



DIRECTION DE L'ENERGIE NUCLEAIRE

DEPARTEMENT D'ETUDES DES COMBUSTIBLES

Service Plutonium Uranium et Actinides mineurs

Laboratoire des Technologies d'Elaboration des Combustibles

SPUA/LTEC

NOTE TECHNIQUE

**PROGRAMME
COMBUSTIBLES ET CIBLES POUR LA TRANSMUTATION
DANS PHENIX ET AUTRES REACTEURS**

G.GAILLARD-GROLEAS

NT 2002-269

CEA/DEN/CAD/DEC/SPUA/LTEC
DO 269 02/05/02



02PPKO000412

diffusé le : 02/05/02

Indice 0

1/37



DEN

DEPARTEMENT D'ETUDES DES COMBUSTIBLES

Service Plutonium Uranium et Actinides mineurs

Laboratoire des Technologies d'Elaboration des Combustibles

LTEC

Référence : NT 02-269	Indice : 0	Page : 2/37
-----------------------	------------	-------------

Titre :	PROGRAMME COMBUSTIBLES ET CIBLES POUR LA TRANSMUTATION DANS PHENIX ET AUTRES REACTEURS
---------	--

Auteur (s) :	Geneviève GAILLARD-GROLEAS
--------------	----------------------------

<p>Résumé :</p> <p>Le programme sur les combustibles et cibles pour la transmutation, effectué dans le cadre de l'axe 1 de la loi de décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs à vie longue, est en cohérence avec les études de scénarios pour la transmutation conduites dans ce même cadre.</p> <p>Ces dernières mettent en avant l'intérêt des réacteurs à neutrons rapides (RNR) pour l'incinération des actinides mineurs (AM) et de certains produits de fission à vie longue (PFVL).</p> <p>Le programme comprend des études exploratoires et de démonstration technologiques couvrant les différentes options de conception. Il vise à enrichir nos connaissances des comportements sous irradiation des matériaux et à assurer la maîtrise des procédés.</p> <p>Les objectifs des différentes expériences prévues dans le réacteur PHENIX sont présentés.</p> <p>L'objectif essentiel du programme est d'apporter un ensemble de résultats qui permettront dans le cadre de la loi, de préciser les conditions de faisabilité technique de l'incinération des AM et PFVL en RNR.</p>
--

Mots Clés	Loi de 1991 - Transmutation - Actinides mineurs - PFVL - Irradiations - PHENIX
-----------	--

N° F.A./Affaire	A COMBT-01-01
-----------------	---------------

En l'absence d'accord ou de contrat, les informations contenues dans le présent document ne sont pas destinées à la publication. Il ne peut en être fait état sans autorisation expresse du Chef du Service Plutonium Uranium et Actinides mineurs. (SPUA).

0	24/05/02	 G. GAILLARD-GROLEAS	 D. WARIN	 H. GIRARD	 E. ABONNEAU			
IND.	DATE	REDACTEUR (nom, visa)	VERIFICATEUR (nom, visa)	ASSURANCE QUALITE (nom, visa)	EMETTEUR (nom, visa)			
CLASSIFICATION			Lib	X	DR	CC	CD	SD

MISES A JOUR

INDICE	DATE	MOTIF DE LA REVISION
0	30/04/02	Edition originale

SOMMAIRE

1.	INTRODUCTION.....	6
2.	GENERALITÉS.....	7
2.1.	CONCEPTS : HOMOGENE / HETEROGENE.....	7
2.2.	APPORT PHENIX	7
3.	IRRADIATIONS GENERIQUES	9
3.1.	DONNEES NEUTRONIQUES.....	9
3.2.	MATERIAUX DE STRUCTURE	9
3.3.	MATERIAUX MODERATEURS	10
3.3.1.	Intérêt des modérateurs	10
3.3.2.	Sélection des matériaux,.....	11
3.3.3.	Réalisation.....	11
3.3.4.	Perspectives.....	12
3.4.	MATRICES.....	12
3.4.1.	Généralités	12
3.4.2.	Description de la démarche	12
3.4.3.	Résultats acquis	13
3.4.4.	Irradiations	13
3.5.	COMPOSES / PROCEDES	15
3.5.1.	Composés.....	15
3.5.2.	Procédés.....	16
4.	COMBUSTIBLES POUR LA TRANSMUTATION HOMOGENE.....	17
4.1.	TRANSMUTATION EN RNR	17
4.1.1.	Combustible oxyde	17
4.1.2.	Combustible métallique	17
4.2.	TRANSMUTATION EN REP	18
5.	CIBLES POUR LA TRANSMUTATION HETEROGENE.....	19
5.1.	INCINERATION DES AM.....	19
5.1.1.	Résultats acquis.	19
5.1.2.	Irradiation à venir	20

5.2.	INCINERATION DES PF	22
5.2.1.	Résultats acquis	22
5.2.2.	Expérience à venir	22
6.	COMBUSTIBLES DEDIES	23
6.1.	CONSOMMATION DU Pu	23
6.2.	RECYCLAGE DES AM.....	24
7.	CONCLUSION.....	26
	ANNEXE 1 : TABLEAUX :	27
	ANNEXE 2 : PLANNING DES IRRADIATIONS PHENIX	33
	ANNEXE 3 : DOCUMENTATION	34
	REFERENCE	35

1.

INTRODUCTION

Dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991¹ relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs à vie longue, l'axe 1 porte sur l'étude de la séparation et de la transmutation comme moyen de réduire substantiellement la masse et la radio toxicité des radio nucléides à vie longue.

Les études portent sur les actinides mineurs (AM): neptunium, américium et curium qui représentent la majorité des éléments radio toxiques dans les déchets, une fois que le plutonium a été extrait, et des produits de fission à vie longue (PFVL) : technétium, iode et césium.

Les objectifs du programme sont d'apporter les éléments sur les potentialités de la transmutation pour :

- démontrer la faisabilité scientifique et technique de la stabilisation, voire de la décroissance de l'inventaire en radio nucléides à vie longue avec un parc de réacteurs à technologies connues (REP ou RNR)
- évaluer les possibilités des réacteurs de technologies innovantes (RCGT : Réacteur haute température à Caloporteur Gaz à flux Thermique /RCGR : Réacteur haute température à Caloporteur Gaz à flux Rapide) à réduire cet inventaire
- évaluer les possibilités de système dédiés, tels que les réacteurs sous critiques pilotés par accélérateur, à réduire rapidement cet inventaire par la transmutation dans une deuxième « strate » du cycle du combustible.

Des études de scénarios sont menées afin de répondre à ces différents points et de définir les concepts les plus aptes à la transmutation. A partir d'une étude de faisabilité du point de vue physique des cœurs (faisabilité « scientifique »), quelques scénarios sont sélectionnés pour une évaluation détaillée, les études visant à établir les éléments de faisabilité aux différentes étapes du cycle (fabrication, passage en réacteur, retraitement) ainsi qu'à évaluer les coûts associés. Aujourd'hui, trois types de scénarios, faisant appel aux technologies de réacteurs actuellement maîtrisées, ont été étudiés :

- Un parc constitué uniquement de REP recyclant de façon homogène le Pu et les actinides mineurs,
- Un parc constitué uniquement de RNR recyclant de façon homogène le Pu et les actinides mineurs,
- Un parc mixte constitué de REP et de RNR recyclant le Pu, le Np sous forme homogène et l'(Am+Cm) sous forme hétérogène en un seul passage dans le réacteur.

En cohérence avec les études de scénarios, un important programme sur les combustibles et les matériaux est en cours visant à démontrer la faisabilité technique par la validation expérimentale des concepts envisagés. Ce programme expérimental décrit par la suite, regroupe :

- Des irradiations génériques permettant d'acquérir des connaissances d'ordre général
- Des irradiations sur des combustibles pour la transmutation en mode homogène
- Des irradiations sur des cibles pour la transmutation en mode hétérogène
- Des irradiations sur des combustibles visant à être utilisés dans des système futurs, critiques ou sous critiques et prenant en compte le devenir du plutonium.

2. GENERALITÉS

On cherche par la voie de la transmutation à transformer un noyau à période de décroissance radioactive longue en un noyau stable ou à plus courte période. Les actinides mineurs visés par la transmutation sont ceux dont la contribution à la radio toxicité est prépondérante ; à savoir le neptunium 237, les isotopes de l'américium 241, 242, 243 et le curium 244.

2.1. CONCEPTS : HOMOGENE / HETEROGENE

Parmi les options technologiques envisageables pour l'incinération des AM, les réacteurs utilisant les neutrons rapides apparaissent comme une composante essentielle des scénarios d'incinération soit dans un parc mixte de réacteurs REP et RNR, soit dans un parc tout RNR, soit encore en tant que systèmes dédiés à la transmutation (parc à double composante ou double strate) ^{2,3}.

Pratiquement, la transmutation en RNR des AM est envisagée par dilution dans le combustible nourricier (recyclage homogène et en plusieurs passages en réacteur) ⁴ ou sous la forme de « cibles » spécifiques (recyclage hétérogène et en un seul passage) ⁵. Pour celles-ci, un cycle de fabrication puis de retraitement ou conditionnement particulier est prévu, ainsi que des emplacements réservés dans le cœur (par exemple, en périphérie de celui-ci, en remplacement de la traditionnelle couverture fertile).

Pour le concept hétérogène, on vise de pouvoir atteindre dans les cibles d'AM, un taux de transmutation d'au moins 90% du contenu initial en noyaux lourds correspondant à un concept d'incinération en un seul passage (mono-recyclage) ⁶. La faisabilité scientifique, au plan de la physique du réacteur, d'une telle option est établie. Elle requiert de placer la cible dans un spectre localement modéré afin d'accélérer de façon très significative, la vitesse de transmutation (conjonction d'un niveau de flux élevé propre au RNR et de sections efficaces accrues grâce au ralentissement des neutrons rapides). En solution de repli, une stratégie de multi recyclage « optimisé » reste tout à fait envisageable sur la base des mêmes choix de matériaux.

Comparativement, l'incinération des produits de fission à vie longue (PFVL)⁷, tels que l'iode, le césium ou le technétium, est rendue plus difficile car purement « consommatrice » de neutrons. La principale option à l'étude consiste à transmuter le(s) isotope(s) à vie longue, en RNR dans un spectre localement modéré.

Pour obtenir les éléments de faisabilité technique relatifs aux différents scénarios de transmutation, des expériences d'irradiation ont été réalisées ou sont programmées, considérant les possibilités offertes par les réacteurs de recherche à neutrons thermiques et les moyens d'irradiation à neutrons rapides.

