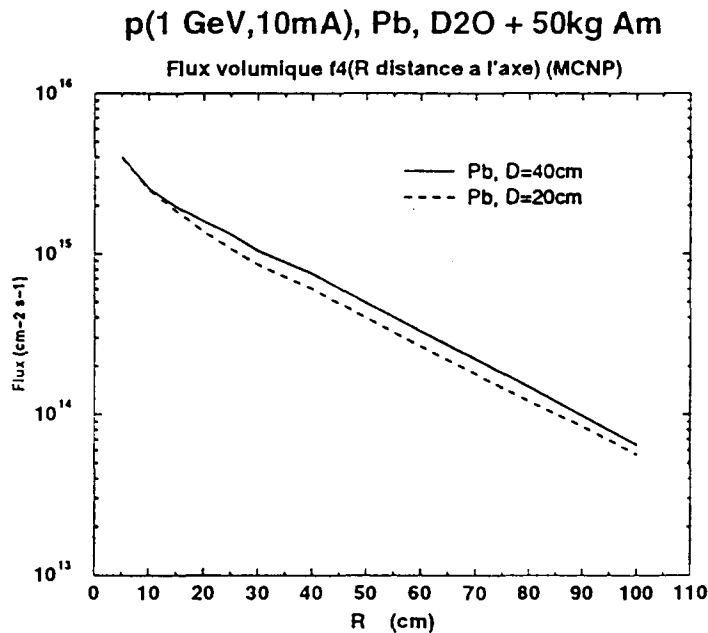


FIG. 5.6 - Flux radial de neutrons pour 10 mA de protons de 1 GeV sur des cibles de Pb de 20 cm et 40 cm de diamètre en fonction de la distance à l'axe (dans les cellules 2 à 14 de la fig.5.5).

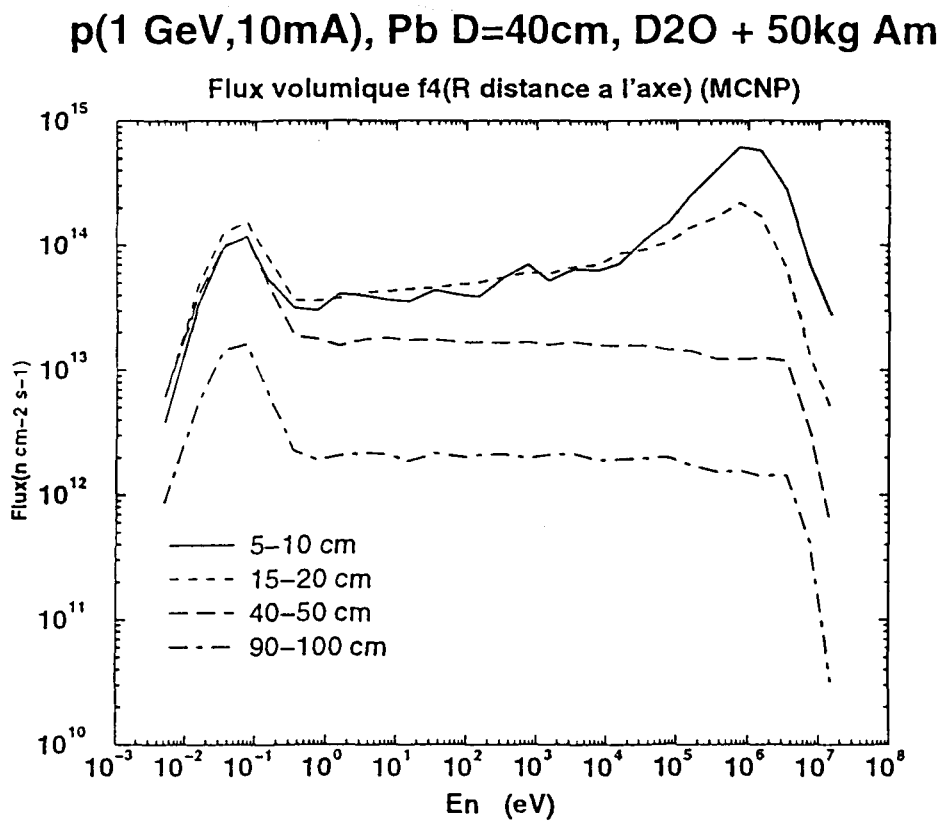


FIG. 5.7 - Répartition des neutrons en énergie dans différents volumes radiaux. La quantité tracée est le flux par eV multiplié par l'énergie des neutrons considérés.