2.2. APPORT PHENIX

Dans ce contexte, PHENIX, seul réacteur à neutrons rapides en Europe occidentale est un outil privilégié pour mener les recherches sur les matériaux et les concepts de combustibles susceptibles d'être utilisés pour mettre en œuvre la transmutation dans ce type de réacteur.

Des expériences dans PHENIX ⁸, on attend des indications sur les capacités de la transmutation en elle-même (paramètre nécessaire dont on pourra tirer partie), sur le comportement d'ensemble des combustibles (avec les évolutions physico-chimiques liées à la transmutation), des matrices (avec les effets des neutrons)

et sur le point particulier de l'interface matrice/AM (avec le problème de la compatibilité des milieux et des effets conjugués du flux de neutrons, des produits de fission et des particules alpha).

Les expériences prévues dans le réacteur PHENIX combinent un fort taux de combustion/transmutation sur les combustibles (paramètre qu'il est possible d'atteindre en partie en spectre thermique) et un fort endommagement aux neutrons des matrices et des combustibles (paramètre spécifique au flux rapide).

De plus, PHENIX permet une excellente connaissance des conditions d'irradiations, ce qui est un atout pour la confiance en la validité des résultats d'études de comportement basés sur les examens post irradiatoires.

Dans la suite de la note, le programme des irradiations pour la transmutation est décrit et les irradiations prévues dans PHENIX sont détaillées.

Une présentation synthétique est donnée en annexe 1 où apparaît en jaune ce qui est relatif à PHENIX et en cours de réalisation.

Le planning des principales irradiations dans PHENIX est fourni en annexe 2 et la documentation associée en annexe 3. On constate que cette documentation est abondante car une irradiation dans PHENIX impose une qualité de conception, de fabrication et de suivi qui fait qu'une irradiation de ce type est en mesure d'apporter la démonstration technologique d'un concept.

3.

IRRADIATIONS GENERIQUES

(voir annexe 1 pages 27, 28, 29)

Le programme vise à couvrir différents objectifs ayant trait principalement au comportement sous irradiation de l'aiguille, de son combustible et plus généralement des nouveaux matériaux (cibles d'actinides, matrices, modérateurs...) envisagés pour la mise en œuvre de la transmutation.

L'étude des dommages d'irradiation dans les matériaux est très complexe et les données de base font souvent défaut. Les tests analytiques (étude des effets découplés) par les irradiations aux ions sont utilisés pour la compréhension des phénomènes mais ils ne prennent pas en compte le couplage des divers effets. L'irradiation en réacteur s'impose donc comme une étape indispensable des études menées.

L'ensemble des recherches décrites ci-après, ne présuppose pas de l'application qui en sera faite dans les concepts.

3.1. DONNEES NEUTRONIQUES

L'estimation fiable, par les outils de calcul neutronique, des rendements de transmutation des AM ou PFVL et des incertitudes associées, suppose de bien connaître les sections efficaces des différents noyaux intervenant dans les chaînes de transmutation correspondantes, et ce dans des conditions de flux neutronique représentatives du mode de recyclage considéré (spectre rapide ou localement modéré). Les expériences PROFIL-R et PROFIL-M prévues dans PHENIX répondent à cet objectif.

PROFIL-R Irradiation de 2 aiguilles spéciales renfermant un grand nombre d'isotopes séparés AM et PFVL en très petites quantités de l'ordre de quelques milligrammes, dans un assemblage par ailleurs standard. La position d'irradiation sera choisie en cœur interne, sous flux rapide, sans assemblage singulier en position adjacente.

PROFIL-M Irradiation en capsule spécifique KMC (porteur DMC-1, modérateur $^{11}\text{B}_4\text{C}$, permettant l'irradiation en flux de neutrons d'énergie modérée), de 6 mini-aiguilles renfermant un grand nombre d'isotopes séparés en très petites quantités (quelques milligrammes). La position d'irradiation sera choisie en cœur interne, permettant de bénéficier d'un flux d'attaque bien caractérisé.

3.2. MATERIAUX DE STRUCTURE

Le but de ce programme est :

- vis-à-vis des applications RNR, l'étude (voir la qualification) de matériaux de structures, principalement gaines, aptes à résister aux fortes fluences neutroniques ;
- vis-à-vis d'autres projets (structures internes REP, modules de couverture pour la Fusion), l'irradiation à fortes fluences de divers matériaux dans une optique de caractérisation des matériaux irradiés.

On ne développera ici que les objectifs relatifs aux applications RNR dans la mesure où ils participent à l'analyse des potentialités des RNR dans le cadre de la loi de 91.

Aujourd'hui, compte tenu des performances atteintes par les aciers ferritiques-martensitiques comme l'EM10 pour les TH (tubes hexagonaux), c'est le gonflement des aciers austénitiques de type 15-15Tiε (référence pour le gainage) qui limite le taux de combustion de l'assemblage RNR⁹. En effet, sur la base de l'expérience acquise avec PHÉNIX, on a été conduit à prendre en compte dans le dimensionnement, un critère « matériau » limitant à 6% le gonflement volumique sous irradiation. Cette valeur résulte en fait d'une

démarche conservatrice vis-à-vis de la fragilisation du matériau qu'il importe d'affiner et de valider par une qualification complète du 15/15Ti ϵ jusqu'à sa dose limite voisine de 130 dpa.

Les aciers austénitiques de type 15-15Ti ϵ ne sont donc pas compatibles avec les objectifs ambitieux allant jusqu'à 200 dpa retenus dans les applications RNR conventionnel et aval cycle (incinération de l'Am, matériaux pour fenêtre et structures des réacteurs hybrides...). Aussi, nous considérons également l'utilisation de matériaux de remplacement potentiellement plus performants. De ce point de vue, la solution semble devoir être trouvée dans la classe des aciers ferritiques-martensitiques conventionnels (EM10, EM12, T91) ou renforcés par dispersion d'oxydes (nouvelles nuances CEA ou PNC/ODS).

Dans ce contexte, le programme matériaux de cœur RNR poursuit deux objectifs :

- terminer, par un programme minimal, la qualification du matériau de gainage de référence 15-15Ti ϵ pour assurer la pérennité de l'acquis ;
- mettre au point et si possible qualifier, un matériau de gainage plus performant susceptible d'atteindre à terme des doses de l'ordre de 180 dpa et plus.

Le premier objectif ne comprend pas d'expérience nouvelle mais consiste à exploiter les irradiations déjà réalisées (QUASAR 2, OLIPHANT 1bis...). Le second objectif (\approx 180 dpa) motivait la réalisation de l'expérience ANDROMÈDE¹⁰ dans le but de déterminer les potentialités voir les limites des nuances EM 12 et T 91.

Les autres irradiations matériaux actuellement en cours dans PHENIX sont :

PNC P5 et PNC P6-1 : dans le cadre d'un contrat avec l'organisme japonais PNC, irradiation depuis le 50^{ème} cycle d'un assemblage gainé en acier austénitique.

ELIXIR : capsule matériaux mise en pile au 50^{ème} cycle qui contient des échantillons de nuances d'acier de référence (304, 316) et de remplacement (par exemple, 316 Ti) des internes REP, et des échantillons d'aciers martensitiques à faible activation candidats pour les modules de couverture des futurs réacteurs à fusion.

3.3. MATERIAUX MODERATEURS

3.3.1. Intérêt des modérateurs

Le principe des irradiations de transmutation est ici d'utiliser le niveau de flux élevé propre aux réacteurs à neutrons rapides tout en modérant localement le spectre énergétique afin d'accroître les taux de réactions. Les sections efficaces de capture et de fission tendent en effet à augmenter lorsque l'énergie du neutron incident diminue. En outre, la vitesse d'endommagement (généralisé principalement par les neutrons d'énergie élevée) des structures (telle que la gaine), diminue elle aussi, ce qui permet d'atteindre des taux de fission importants dans des conditions satisfaisantes.

3.3.2. Sélection des matériaux^{11,12}

De manière qualitative et schématique, il se dégage, d'un point de vue neutronique, deux familles de matériaux modérateurs :

- les substances solides ou liquides hydrogénées qui permettent de privilégier "l'intensité" de la modération, tels les hydrures de métaux ou les hydroxydes,
- les autres substances qui permettent de favoriser la "disponibilité" en neutrons modérés avec comme exemple spectaculaire *l'eau lourde* (D₂O).

Des études préliminaires, prenant en compte les nombreuses contraintes spécifiques de fonctionnement en RNR, ont conduit à ne retenir qu'un nombre restreint de candidats de chacune des deux familles précitées, couvrant cependant les besoins neutroniques nécessaires à la transmutation des différents types de radio-nucléides à incinérer ; il s'agit :

- de ¹¹B₄C, carbure de bore très fortement enrichi en bore 11 (> 99,65 at.%), appartenant à la seconde famille, qui présente l'avantage d'être immédiatement utilisable sur la base des connaissances acquises sur le carbure de bore enrichi ou non, utilisé en tant que matériau absorbant dans les RNR et beaucoup moins d'inconvénients que Be, BeO ou même le graphite (les membres intéressants de cette famille ne sont pas nombreux),
- de trois hydrures appartenant à la première famille :
 - un hydrure ionique, l'hydrure de calcium (CaH₂), sur lequel on dispose avec PHENIX d'une expérience de fabrication (collaboration avec Péchiney) et de fonctionnement,
 - et deux hydrures métalliques, les hydrures de zirconium et d'yttrium (ZrH₂ et YH₂), toutefois non disponibles industriellement en France.

Partant du constat que de nombreuses données sont disponibles sur les deux hydrures métalliques (surtout sur ZrH₂), alors qu'au contraire les données concernant l'hydrure de calcium s'avèrent insuffisantes sur le matériau non irradié et quasiment inexistantes sur l'irradié, nous avons adopté des démarches différentes selon le ou les hydrures étudiés, ainsi :

- l'hydrure de calcium est le sujet d'un programme d'investigations poussé, réalisé en partie au DRMN/SEMNLTD de la DAM à Valduc ;
- l'hydrure de zirconium et à moindre échelle d'yttrium, ont été l'objet de contrats avec les russes d'IPPE (CSDC 98-003a) et de RIAR (CSDC 98-002a) dans le cadre des relations CEA/MINATOM visant à bénéficier de leurs connaissances sur ces matériaux aussi bien avant qu'après irradiation.

Le programme d'irradiation MODIX (MODérateur dans PHÉNIX), interrompu en phase de conception en 2001, était destinée à l'étude (CaH₂) ou à la vérification (ZrH₂ et YH₂) du comportement sous irradiation de ces trois composés hydrogénés.

Le choix de l'hydrure de calcium (parmi les trois retenus) comme élément modérateur des porteurs DMC 2 est conjoncturel : disponibilité et maîtrise de sa fabrication d'une part, et adéquation avec l'objectif des expériences de transmutation dans PHENIX (il couvre en particulier un large spectre), d'autre part.

Sur la base de nos connaissances actuelles, aucun de ces trois hydrures n'est à exclure a priori mais bien qu'étant le plus onéreux, YH₂ est sans doute le plus prometteur dans l'optique d'une utilisation à température élevée (800-900°C) correspondant à la température de fonctionnement de réacteurs futurs.

3.3.3. Réalisation

La réalisation des expériences ECRIX H et B, ANTICORP 1, PROFIL-M et CAMIX-COCHIX, décrites plus loin dans cette note, nécessite la conception et la fabrication de porteurs d'irradiation particuliers, aptes à créer localement un flux neutronique modéré, dans le cœur ou au voisinage immédiat de celui-ci.

La conception et la réalisation des porteurs suivants ont donc été effectuées :

- DMC 1 (modérateur $^{11}\text{B}_4\text{C}$) pour les irradiations ECRIX B et PROFIL-M ;
- DMC 2 (modérateur CaH_x) pour les irradiations ECRIX H, ANTICORP 1, et CAMIX-COCHIX .

Les premiers seront chargés en cœur (l'objectif expérimental étant d'avoir un flux rapide significatif pour ECRIX B, de bien connaître le flux d'attaque pour PROFIL-M) ; les seconds seront chargés en périphérie immédiate du cœur, dans la première rangée d'assemblages de type fertile (on atteint l'objectif expérimental d'une forte modération par CaH_x tout en utilisant ce matériau dans des conditions compatibles avec ses caractéristiques).

La conception s'appuie pour le DMC 1 sur la technologie « barre de commande » (B_4C dans sodium avec évent, large retour d'expérience sur le comportement en pile des matériaux et du concept), pour le DMC 2 sur le concept des Dispositifs d'irradiation en pile Acier à Canal central (DAC) (CaH_x employé dans DAC sans problème particulier, mais ici réduction de la masse d'hydrure en cohérence avec les objectifs des irradiations).

3.3.4. Perspectives

Dans le cadre des études de scénarios menées récemment, des études sur la stabilité thermique du modérateur hydrogéné ont conduit à retenir, en concept de base, l'hydrure d'yttrium comme modérateur avec un revêtement (10 μm) de tungstène sur la gaine interne visant à limiter la perte d'hydrogène par dissociation et perméation. Ces conclusions permettront d'orienter les études technologiques associées.

3.4. MATRICES

3.4.1. Généralités

Lorsque l'on s'intéresse à des concepts mettant en œuvre une forte concentration d'AM, on parle alors de cibles d'incinération ou de combustibles dédiés, ces derniers comportant du Pu nécessaire au fonctionnement neutronique des cœurs. Dans ce cas le choix d'un composite, formé par le composé d'actinide dans une matrice inerte, est apparu comme une solution particulièrement attrayante et flexible pour autant qu'une matrice aux propriétés adaptées puisse être proposée.

Par matrice on entend ici un support inerte par opposition à l'oxyde d'uranium ou de thorium dont l'utilisation serait contre productive vis à vis de l'objectif recherché (absorption de neutrons au détriment de la transmutation et production corrélative de Pu ou autres actinides considérés comme déchets).

3.4.2. Description de la démarche

Le principe de la démarche est d'effectuer dans un premier temps une sélection des matrices seules sur la base de leurs propriétés physico-chimiques (conductivité thermique, température de fusion, compatibilité chimique avec la gaine et le caloporteur...) mais aussi de leur comportement sous irradiation.

Dans un deuxième temps, les expériences sont effectuées avec de l'oxyde d'uranium à la place du composé d'actinide mineur. L'oxyde d'uranium est alors un simulant de l'oxyde d'américium pour :

- L'effet des produits de fission de recul sur la matrice,
- Le dégagement de puissance et la thermique,
- La production des gaz de fission et leur migration dans la matrice.

Cette étape permet de s'affranchir des difficultés engendrées par la mise en œuvre de l'américium et de contribuer à l'amélioration des procédés de fabrication.

De plus la microstructure des cibles a été identifiée comme un paramètre d'optimisation vis à vis des dommages d'irradiation et du comportement des gaz produits lors de la transmutation. On attend ainsi du concept de composite « macromasse » ¹³ une réduction des effets d'endommagement de la matrice par rapport au concept « microdispersé ». Le concept « microdispersé » correspond à un endommagement réparti dans la matrice - par les produits de fissions en particulier que l'on considère comme source de dommage prédominante - au contraire du concept « macrodispersé » qui devrait concentrer l'endommagement au seul voisinage des particules d'actinides.

Enfin une dernière étape, décrite au §5, faisant intervenir les actinides mineurs est nécessaire pour tester :

- La production d'hélium des composés américiés et leur diffusion dans la matrice
- L'effet de la décroissance du curium 242 issu de l'américium
- La thermochimie de l'oxyde d'Am et les réactions entre composé fissile et matrice inerte.

3.4.3. Résultats acquis

Le premier retour d'expérience sur le comportement sous irradiation des matériaux inertes, issu entre autres des irradiations MATINA1, T3, THERMHET et TANOX a permis d'accroître nos connaissances et de faire évoluer nos critères de sélection de matériaux.

Ainsi l'influence prépondérante de la température a été mis en évidence. Il est apparu qu'une matrice ne doit pas fonctionner à une température trop faible ne permettant pas la restauration des défauts générés par l'irradiation.

L'exploitation des résultats a révélé que la matrice spinelle ($MgAl_2O_4$) ¹⁴ présente une bonne tenue aux neutrons rapides même à très haute fluence. Par contre une amorphisation sous l'effet des produits de fission dans certaines conditions de température a été observée.

Ces résultats ont conduit à s'orienter vers la magnésie (MgO) dont le bon comportement sous l'effet des neutrons rapides et des produits de fission a été confirmé lors des examens post irradiatoires de l'expérience MATINA 1 ¹⁵.

3.4.4. Irradiations

Les résultats acquis ont ainsi conduit à poursuivre les expérimentations en s'appuyant sur :

- la matrice MgO au détriment de la matrice spinelle,
- le concept CerCer à macromasses par rapport au microdispersé, permettant de limiter l'endommagement de la matrice support. Ce concept est étudié comparativement à la micro dispersion comme une alternative potentiellement intéressante.
- des températures de fonctionnement des cibles plutôt élevées, afin de favoriser la restauration des défauts induits sous irradiation et la diffusion de l'hélium à l'extérieur des pastilles.

De plus, la recherche de nouveaux matériaux pour les matrices et les composés d'actinides est apparue indispensable afin de compléter l'éventail des choix prometteurs.

Les irradiations en cours sur le thème « endommagement des matrices » dans PHENIX sont MATINA 1A et MATINA 2-3.

MATINA 1A est une ré-irradiation de la première irradiation spécifique de matrices en environnement RNR qu'était MATINA 1 irradiée durant le 49^{ème} cycle du fonctionnement de PHÉNIX. Démantelée en 96, cette capsule a fourni 2 aiguilles qui ont subi au LECA/Cadarache des examens destructifs amenant des éléments pour le choix de la matrice pour les expériences ECRIX H et B.

Cette irradiation complètera la connaissance du comportement sous irradiation des matrices potentiellement les plus intéressantes, jusqu'à une fluence rapide voisine de 6.10^{26} n.m⁻².

Au delà de MATINA 1A, il est proposé pour la matrice de référence MgO, d'élargir la base expérimentale. C'est pourquoi l'expérience MATINA 2-3 est en cours de préparation.

Son objectif est de tester le comportement sous irradiation des cibles CerCer à matrice MgO et particules macrodispersées ainsi que de nouveaux matériaux, jusqu'à une fluence rapide voisine de 13.10^{26} n.m⁻².

Le concept microdispersé est également retenu dans l'optique d'une part, d'atteindre une fluence supérieure à celle de MATINA 1 et 1A pour ce type de cible et, d'autre part, de permettre une comparaison directe avec le concept à macromasses (toutes choses égales par ailleurs).

En outre, l'influence de la thermique des cibles sur leur comportement sous irradiation sera étudiée (2 thermiques différentes imposées en jouant sur la composition du gaz de remplissage des aiguilles).

Le procédé d'élaboration des CerCer à matrice MgO et macromasses fissiles est maintenant maîtrisé et permet l'obtention de pastilles qui répondent aux spécifications requises pour les cibles d'incinération ¹⁶.

MATINA 2-3 Capsule type 19 aiguilles pour DCC2 (DIMEP Combustible à Canal Central de type 2). Parmi celles-ci, 9 aiguilles expérimentales dont les composés sont définis ci-après :

Composition des pastilles	Gaz de	Nombre	Méthode de
---------------------------	--------	--------	------------

	remplissage	d'aiguilles	fabrication des pastilles
MgO	He	2	Métallurgie des poudres
MgO + 25 % macromasses UO ₂	He	1	
MgO + 25 % macromasses UO ₂	Ar + He	1	
MgO + 25 % UO ₂	He	1	
microdispersé	Ar + He		
MgO + 25 % UO ₂	He	1	
microdispersé	He		
(Zr _{0,83} , Y _{0,17})O _{1,92}		2	
Ce ₂ Zr ₂ O ₇		1	

Les composés pyrochlore Ce₂Zr₂O₇ et zircone yttriée ZrYO sont des composés (voir §3.5.1) susceptibles d'avoir des propriétés intéressantes pour accueillir les actinides mineurs. Ces deux types de composés sont également testés dans les irradiations T5 en flux thermique et CAMIX/COCHIX en flux rapide (cible complète : matrice + composé d'actinide).

3.5. COMPOSES / PROCEDES

Que ce soit dans le choix du composé d'actinide d'une cible d'incinération ou pour les orientations vers un nouveau combustible, des études de base sont nécessaires afin de déterminer les propriétés physico-chimiques des matériaux (propriétés thermiques, thermo-mécaniques, structurales...) mais aussi les procédés de fabrication associés.

3.5.1. Composés

Concernant les composés, le programme comprend de nombreuses études en collaboration avec le Japon, la Russie et les Etats Unis sur différents types de matériaux parmi lesquels peut distinguer :

- Les oxydes :
Dans le cadre des études relatives à la transmutation des actinides mineurs, l'oxyde d'américium AmO_x (1.5 < x < 2) s'est rapidement imposé comme le composé à évaluer en priorité en tant que support de l'américium. Il demeure aujourd'hui comme le composé de référence pour les cibles.