Chapitre 6

Conclusion

Rédacteurs : Michel CRIBIER, Michel SPIRO

L'utilisation importante de combustible MOX recyclé plusieurs fois dans les réacteurs nucléaires, permet d'envisager une stabilisation de l'inventaire de plutonium vers 500 tonnes pour le parc français. La contrepartie en est un flux annuel d'actinides mineurs très fortement augmenté et atteignant plusieurs tonnes. INCA, instrument dédié permettant de transmuter plusieurs tonnes d'américium, de curium et de neptunium par an permet de terminer proprement ce cycle ; il autorise également la réduction souhaitable et rapide des déchets nucléaires en cas d'arrêt du nucléaire. Son but n'est pas de produire de l'électricité par des voies nouvelles, il est toutefois autosuffisant sur ce point. Il faut noter qu'un tel dispositif sous-critique permet d'envisager la fission de ces éléments d'une manière contrôlée (par l'accélérateur) alors que la fraction de neutrons retardés très faible émise par ces éléments rend un pilotage classique par barres de contrôle très difficile. L'objectif est de réduire d'un facteur 50 la radiotoxicité potentielle des actinides mineurs, avec 4 à 5 installations pour couvrir les besoins du parc français.

Ce projet nécessite de rassembler des compétences venant d'horizons différents. Très schématiquement il faut, en effet, réunir :

- un accélérateur de protons de 1GeV à haute intensité (50mA),
- une fenêtre séparant le vide de l'accélérateur du réacteur proprement dit ;

- une cible de spallation capable de produire 30 neutrons par proton incident,
- un volume d'incinération où l'on retrouve une partie de neutrons rapides entourant la cible de spallation et une partie thermique en périphérie avec des flux de $2 \cdot 10^{15}$ n/cm².s;
- une séparation chimique des éléments brûlant en thermiques (américium) des éléments nécessitant un flux de neutrons rapides.

L'énoncé des problèmes à résoudre pour bâtir INCA recouvre presque naturellement les grandes directions du CEA, mais rencontre également les préoccupations et les compétences d'autres organismes, en France et à l'étranger. Une coopération harmonieuse entre les partenaires concernés est hautement souhaitable. De même, dans le cadre de GEDEON, nos collègues du CNRS qui travaillent sur les projets d'amplificateur d'énergie rencontrent des problèmes très proches qui devraient favoriser des études communes. Il serait souhaitable que la coopération s'intensifie sur les préoccupations communes.

Il ne faut pas se cacher que quelques unités d'incinération réparties sur le sol français induisent aussi leur cortège de nuisances. Pour n'en citer qu'une : les transports d'un lieu à l'autre de ces actinides avant et après incinération sont certainement des opérations risquées. Plus généralement une évaluation globale des avantages et des risques d'un retraitement des déchets à vie longue se doit d'être effectué, mais une telle réflexion sort du cadre de ce rapport.

Un incinérateur dédié, basé sur un réacteur hybride, offre des flux importants et modulables de neutrons qui sont donc bien adaptés à la transmutation des déchets à vie longue. L'absence de la contrainte de production d'énergie permet une utilisation rationnelle des neutrons produits. Son fonctionnement dans un régime nettement sous critique offre des avantages indéniables pour la sûreté. L'accélérateur permet un pilotage souple et rapide.

A ce stade de la réflexion il est difficile d'imaginer qu'une solution unique soit adaptée au traitement de l'ensemble des déchets. Il est vraisemblable que les caractéristiques d'un incinérateur, tel INCA, pourront réduire de façons très substantielles les volumes de déchets, mais qu'il faudra envisager un stockage souterrain pour les résidus ultimes. Plus généralement la complémentarité entre les différentes options de gestions des déchets actuellement à l'étude dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991 offrira aux décideurs une palette de possibilités pour gérer au mieux les déchets issus de l'industrie électronucléaire.