Le potentiel des composés où les actinides sont incorporés dans un matériau à base zircone : (AmZrY)O_x ou dans une structure pyrochlore Am₂Zr₂O₇ est en cours d'évaluation¹⁷. Comparativement à AmO_x, on attend de ces composés, d'une part un large domaine d'existence de la phase cubique de type fluorine ou pyrochlore (facilitant l'incorporation des éléments Cm, Pu...), d'autre part une moindre activité chimique (risque identifié d'oxydation de la gaine induit par le potentiel d'oxygène élevé de AmO_x).

La démarche d'étude est progressive : études des voies de synthèse et propriétés physico-chimiques sur matériaux avec simulant cérium, puis éventuellement passage au Pu, puis à l'Am. Les études de synthèse de ces composés ont bien avancé au cours des deux dernières années et les mesures de propriétés sont actuellement en cours. Toutefois, le comportement de ces matériaux sous irradiation et les problèmes liés aux importants volumes d'hélium générés au cours du processus de transmutation restent à étudier.

L'ensemble de ces études est mené dans un cadre largement ouvert aux collaborations internationales: on citera en particulier les collaborations européennes (EFTTRA, FUTURE...) et les travaux mettant en œuvre Am et Cm conduits en relation avec ORNL (USA).

- Les nitrures
Ils sont étudiés au travers de plusieurs collaborations internationales : CONFIRM, BORA-BORA... car ils ont de bonnes propriétés thermiques. Cependant ils présentent un risque de dissociation à haute température et gonflent sous irradiation.
Ils sont considérés en Europe comme une solution de repli (fabrication plus difficile, moins de savoir faire...) mais comme une référence pour les japonais et les américains.
- Les carbures
Parmi les supports possibles aux AM, les carbures ont aussi été envisagés (expérience NIMPHE dans PHENIX) car comme pour les nitrures, ils présentent de bonnes propriétés thermiques. Cependant ils n'ont pas été actuellement retenus car il faut maîtriser leur caractère hautement pyrophorique qui rend difficile leur fabrication.

3.5.2. Procédés

Quel que soit le type de composé réalisé, une attention toute particulière est accordée aux procédés de fabrication et à leur influence éventuelle sur les propriétés du matériau.

Ainsi le programme AMBOINE traite de la vibro-compaction (VIPAC) dont l'intérêt est dans la simplicité du procédé de fabrication, adapté à la problématique du curium.

D'autres méthodes de fabrication : procédé sol-gel, métallurgie des poudres, co-précipitation sont aussi étudiées.

4. COMBUSTIBLES POUR LA TRANSMUTATION HOMOGENE

(voir annexe 1 page30)

Pour le recyclage homogène, les éléments à transmuter sont introduits « dilués » dans du combustible standard REP (UO₂ ou MOX) ou RNR ((UPu)O₂). Dans un tel cas, les actinides ne représentent que quelques pourcents du combustible. La teneur en actinides est fixée par des paramètres liés à la physique du cœur et les études expérimentales vont porter sur les éventuelles conséquences de l'ajout en AM sur les grandeurs liées au comportement du combustible (redistribution des espèces fissiles, production d'hélium, potentiel d'oxygène...).

Cette option consiste à avoir un seul type de réacteur dans le parc. En conséquence, l'ensemble du cycle du combustible s'en trouve impacté en particulier les installations de fabrication et de retraitement du combustible.

4.1. TRANSMUTATION EN RNR

Un des scénarios envisagé met en œuvre la transmutation dans un parc tout RNR. Deux types de combustibles peuvent être envisagés :

4.1.1. Combustible oxyde

Il a été établi, grâce à l'irradiation SUPERFACT 1¹⁸ réalisée dans PHENIX que les combustibles de type oxyde homogène contenant soit 2% de ²³⁷Np soit 2% de ²⁴¹Am, qui ont atteint un taux de combustion de 7at% se comportent de façon quasi identique à un combustible standard.

De même, l'irradiation TRABANT 1, dans le réacteur HFR, contenait en particulier une aiguille destinée à tester l'incinération du neptunium 237 en présence de plutonium. Ce combustible de composition (UPuNp)O₂ contenant 40% de Pu et 5% de Np, a atteint un taux de combustion de 9,3 at% avec un comportement tout à fait comparable à celui d'un combustible standard RNR.

4.1.2. Combustible métallique¹⁹

On cherche ici à évaluer les performances d'un combustible RNR métallique en présence d'un faible pourcentage d'actinides mineurs, ce combustible présentant notamment un intérêt pour des cycles utilisant la pyrométallurgie. L'irradiation METAPHIX réalisée dans le cadre d'un contrat avec ITU pour le compte du CRIEPI japonais répond à cet objectif.

L'expérience consiste à irradier un combustible métallique UPuZr dont certains lingots contiennent, dès le début de vie et en faible quantité, des actinides mineurs et des terres rares(TR).

Les 4 alliages irradiés dans METAPHIX sont:

- un alliage de référence de composition nominale 71U 19Pu 10Zr (valeurs numériques en % pondéral),
- un alliage contenant 2 % d'actinides mineurs (AM) et 2 % de terres rares (TR) de composition nominale 67U 19Pu 10Zr 2AM 2TR
- un alliage contenant 5 % d'AM et 5 % de TR de composition nominale : 61U 19Pu 10Zr 5AM 5TR,
- un alliage contenant 5 % AM de composition nominale 66U 19Pu 10Zr 5AM.

METAPHIX 1,2,3 :

Il s'agit de 3 capsules, de type DCC2 standard PHENIX. Dans chaque capsule sont disposées 19 aiguilles se décomposant en 3 aiguilles à combustible métallique, et 16 aiguilles de remplissage, standard PHENIX cœur interne, à combustible oxyde.

Le concept d'aiguille, fabriquées par ITU est à joint sodium. Chaque capsule contient une aiguille témoin (sans AM), une aiguille avec une teneur en AM de 2 % et une aiguille avec une teneur en AM de 5 %. Les conditions d'irradiation visées pour les aiguilles à combustible métallique en début de vie sont une puissance linéique au plan de flux maximal d'environ 350 W/cm pour une température nominale de gaine d'environ 580°C.

Le taux de combustion maximum visé, dans le combustible métallique, est limité à environ 11 at %. Cette limitation correspond à la dose maximale de 90 dpa que peuvent recevoir les structures de la capsule d'irradiation. Seule l'une des capsules devrait l'atteindre, les deux autres devant sortir du réacteur aux stades intermédiaires suivants :

- sortie d'une première capsule après un cycle d'irradiation de 120 JEPP ; à ce stade la restructuration du combustible métallique est intervenue et le taux de combustion du métal est de environ 2,4 at% dans le plan de flux maximum,
- sortie d'une deuxième capsule, vers la mi-vie, après 3 cycles d'irradiation (360 JEPP) ; le taux de combustion maximum atteint est alors de environ 7 at %.
- sortie de la dernière capsule vers 600 JEPP pour un taux de combustion visé de 11at%.

4.2. TRANSMUTATION EN REP

En conditions REP, l'expérience ACTINEAU prévoyait l'étude du recyclage du neptunium et de l'américium en mode homogène dans du combustible UOX ou MOX en REP. Des indisponibilités de dispositif d'irradiation n'ont pas permis de mener le projet à terme.

L'irradiation DINAMO est donc envisagée dans le réacteur OSIRIS afin de mieux connaître l'influence de l'ajout d'américium dans un combustible REP-MOX référence, en particulier concernant une éventuelle accélération du relâchement des gaz de fission corrélée à la production d'hélium par décroissance du curium.

5. CIBLES POUR LA TRANSMUTATION HETEROGENE

(voir annexe 1 page 31)

Dans le cas du recyclage hétérogène, les éléments à transmuter sont réintroduits en réacteur sous forme diluée, soit dans un matériau composite, soit dans une solution solide. Un tel matériau contient une fraction d'actinides mineurs bien plus importante que dans le recyclage homogène et le concept d'incinération suppose a priori un seul passage en réacteur (« once through »). Le combustible majoritaire du réacteur demeure inchangé avec un objectif de 30-40 at% de fission de l'actinide en multirecyclage et jusqu'à 90 at% en un seul passage (à comparer à 6-15% de taux de fission dans l'UO₂ ou le MOX).

Ce mode de transmutation se distingue du mode homogène en concentrant la manipulation de l'américium et du curium dans un flux de matières et d'objets réduits. Il présente aussi le plus d'innovations technologiques nécessitant des développements importants afin de pouvoir conclure à la faisabilité technique.

Les premières expériences en mode hétérogène ²⁰ ont pour objectif la présélection des éléments constitutifs (matrice inerte, composé d'américium...) ainsi que l'optimisation du concept (fraction et mode de dispersion du composé d'américium...).

De même, pour les PFVL, il convient avant tout de tester la tenue sous irradiation des composés présentant les propriétés physico-chimiques les plus intéressantes dans un objectif de faisabilité technique.

5.1. INCINERATION DES AM

5.1.1. Résultats acquis.

Les irradiations effectuées à ce jour sont déjà riches d'enseignements et leur apport est brièvement explicité ci-après :

SUPERFACT 1 : Cette expérience a surtout permis de révéler l'importance de la production d'hélium lors de la transmutation de l'américium. En effet il a été observé pour les matériaux de cette irradiation : (U_{0.55} Np_{0.45})O₂ et (U_{0.6} Am_{0.2} Np_{0.2})O₂ un fort gonflement, un taux de porosité très élevé et une interaction avec la gaine qui a conduit à sa déformation.

EFTTRA T4 : Il s'agit de la première irradiation d'une cible d'américium (AmO₂) dans une matrice spinelle. Un gonflement important du matériau et une déformation de la gaine ont été mis en évidence. Le gonflement est lié à la fois à l'effet des dommages sur le spinelle (amorphisation), à l'effet des produits de fission solides et à la forte rétention de l'hélium et des gaz de fission.

Même avec le gonflement des pastilles qui a atteint une valeur élevée, il ne s'est produit ni rupture de gaine, ni fusion du combustible avec une matrice que l'on sait maintenant ne pas être le meilleur candidat et avec un procédé de fabrication qui a donné des pastilles de qualité moyenne (hétérogénéité).

Il faut préciser aussi que cette expérience réalisée dans le réacteur HFR en flux thermique n'a pas le caractère représentatif des dommages neutroniques d'un RNR, en particulier vis à vis de la fragilisation de la gaine.

EFTTRA T4 bis : Cette irradiation est la poursuite de T4. Le taux de transmutation est proche de 100% (disparition complète de l'américium initial) et le taux de fission est de 72%. C'est la première expérience à avoir atteint les objectifs de transmutation assignés pour les cibles en stratégie « un seul passage » sans avoir toutefois une fraction initiale en Am suffisamment élevée (12% massique). Une déformation diamétrale de la gaine et un gonflement des pastilles ont été observés.

Les expériences réalisées ont montré que les caractéristiques à améliorer sont :

- la tenue des cibles aux dommages d'irradiation
- la gestion d'une production de gaz très importante
- le comportement physico-chimique (absence de réaction entre les phases) et thermomécanique des matériaux.

Les voies d'amélioration se situent donc dans le choix des matériaux, leur microstructure et macrostructure ainsi que dans les conditions d'irradiations. Ces objectifs sont recherchés dans les irradiations à venir.

5.1.2. Irradiations à venir

Concernant les études de faisabilité technique de l'incinération de l'américium en réacteurs à neutrons rapides en mode hétérogène et en un seul passage, les irradiations ECRIX (Expériences de Cibles sous neutrons Ralents pour l'Incinération dans PHENIX) sont engagées. Ce programme prend la suite du travail de préparation des expériences ECRIN^{21,22} dans SUPER-PHENIX. Ces expériences sont destinées à tester l'incinération d'américium dans un RNR sous forme de cibles hétérogènes sur support inerte MgO en spectre localement modéré.

A ce jour, la fabrication des pastilles et le montage des aiguilles sont achevés. Le montage des capsules de type KMC (Kapsule Modérateur à Canal central) est prévue en 2002 ²³ pour un début d'irradiation dès la remontée en puissance de PHENIX .

Plus précisément, le programme ECRIX comprend les irradiations ECRIX-B et ECRIX-H identiques par le matériau constitutif de la cible d'américium (AmO_{2-x}) mais différentes par les conditions d'irradiation visées : le spectre neutronique d'irradiation sera modéré par deux matériaux différents : le $^{11}\text{B}_4\text{C}$ pour ECRIX-B et le CaH_x pour ECRIX H.

Par rapport aux expériences menées par ailleurs, la mise en œuvre simultanée d'un flux neutronique RNR, d'un convertisseur du spectre neutronique et d'une cible d'américium confère à ces expériences un caractère prototypique qui dépasse le seul objectif d'étude du comportement de la cible.

Au delà d'ECRIX, il est prévu de nouvelles irradiations (CAMIX/COCHIX dans PHENIX et T5 dans HFR) mettant en œuvre l'américium, principalement pour ouvrir le champ à des choix de composés/cibles d'américium optimisés par rapport à ECRIX.

L'expérience CAMIX/COCHIX, qui fait appel à une sous traitance de l'ITU, sera réalisée selon un spectre neutronique modéré par de l'hydrure de calcium, et comporte deux objectifs distincts:

- CAMIX (Composés d'AMéricium dans PHÉNIX) qui concerne l'optimisation du composé d'actinide et l'évaluation de composés alternatifs.
Comme cela a été souligné au §3.5.1, on souhaite stabiliser l'américium dans une structure cubique par l'adjonction d'un élément stabilisant. Cette nouvelle expérience s'est orientée vers le choix de solutions solides de structure cubique à base de zircone stabilisée à l'yttrium (17% atomique). Les noyaux d'actinides sont alors insérés directement dans la maille cristalline cubique de la zircone yttrée, qui est réputée très résistante aux dommages d'irradiation. Ce matériau présente l'avantage d'être réfractaire et dispose de propriétés physico-chimiques particulièrement stables en température. De plus, ce type de composés devrait offrir un potentiel d'oxygène réduit comparativement à celui de l'oxyde d'américium seul (AmO_{2-x}).

On s'intéresse d'une part, à une solution solide $(Am,Zr,Y)O_{2-x}$ à faible concentration en Am ($\approx 6\%$ atomique) qui constituera directement le matériau cible (cas de la cible CAMIX n°1) et, d'autre part, aux solutions solides $(Am,Zr,Y)O_{2-x}$ à forte concentration en américium ($\approx 20\%$ atomique) pour les particules dispersées au sein de la magnésie (cas des cibles CAMIX n°2 et COCHIX n°3).

- COCHIX (Conception Optimisée vis-à-vis des miCrostructures dans PHENIX) qui aborde l'étude du mode de dispersion du composé d'américium dans la matrice inerte. Comme expliqué précédemment dans la présentation des objectifs MATINA 2-3, le composite « microdispersé » est maîtrisé en fabrication et constitue de ce point de vue une référence (Cf. ECRIX) ; toutefois, lorsque l'on considère le comportement sous irradiation et le risque de dégradation de la matrice par les effets d'irradiation (endommagement de la matrice par les produits de fission en particulier), on peut lui préférer le concept de « macrodispersion » qui devrait permettre de limiter l'endommagement au seul voisinage des particules d'actinides (une dizaine de microns autour des particules). En regroupant tous ces nouveaux matériaux au sein d'un même dispositif expérimental, on disposera d'éléments comparatifs probants dans la démarche de choix du concept optimal d'incinération de l'américium en RNR :
 - CAMIX n°1 : Solution solide d'oxyde de zirconium stabilisé par l'yttrium
 - CAMIX n°2 : Micro dispersion dans une matrice hôte de MgO,
 - COCHIX n°3 : Macro dispersion dans une matrice hôte de MgO

Le programme expérimental en cours dans PHENIX pour ce mode de transmutation regroupe donc :

ECRIX-B : Irradiation en capsule KMC (porteur DMC-1, modérateur $^{11}B_4C$), d'une aiguille contenant une cible composite de type « microdispersé » d'oxyde d'américium dans la matrice magnésie MgO. L'objectif est un taux de fission de 30 at%. La puissance linéique maximale des pastilles de la cible sera d'environ 50 W/cm.

ECRIX-H : Irradiation en capsule KMC (porteur DMC-2, modérateur CaH_x) d'une aiguille identique à l'aiguille ECRIX-B. L'objectif est un taux de fission de 30 at%. La puissance linéique maximale des pastilles de la cible sera d'environ 70 W/cm.

CAMIX/COCHIX Irradiation en capsule KMC (porteur DMC-2, modérateur CaH_x) de trois aiguilles contenant pour une la solution solide $(Am,Zr,Y)O_{2-x}$ à faible concentration Am, pour les deux autres un composé à forte concentration d'américium du type $(Am,Zr,Y)O_{2-x}$ microdispersé ou macrodispersé dans MgO. Dans les deux cas, on prévoit une concentration d'Am au niveau de la pastille équivalente à celle d'ECRIX. L'objectif sera un taux de fission équivalent à celui d'ECRIX soit ~ 30 at%.

Pour être complet, il convient de décrire l'irradiation EFTTRA T5 dont l'objectif, suite au retour d'expérience des irradiations T4 et T4 bis, est d'améliorer le comportement des cibles et notamment de réduire leur gonflement sous irradiation afin de minimiser le risque de rupture de gaine par interaction mécanique pastille-gaine.

Le principal enjeu technique réside dans la définition et la fabrication de nouveaux concepts de cible capables de répondre aux critères visés et transposables en environnement AM. Des composés à base de zircone stabilisée à l'yttrium (particulièrement stables sous irradiation) seront testés ainsi que des matrices MgO avec réseau de porosité interconnecté (permettant d'évacuer l'hélium dans les plénums du crayon).

L'irradiation doit porter sur quatre aiguilles comprenant pour une le composé $(AmPu)_2Zr_2O_7$ microdispersé dans une matrice MgO poreuse (en comparaison à EFTTRA T4, $(AmPu)_2Zr_2O_7$ est préféré à AmO_2 car réputé plus stable, moins oxydant et plus conducteur), pour une autre le composé $(Am, Y, Zr)O_{2-x}$ (obtenu par imprégnation de granulés) et pour les deux dernières $([Am_y, Pu_{1-y}], Y, Zr)O_{2-x}$ avec deux valeurs de y différentes afin de tester l'influence de la teneur en Pu dont le rôle est de rehausser le niveau de puissance des cibles en début d'irradiation et de favoriser ainsi l'évacuation de l'hélium des pastilles, dès le début de l'expérience.

5.2. INCINERATION DES PF

Les études portent sur les produits de fission présentant à la fois un isotope à vie longue, une abondance relative dans le combustible utilisé et qui sont potentiellement les plus mobiles ²⁴: l'iode, le technétium et le césium (pour ce dernier cependant, la référence est une stratégie de conditionnement spécifique, sa transmutation ne pouvant s'envisager sans une double séparation chimique et isotopique). L'option retenue consiste à transmuter les isotopes concernés en RNR dans un spectre localement modéré.

5.2.1. Résultats acquis

La faisabilité technique a déjà été démontrée au travers d'irradiations effectuées dans le réacteur HFR. Ces irradiations sont :

- pour le technétium : EFTTRA T1 puis EFTTRA T2 (réirradiation de T1) et portent sur l'étude de la transmutation de six barreaux de technétium métal . Le taux de transmutation atteint a été de 15at%.
- pour l'iode : EFTTRA T1 s'intéresse aux composés CeI_3 , NaI, et PbI_2 sous forme de poudre (le taux de transmutation atteint est d'environ 6at%) et PROJECT I étudie la transmutation de quatre iodures (CeI_3 , NaI, CaI_2 et CuI) sous forme de pastilles pour un taux de transmutation visé d'environ 7at%.

5.2.2. Expérience à venir

La transmutation du technétium en isotopes stables est étudiée au travers de l'expérience ANTICORP 1 dont les objectifs sont :

- montrer la faisabilité technique pour un taux de transmutation allant jusqu'à environ 30at% dans un réacteur à flux rapide,
- valider par l'expérience les calculs neutroniques de taux de transmutation.

ANTICORP 1 : irradiation en capsule KMC dans un porteur DMC-2 (CaH_x) portant sur trois aiguilles renfermant du technétium 99 sous forme métallique fourni par ITU.

Comme pour ECRIX, cette irradiation sur matériaux réels en environnement modéré dans un RNR, revêt un caractère prototypique qui dépasse le seul enjeu du comportement du matériau.

La transmutation de ¹²⁹I est étudiée via des collaborations internationales en particulier avec NRG. L'objectif de ANTICORP 2 est d'opérer une sélection parmi différents matériaux envisageables, en particulier en faisant apparaître les possibles effets dus aux dommages d'irradiation et à l'évolution physico-chimique des composés qui auront été pré-sélectionnés. Trois composés : les iodures de sodium, de calcium et d'yttrium font actuellement l'objet d'un programme de caractérisation et de mise au point de procédé pour l'élaboration de pastilles.