Bibliographie

- [1] C. Rubbia *et al.*, *Conceptual design of a fast neutron operated high power energy amplifier*, CERN/AT/95-44(ET), 1995.
- [2] J.P. GROUILLER, *Scénarios Electronucléaires*, Journées PRIA, 11 janvier 1996.
- [3] J.P. Shapira, *Transmutation des Radionucléides à vie longue: Méthodes, Réacteurs, Accélérateurs*, Cours de DEA 3R, 1995-1996.
- [4] C. Bowman, *Séminaire donné à Cadarache le 20 Novembre 1996*. Les valeurs citées sont à $T = 1000$ K (sels fondus) en thermique et pour une énergie moyenne en rapide de 200 keV.
- [5] M.SALVATORES, M.SLESSAREV, M.UEMATSU, *A Global Physics Approach to Transmutation of Radioactive Nuclei*, Nuclear Science And Engineering, 116, 1-8 (1994).
- [6] D. LANDEL, *Réacteurs industriels à eau lourde*, Techniques de l'ingénieur.
- [7] International Code Comparison for Intermediate Energy Nuclear Data, OECD/NEA (1994).
- [8] D. Filges *et al.*, *OECD thick target benchmark*, Report NSC/DOC(95)2 (1995).
- [9] R. Michel, Proceedings of Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, Gatlinburg, Tennessee, USA, May 9-13 (1994).
- [10] G. Morgan *et al.*, Proposition d'Expérience à Saturne E297.
- [11] F.Borne *et al.*, accepté pour publication à Nucl. Instr. and Meth. in Phys.

- [12] E. Martinez et al., accepté pour publication à Nucl. Instr. and Meth. in Phys.
- [13] G. Fioni, F. Gunsing, F. Marie, J. Martino, T. Bolognese, M. Cribier, F. Lelièvre, A. Pluquet, M. Spiro, C. Veysière, M. Aubert, J.M. Cavedon, F. Chartier, Ph. Leconte, *Experimental study of the Transmutation of ^{241}Am in a high thermal neutron flux*, Proposition d'expérience à ILL-Grenoble
- [14] F. Marie, *Mesure directe de la transition g $^{242}\text{Am}^m \rightarrow ^{242}\text{Am}^{g.s.}$* , CEA-Saclay, SPhN report.
- [15] R. Brissot, O. Meplan, H. Nifenenecker, *Proposition d'une méthodologie pour la mesure des sections efficaces de capture et de fission de ^{242}Am g.s.*, rapport ISN-Grenoble.
- [16] C. Raepsaet, C. Bastian, F. Corvi, G. Fioni, F. Gunsing, A. Leprêtre, *Measurement of the neutron capture cross section of ^{99}Tc in the energy range from 3 to 600 eV*, submitted to the Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, Trieste (I), May 1996.
- [17] F. Gunsing, A. Brusegan, G. Fioni, A. Leprêtre, E. Macavero, C. Raepsaet, *Measurement of the neutron total cross section of ^{99}Tc in the energy range from 3 to 600 eV*, submitted to the Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, Trieste (I), May 1996.
- [18] F. Gunsing, *communication privée*.
- [19] G.S. Bauer, *Research and Development for Molten Heavy Metal Targets*, Second International Conference on Accelerator Driven Transmutation Technologies and Applications. Kalmar, Sweden 3-7 June 1996.
- [20] J. Sannier, J. Trouvé, T. Flament, *Corrosion par les Métaux Liquides*, Corrosion des Matériaux Haute Température G. Béranger, Ecole d'hiver du CNRS, 1985 pp 501-525.
- [21] Leo F. Epstein, *Static and Dynamic Corrosion and Mass. Transfer in Liquid Metal Systems*, Liquid Metals Technology, Chemical Engineering Progress Symposium Series (53-20) pp 67-81.
- [22] G. Rosenblatt, J.R. Wilson, *The Solubilities of Several Transition Metals in Liquid lead-bismuth Eutectic*, Proceeding of the Sessions on Corrosion by Liquid Metals of the 1969 Fall Meeting of the Metallurgical Society of AIME, October 13-16, pp 469-477.

-
- [23] A.R.C. Westwood, R.M. Latanision, *Adsorption-Induced Embrittlement by Liquid Metals*, Proceeding of the Sessions on Corrosion by Liquid Metals of the 1969 Fall Meeting of the Metallurgical Society of AIME, October 13-16, pp 405-415.
- [24] G.I. Batskikh *et al.*, Conf. on Accelerator Driven Transmutation Technology and Applications, p 738, (1995) Las Vegas, U.S.A.
- [25] A.V. Dementyev *et al.*, Preprint INR 0880/95 Feb. 1995.
- [26] D. Hilscher *et al.*, Internat. Workshop Nuclear Methods for Transmutation of Nuclear Wastes, (1996) Dubna, Russia.
- [27] G.J. Russel *et al.*, Conf. on Accelerator Driven Transmutation Technology and Applications p 93, (1995) Las Vegas, U.S.A.
- [28] Yu.N. Shubin *et al.*, Conf. on Accelerator Driven Transmutation Technology and Applications, (1996) Kalmar, Suède.