6. COMBUSTIBLES DEDIES

(voir annexe 1 page 32)

On s'intéresse ici à l'incinération en réacteurs dédiés dans un scénario de double strate pour lequel le parc est constitué de deux composantes: les réacteurs produisant de la puissance et ceux brûlant les déchets. Ces réacteurs brûleurs dédiés spécifiquement aux déchets pourraient être des ADS (Accelerator Driven System), des RNR modifiés...

Cette option permet de concentrer les déchets sur quelques réacteurs de ce type et l'ensemble du cycle du combustible n'est pas perturbé. Le combustible doit être alors très chargé en Pu et en actinides mineurs. De nombreuses études sur les réacteurs et les matériaux sont donc nécessaires pour qualifier cette option.

6.1. CONSOMMATION DU Pu

Certains scénarios électronucléaires requièrent la démonstration de la maîtrise du stock de plutonium dans le cycle du combustible.

C'est dans ce contexte qu'a été lancé le programme d'irradiation CAPRA 25,26, 27, 28 (Consommation Accrue du Plutonium dans les Rapides).

Ce programme consiste en trois irradiations, respectivement : IFOP dans SILOE, TRABANT 1 dans HFR et CAPRIX 1 dans PHENIX, mettant en jeu des combustibles oxydes ((UPu_{0,45})O₂) à très forte teneur en Pu, tous identiques fabriqués par le CEA.

Les deux premières expériences, en réacteurs thermiques, ont été irradiées tandis que CAPRIX 1, déjà irradiée durant la majeure partie du 49^{ème} cycle en 1995 et pendant le 50^{ème} cycle en 1998, est toujours dans PHENIX et doit être déchargée dans le courant du 51^{ème} cycle de fonctionnement.

L'objectif de cette irradiation est double :

- tester dans les conditions de fonctionnement du RNR, le comportement global d'aiguilles représentatives à un taux de combustion intermédiaire,
- disposer de combustible irradié pour procéder à des essais de dissolution pour le retraitement (problématique de la cinétique de dissolution du combustible oxyde mixte à forte teneur Pu par le procédé PUREX).

Des irradiations complémentaires sont :

- TRABANT2 dans HFR, fabriquée mais non encore mise en réacteur. L'objectif est de compléter la qualification du combustible oxyde à forte teneur en Pu, en étudiant l'influence de la stœchiométrie initiale (2 lots (UPu_{0,40})O₂ de O/M différents fabriqués par métallurgie des poudres) et l'influence du procédé de fabrication (1 lot (UPu_{0,45})O₂ fabriqué par sol-gel) sur le comportement en réacteur du crayon (relâchement des gaz de fission, corrosion interne de la gaine...)
- BORA-BORA dans BOR 60 actuellement en cours d'irradiation. L'objectif est ici de tester les performances d'alternatives au combustible (UPu_{0,40})O₂ vis à vis de l'objectif de la consommation accrue du Pu en RNR : combustible oxyde VIPAC/pastillé, combustible pastillé nitrure/oxyde, combustible Pu sans U. L'irradiation est prévue pour durer jusqu'en 2003 avec des examens intermédiaires en 2002.

L'intérêt porté à cette dernière irradiation est réel car les composés PuO_2+MgO et $(\text{PuZr})\text{N}$ intéressent directement les programmes sur les combustibles pour la transmutation dans la mesure où ils sont les précurseurs des combustibles pour ADS (programmes FUTURE et CONFIRM).

De plus comme cela a déjà été explicité au §3.5.2, les aiguilles VIPAC sont intéressantes car elles sont une étape des études d'optimisation du cycle du combustible, en vue de la simplification des procédés de fabrication.

6.2. RECYCLAGE DES AM

Dans le cadre du recyclage des AM en double strate, tous les AM provenant des centrales REP ou éventuellement RNR (première strate) sont dirigés vers les réacteurs dédiés à la transmutation (cycle du combustible compris). Le combustible de ces réacteurs est donc très enrichi en AM, sans uranium pour éviter une production de Pu. Sa conception est innovante et nécessite d'approfondir en priorité nos connaissances sur les composés d'actinides mineurs et leur comportement en pile.

L'objectif de l'expérience FUTURIX prévue dans PHENIX dans le cadre d'une importante collaboration CEA-ITU-DOE, est d'irradier dans des conditions représentatives d'un spectre et flux neutronique rapide ADS les différents concepts de combustibles mis en avant aujourd'hui :

- Les oxydes de type $(\text{Pu}, \text{Am})\text{O}_2$ ou $(\text{Pu}, \text{Am}, \text{Zr})\text{O}_2$ dilués dans une matrice (céramique comme MgO ou métallique à définir). Ce type de combustible est promu par CEA et l'union européenne, car il se situe dans la continuité de notre savoir-faire et est en synergie étroite avec les développements en cours sur les cibles pour la transmutation de Am,
- Les nitrures de type $(\text{Pu}, \text{Am}, \text{Zr})\text{N}$, considérés en Europe comme une solution de repli (fabrication plus difficile, moins de savoir-faire, etc...), mais comme une référence pour les japonais et les américains,
- Les alliages métalliques de type Pu-Am-Zr, dilué ou non dans une matrice métallique (Zr), proposés par les américains compte-tenu de leur savoir-faire sur le combustible métallique U-Pu-Zr.

ITU propose également d'irradier, en complément, un combustible de type SUPERFACT $(\text{U}, \text{Pu}, \text{Am})\text{O}_2$ (plus enrichi en Pu que dans le cadre SUPERFACT), qui serait probablement le combustible choisi si l'on démarrait rapidement un démonstrateur.

La grille expérimentale proposée est donc la suivante :

Partenaire	Combustible	Commentaires
CEA (2 aiguilles)	$(\text{Pu}, \text{Am})\text{O}_2+\text{MgO}$, microdispersé, fabriqué par co-précipitation	R&D entreprise dans FUTURE Savoir-faire équivalent à celui d'ECRIX 2 types de procédé de co-précipitation testés
DOE (4 aiguilles)	$(\text{Pu}, \text{Am}, \text{Zr})\text{N}$ à joint sodium Pu-Am-Zr à joint sodium	2 teneurs Pu/Am différentes par type de combustible Dans la continuité du savoir-faire IFR Le joint sodium permet de dimensionner un jeu pastille/gaine très large
ITU (2 aiguilles)	$(\text{Pu}, \text{Am}, \text{Zr})\text{O}_2$ $(\text{U}, \text{Pu}, \text{Am})\text{O}_2$ (faible teneur en U)	Savoir-faire FUTURE, CAMIX/COCHIX & T5 Savoir-faire SUPERFACT

Les 8 aiguilles seront montées dans un dispositif conventionnel type DCC-2 (flux rapide non modéré).

L'irradiation est prévue pour les deux derniers cycles de fonctionnement de PHENIX (mise en pile fin 2005). Elle devrait conduire à un taux de combustion de 10 at% environ, avec des dommages limités à environ 30-40 dpa sur les gaines.

La préparation de l'irradiation s'appuiera sur les expériences américaines en cours dans ATR (programme ATW), sur les résultats de l'irradiation BORA-BORA : (Pu, Zr)N et PuO₂+MgO irradiés en flux rapide jusqu'à environ 7 at% et sur les avancées du programme CONFIRM pour les aiguilles nitrures (projet d'irradiation de PuZrN dans le réacteur suédois R2).

7. CONCLUSION

Le programme de R&D « combustibles et cibles pour la transmutation » vise à sélectionner pour chaque scénario de transmutation des voies prometteuses au plan de la fabrication et du comportement en réacteur jusqu'à la démonstration de la faisabilité technique.

Les scénarios de transmutation étudiés comportent les modes homogènes et hétérogènes, en REP, en RNR ou en réacteurs dédiés.

La voie homogène en RNR a fait l'objet d'un programme limité car le combustible associé présente peu de modifications par rapport aux combustibles standards industriellement qualifiés. Ce programme a permis de confirmer la faisabilité technique de cette solution. Cependant, cette voie impacte profondément l'ensemble du cycle du combustible.

La voie hétérogène est innovante et privilégie l'utilisation des RNR avec modération locale du flux. Un important programme est ainsi en cours de réalisation. Il implique largement le réacteur à neutrons rapides PHENIX, principalement au travers des irradiations MATINA, pour la sélection des matrices support, ECRIX B et H et CAMIX/COCHIX, pour les actinides mineurs, et ANTICORP 1 pour le technétium.

Egalement programmée dans PHENIX et dans un cadre international, l'expérience FUTURIX constituera un jalon important pour la connaissance des combustibles dédiés, associant la combustion du Pu à la transmutation des AM et des PFVL.

La réalisation de l'ensemble du programme qui implique l'acquisition de données physico-chimiques, le développement de modèles de comportement permettant la conception des expériences, la réalisation du combustible, de l'aiguille mais aussi de l'ensemble du dispositif d'irradiation, permettra de conclure sur la faisabilité technique des différents concepts étudiés²⁹.

ANNEXE 1 : TABLEAUX :

En jaune irradiations dans PHENIX et en cours de réalisation

SCENARIO/SUJET	Composé	Enjeu	Nom/réacteur/fin irr			Descriptif	Résultats attendus
IRRADIATIONS GENERIQUES							
Données neutroniques							
	AM et PFVL	connaissance des sections efficaces de capture	PROFILR	PX	irr 2003 /2004	2 aig.ass DCI	240JEPP;20W/cm
	AM et PFVL supplémentaires en flux modéré	connaissance des sections efficaces de capture	PROFILM	PX	irr 2004 /2005	6 aig.capsule KMC porteur DMC1	240JEPP;35W/cm
Matériaux de structure							
			QUASAR 2	PX			60JEPP
	Austénitique avancé 15/15 Ti, D4		OLIPHANT1 bis	PX			140-150 dpa 120JEPP
	gaines EM12	fortes doses	MEMPHIS 2	PX	fini 1990		
	gaines en acier à bas Cr 12-25 Tie		BACCHUS 1	PX	fini 1990		
	316 écroui optimisé (KOBE et SUMITOMO)	compt sous irr.	PNC P5	PX	20dpa fait		90dpa PI max<420W/cm
	acier austénitique PNC 15-20 (gaine et fil espaceur) EM10	compt sous irr.	PNC P6-1	PX	3dpa fait		106dpa 700JEPP PI max<400W/cm
	gaine PNC		ELIXIR	PX	en cours		30dpa 200JEPP
	ferritique-martensitique EM12,ODS,EM10,bas Cr, T91		SUPERNOVA	PX	irr en cours		60dpa 120JEPP
	ferritique-martensitique EM12,ODS,EM10,bas Cr, T91		ANTARES	PX			200dpa 600JEPP
	ferritique-martensitique EM12,ODS,EM10,bas Cr, T91		ANDROMEDE	PX			240JEPP
Modérateurs							
	¹¹ B ₄ C, CaH _x , ZrH _x , YH _x	transmut avec neutrons rapides modérés et process de fab	ETUDES/FAB	PX			Fab DMC1 et DMC2 DMC1 670JEPP DMC2 500-700JEPP caract.physico-chimique après irr.
	CaH _x , ZrH _x , YH _x	étude du comp.ss irr.	MODIX	PX	aig.		

SCENARIO/SUJET	Composé	Enjeu	Nom/réacteur/fin irr			Descriptif	Résultats attendus
Matrices							
Effets neutrons	MgAl ₂ O ₄ ; Al ₂ O ₃ ; Y ₃ Al ₅ O ₁₂		T2	HFR	fini		
" "	MgAl ₂ O ₄ ; Al ₂ O ₃ ; Y ₃ Al ₅ O ₁₂ ; CeO ₂		T2 BIS	HFR	fini		
" "	MgAl ₂ O ₄ ; Al ₂ O ₃ ; Y ₃ Al ₅ O ₁₂ ; CeO ₂ ; Y ₂ O ₃ ; BaZrO ₃ ; MgO	étude concepts	T3	HFR	fini		18 % FIMA
UO ₂ enrich mic¯ disp.ds	MgAl ₂ O ₄ ; Al ₂ O ₃ ; Y ₃ Al ₅ O ₁₂ ; CeO ₂ ; Y ₂ O ₃ ; MgO						
UO ₂ (40%) dans	MgAl ₂ O ₄	concept macrom grelots micro	THERMHET	SILOE	fini		0,38at% 0,34at% 1,3at%
UO ₂ (33,4vol%)(U5/U=19,5) dans	MgAl ₂ O ₄		TANOX	SILOE	fini 1994		TF=4,3at% 80JEPP
	UO ₂ (40%) dans MgO ; MgAl ₂ O ₄ et Al ₂ O ₃ ; MgO ; MgAl ₂ O ₄ ; Al ₂ O ₃ ; Y ₃ Al ₅ O ₁₂ ; W ; Nb ; V ; Cr et TiN	Tests matrices	MATINA1	PX	fini	11aig 5aigUO2 3aigC2	TF=1,3at%(61JEPP)
	UO ₂ (40%) dans MgO ; MgAl ₂ O ₄ et Al ₂ O ₃ ; MgO ; MgAl ₂ O ₄ ; Al ₂ O ₃ ; Y ₃ Al ₅ O ₁₂ ; W ; Nb ; V ; Cr ; TiN ; F ₁₇	Tests matrices	MATINA1A	PX		11aig 5aigUO2 3aigC2 2 acier	180JEPP(reste42) TF=3,6at% 27dpa ; 47W/cm
	UO ₂ (25%) dans MgO Macromasses 2 T° (He et He+Ar) UO ₂ (25%) dans MgO Micromasses 2 T° MgO Zr _{0,83} Y _{0,17} O _{1,92} Ce ₂ Zr ₂ O ₇ acier F ₁₇	Sélection matrices et endommagement par UO ₂ irr+longue concept macromasses	MATINA2/3	PX	irr 2004 à 2006	2aig+3C2 2aig+7Ac 2aig. 2aig. 1aig. CapDCC2	efficacité du concept comport.nv mat infl.T 360JEPP TF=17,3at% ; 60W/cm 57dpa

Composés							
Oxydes	CEA : (Pu _{1-x} Am _y)O _x y = 0.2 ; 0.5 et 0.8 ITU : (PuAmZr)O _{2-x} ; (ThPuAm)O ₂	Approf.connaiss. comb.pour ADS	FUTURE				données de base/process de fab.
	VIPAC : AmO ₂ + MgO et UO ₂ + MgO	Process de fab. retrait.pyrochim.	AMBOINE	? BOR 60			faisabi. technique
Nitrides (carbure)	1) U _{0.8} Pu _{0.2} N 2) U _{0.8} Pu _{0.2} N et UPu _{0.2} C		NIMPHE	PX			TCF=6at%
	(Pu _{0.25} Zr _{0.75})N à PSI irr à Studsvik (TH) sol-gel (tout seul) (AmZr)N à ITU	Approf.connaiss. comb.pour ADS	CONFIRM	STUDS VIK	irr.2004 à 05/2005	4 aig.	données de base/process de fab.
	pastilles: PuZrN ; pastilles: UPu _{0.60} N ; pastilles: UPu _{0.45} N		BORA-BORA	BOR 60	2002 et fin 2003	2 aig. 2 aig. 2aig.	12at% puis 22at% 8at% puis 14at% 6at% puis 11at%
Divers	JAERI: Specific Topic of Cooperation: 2-2 nitride fuels, inert matrices, MA-bearing compounds Technetium, iodine Pyrochemical process DOE: WP2: idem STC MINATOM: WG1: modélisation comb Pu sans U Combustibles innovants... RIAR: ISTC contrat en prépa: nitride idem CONFIRM		Collaborations				

SCENARIO/SUJET	Composé	Enjeu	Nom/réacteur/fin irr			Descriptif	Résultats attendus
COMBUSTIBLES TRANSMUTATION HOMOGENE							
RNR							
Np dans MOX	(U Pu Np _{0,02}) O ₂		NACRE	SPX	arrêté		TC>10at%
Np dans oxyde Am dans oxyde	(U _{0,74} Pu _{0,24} Np _{0,02}) O _{1,97} sol-gel (U _{0,74} Pu _{0,24} Am _{0,02}) O _{1,97} sol-gel	Comparaison modes homogène et hétérogène.	SUPERFACT 1	PX	fini 1988		TCF=7at% TT=34% TCF=7at%
Np dans oxyde	ITU: (U _{0,55} Pu _{0,40} Np _{0,05}) O _{1,98} sol-gel		TRABANT 1	HFR			TC=9,3at%
AM et TR dans	(U Pu Zr) avec Am, Cm , Np et terres rares (arc melting) (Nd,Y,Ce,Gd) U ₇₁ Pu ₁₉ Zr ₁₀ U ₆₆ Pu ₁₉ Zr ₁₀ MA ₅ U ₆₇ Pu ₁₉ Zr ₁₀ MA ₂ RE ₂ U ₆₁ Pu ₁₉ Zr ₁₀ MA ₅ RE ₅		METAPHIX1-2-3	PX	2005 (1-2) et 2007	9 aig. 3 capsules	TCF=2at% 120JEPP TCF=6at% 360JEPP TCF=13at% 600JEPP 350W/cm
REP							
	(U Np _{0,02}) O _x (U Pu Np _{0,02}) O _x (U Pu Am _{0,02}) O _x	faisab.tech.	ACTINEAU	OSIRIS	arrêté		
	Am dans MOX (ACTINEAU)		DINAMO	OSIRIS			

SCENARIO/SUJET	Composé	Enjeu	Nom/réacteur/fin irr			Descriptif	Résultats attendus
CIBLES TRANSMUTATION HETEROGENE							
INCINERATION AM							
Np dans oxyde Am (1,66g.cm-3) et Np	(U _{0.55} Np _{0.45}) O ₂ sol-gel (U _{0.6} Am _{0.2} Np _{0.2}) O _{1.95} sol-gel		SUPERFACT 1	PX	fini 1988		TT= 30 at% TF= 5at % (380JEPP)
Am dans spinelle	AmO ₂ (12%m) dans MgAl ₂ O ₄ procédé INRAM 0,43g.cm-3	1ère cible Am vérifier comport spinelle	T4	HFR	fini 1997	1 aig.	TF=32 at%(358JEPN) TT=98at% 115W/cm (gonflement)
Am dans spinelle	AmO ₂ (12%m) dans MgAl ₂ O ₄ procédé INRAM	1ère cible Am	T4 BIS	HFR	fini 1999 att PEI	1 aig.	TF=72at%(653JEPP) TT=100at%127W/cm
Am(Pu+Am=0,7g.cm-3)	CEA : (AmPu) ₂ Zr ₂ O ₇ micro ds MgO poreux ITU : (AmPuZrY)O _{2-x} 2 (Pu/Am) diff.INRAM ITU : (AmZrY)O _{2-x} INRAM	suiteT4Bis:nv comp et fab MgO poreux	T5	HFR	fin 2005	1aig. 2aig. 1aig.	TF>30at% (400 JEPN) 100W/cm
Am oxyde (0,7g.cm-3)	AmO _{1.6} (18%) microdispersé ds MgO powder metal.	1ère cibles Am spectre modéré (B4C) dans RNR	ECRIX B	PX	fin 2007	1aig.KMC/DM C1	faisabilité technique 670 JEPP 50W/cm 60dpa TF=30at% TT=80at%
" "	AmO _{1.6} (18%) microdispersé ds MgO powder metallurgy	1ère cibles Am spectre modéré (CaH ₂) dans RNR	ECRIX H	PX	mi 2005	1aig.KMC/DM C2	faisabilité technique 340 JEPP 75W/cm 10dpa TF=30at% TT=80at%
Composés Am	(Am _{0.06} Zr _{0.78} Y _{0.16})O _{1.89} INRAM 0,7g.cm-3 (Am _{0.2} Zr _{0.66} Y _{0.14})O _{1.93} 30%vol Micro dans MgO INRAM 0,7g.cm-3 (Am _{0.2} Zr _{0.66} Y _{0.14})O _{1.93} 30% vol Macro dans MgO INRAM 0,7g.cm-3 (Am _{0.2} Zr _{0.68} Y _{0.12})O _{1.84} dans Zr _{0.85} Y _{0.15} O _{2-x} annulé	tests composés (plus stable que l'oxyde pur) et microstructures	CAMIX / COCHIX	PX	mi 2004 à mi 2007	3aig. ds KMC porteur DMC2	340 JEPP 75W/cm 10dpa TF=30at% TT=90at%
INCINERATION PF							
Tc et iode	Tc (arc melting) Nal ; CeI ₃ ; Pbl ₂		T1	HFR	fini 1995	3 aiguilles	7% trans 193 JEPN 5-6 % transmutation
Tc	Tc	prolongation T1	T2	HFR	fini		18.2 % trans 580 JEPN
Tc	Tc (arc melting)		POMPEI	HFR	fini 1994		
iodo	Nal ; CaI ₂ ; CeI ₃ ; CuI		PROJECT I	HFR	FINI 2001		TT= 7at%
Tc	Tc (arc melting)	transm en RNR jusq.30at%	ANTICORP 1	PX	fin 2007	3aig.KMC/DM C2	faisabilité tech TT=30at%(500- 700JEPP) 15dpa 20W/cm
iodo	Nal ; CaI ₂ ; YI ₃ ;	trasm en RNR fab comp.	ANTICORP 2	PX HFR?		6aig.KMC/DM C2	faisabilité tech TT=15at%(300JEPP) 10dpa 10à15W/cm

SCENARIO/SUJET	Composé	Enjeu	Nom/réacteur/fin irr			Descriptif	Résultats attendus
COMBUSTIBLES DEDIES							
CONSOMMATION PU							
	(UPu _{0,45}) O ₂		IFOP	SILOE			1,3at% 400W/cm
	CEA: (UPu _{0,45}) O ₂ pastilles annulaires PuO ₂ -MgO powder metallurgy ITU: (Pu _{0,47} Ce _{0,53}) O _{2-x} (1.70 et 2) sol-gel		TRABANT 1	HFR	fini 1996		10at% 600W/cm
	(UPu _{0,45}) O _{1,96} pastilles annulaires vise taux de combustion de 6 at%	évaluer le comportement en RNR	CAPRIX 1	PX	finir 51ième cycle	2aig; 17 C1 capDCC2	5,5at% (150JEPP) 420W/cm irr'à 10at%?(270 JEPP)
	(U _{0,55} Pu _{0,45}) O _{1,99} sol-gel (U _{0,6} Pu _{0,4}) O _{2-x} ; x = 1.97 et 1.995 powder metallurgy	compléter qualif comb oxyde forte teneur Pu:influ.O/M et proc.fab	TRABANT 2	HFR	irr à venir		TCF=10at%
	pastilles Pu O ₂ + MgO co-précipitation pastilles (UPu _{0,45})O ₂ vipac (UPu _{0,45})O ₂	influence proc.de fab./comport. sous irr.	BORA BORA	BOR 60	2002 et fin 2003	2 aig. 4 aig. 4 aig.	12at% puis 22at% 8at% puis 14at% 8at% puis 14at%
RECYCLAGE DES AM							
	CEA : (Pu _{0,5} Am _{0,5}) O ₂ 40% vol micdisp.dans MgO (2 proc de co-precip.)(FUTURE,ECRIX) ITU : (PuAmZr) O ₂ (FUTURE,CX/CX,T5) déf. matri à voir (UPuAm) O ₂ faible teneur en U (SUPERFACT1) USA : Nitride 2: (PuAmZr)N joint Na (2 teneur Pu/Am dif.) Metal alloy 2: PuAmZr joint Na	recyclage des AM en double strate, ADS	FUTURIX	PX	irr 2006/2007	2aig. 2aig. 4aig. Cap19aig	2 cycle/30-40 dpa TC=10at%

ANNEXE 2 : PLANNING DES IRRADIATIONS PHENIX



ANNEXE 3 : DOCUMENTATION

	Numéro dispositif	Dossier présentation		Dossier technique		Dossier de spécifications		Dossier de sûreté	Mise en pile	Marge
		Ac. PX		Ac. PX		Ac. PX				
AVAL CYCLE										
Endommagement matrice										
MATINA 1A	KCI 6903	Nov 96 SDC/LCI 96-2001/0	Nov 96	Dec 96 SDC/LCI 96-2003/0	Mai 97	SEK 10.70/2 Ind c	jan 98	Fév 98 SDC/LCI 98-2006/0	49ième cycle	40
MATINA 2		Juillet 98 SDC/LCI 98-2015 /0	sept-98	Nov 01 SESC/LIAC 00-2005 /0					Passage MATINA 2-3	
MATINA 2-3	KCI 6905	Avril 01 SESC/LIAC 01-005 /0		En cours 95%		SEK 10.70/3	En cours 10%		janv-04	
Optimisation cible										
ECRIX B (DMC 1)	KMC 8901	Aout 98 SDC/LCI 98-2018 /0	Sep 98	Fev 99 SESC/LIAC 99-2003	Mars 99	SEK 10.41 Ind a	Aout 99	Avril 01 SESC/LIAC 01-003 /0	50ième cycle	
ECRIX H (DMC 2)	KMC 9901	Aout 98 SDC/LCI 98-2019 /0	Sep 98	Fev 99 SESC/LIAC 99-2004	Mars 99	Idem		Nov 01 SESC/LIAC 01-021 /0	50ième cycle	
CAMIX COCHIX (DMC 2)		Juil 01 SESC/LIAC 01-014 / 0	oct-01	En cours 80%					mars-04	
MODIX		Aout 99 SESC/LIAC 99-2023 /0	sept-99	Juillet 01 SESC/LIAC 01-016 /0		SEK 10.33			Abandon	
Recyclage homogène										
METAPHIX 1		jan 92 SDC/LCI 92-2001	mars-92	fev 95 SDC/LEMC 95-2001 /0		SEK 10.18.1 B		Mars 99 SESC/LIAC 99-2001 /0 Rév. en cours 60%	50ième cycle	
METAPHIX 2		Idem		Idem		SEK 10.18.2 B		Idem	Idem	
METAPHIX 3		idem		idem		SEK 10.18.3 B		idem	idem	
Incinération PF										
ANTICORP1 (capsule étanche)		Fev 94 SDC/LEMC 94-2006 /0		Déc 95 SDC/LEMC 95-2019/0		SEK 03-02/2			Passage DMC	
ANTICORP1 (DMC2)				En cours 80%		A reprendre	25%	En cours 70%	janv-03	
ANTICORP2 (DMC 2)		Sep 01 SESC/LIAC 01-015 / 0							Abandon	
Données neutroniques										
PROFIL-R (Assemblage)	DCIa 1109	Déc 98 SDC/LCI 98-2025 /0		Dec 99 SESC/LIAC 99-2021 /0		SE 2/11.09 / B		Avril 01 SESC/LIAC 00-019 /1	50ième cycle	
PROFIL-M (DMC 1)		Aout 00 SESC/LIAC 00-016 /0	Sep 00			SEK 10.42	70%		sept-04	

REFERENCE

- 1 Loi n°91-1381 du 30 Décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs
- 2 Présentation CEA/DRN/JP Grouiller à la CNE du 3/02/00
- 3 Etude détaillée des scénarios de transmutation faisant appel aux technologies actuelles pour les réacteurs.
J.P. GROUILLER
Rapport Technique DEN/DDIN/DPRGD/2001/1
- 4 Potentiel d'incinération en mode homogène des actinides mineurs dans un réacteur rapide
J. TOMMASI
Note Technique SPRC/LEDC 91-418
- 5 Potentiel d'incinération en mode hétérogène des actinides mineurs dans un RNR
J. TOMMASI
Note Technique SPRC/LEDC 93-416
- 6 Recyclage hétérogène de l'Am en un seul passage (cibles modérées à long temps de séjour dans PHENIX)
J. TOMMASI
Note Technique SPRC/LEDC 95-439
- 7 Transmutation de produits de fission dans les RNR - Validation et étude dans PHENIX
J. TOMMASI
Note Technique SPRC/LEDC 92-406
- 8 Programme des irradiations dans PHENIX. Actualisation de mai 2000
J.C GARNIER
SESC/LIAC 00-015 ind.O
- 9 La R et D sur les matériaux de gaine et de T.H : Bilan et perspectives.
Note technique DECM/SRMA 95-2153 de J.L. SERAN
- 10 ANDROMEDE - Dossier technique
D. PLANCQ
Note Technique SESC/LIAC 99-2002
- 11 NT LIAC 01-031 « Matériaux modérateurs, Point sur l'hydrure de zirconium » de JM. Esclaine
- 12 Etat des lieux concernant le programme hydrures.
J.M. ESCLEINE
Note Technique SESC/LIAC/00-4002
- 13 Dossier d'orientation pour le choix de cibles d'actinides mineurs
N. CHAUVIN et al.
Note Technique SESC/LLCC 99-2003

- 15 Résumé des premiers résultats des examens destructifs effectués sur les pastilles MgO+UO₂ et MgAl₂O₄+UO₂ de l'irradiation MATINA 1 dans PHENIX
J. NOIROT - N. CHAUVIN - D. LESPIAUX
SDC/LCI 98-006 du 07/01/98
- 16 NT LCU 02-209 « MATINA 2-3 : Bilan de la R&D 2001-2001 sur le composé CERCER à macromasses d'UO₂ dans une matrice MgO » de P. Matheron, E. Bertrand
- 17 Publication Progress in Nuclear Energy 38 (2001) 251, P. Raison
"ZrO₂-based materials for transmutation of Am & Cm : cubic st-ZrO₂ and Zr oxide pyrochlores"
- 18 Rapport de synthèse commun CEA/ITU sur SUPERFACT 1
N. CHAUVIN et al.
Note Technique SDC/LEMC 96-2028
- 19 NT LIAC 01-017 « Combustible métallique, exp acquise aux USA » de A. Languille, 21/09/01
- 20 Inert Matrices, U-free Pu fuels and Am targets - Synthesis of CAPRA, SPIN, and EFTTRA studies –
N. COCUAUD et al.
Note Technique SPU/LPCA n°61 de Mars 1998
- 21 Irradiation expérimentale ECRIN-M - Dossier de présentation
N. CHAUVIN
Note Technique SDC/LCI 97-2024
- 22 Irradiation expérimentale ECRIN-R - Dossier de présentation
N. CHAUVIN
Note Technique SDC/LCI 97-2025
- 23 Élaboration de cibles d'Am à Atalante - Étude des oxydes binaires d'Am en vue de la synthèse de composés céramiques. Y. Croixmarie et al.
Note Technique SPHA 98/024 - SPUA/LCN n°94
- 24 Transmutation des PFVL - Point sur les connaissances acquises
CONTI
Note D'essai SDC/LCI 98-3001
- 25 The CAPRA project : status and perspectives
Nuclear Europe Worldscan N°9, Septembre/Octobre 1995 p. 58
J. ROUAULT & M. SALVATORES
voir aussi : dossiers « Défis du CEA » N° 21 de Septembre 1993 et N° 34 de Décembre/Janvier 1995
- 26 Recyclage des déchets radioactifs à vie longue - Synthèse des études réacteur 1991->1996
J. TOMMASI
Note Technique SPRC/LEDC 97-002

M. SALVATORES et al.
Note Technique DRN/P 95-002

28 CAPRA Preliminary feasibility studies - Synthesis and conclusions
J. ROUAULT et al.
Note Technique SIS/CAPRA 94/001

29 Document « Stratégie et programme de recherche sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité
et à vie longue. » Avril 2002