
	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADEN/DISNR4G DO 15 14/12/18  18MAGT000029 diffusé le : 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  1/36



Direction de l'énergie nucléaire  
 Direction de l'innovation et du soutien nucléaire  
 Programme Réacteur 4<sup>ème</sup> Génération

Document Technique DEN

***Proposition d'un programme d'études dans le  
 prototype ASTRID pour la démonstration des capacités  
 des technologies pour la gestion du plutonium et la  
 transmutation de l'américium***

***Février 2019***

Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives  
 Centre : Saclay – Bt 121  
 Adresse : DEN/DISN 91191 GIF SUR YVETTE  
 Établissement public à caractère industriel et commercial  
 RCS Paris B 775 685 019

	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADENDISNR4G DO 15 14/12/18  18VIMGT00029 diffusé le : 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  2/36

## MOTS CLEFS

ASTRID, Gestion du plutonium, Gestion des déchets, programmes expérimentaux

## RESUME / CONCLUSIONS

Le CEA étudie un projet de prototype de réacteur rapide au sodium (ASTRID). Cette note présente le programme d'études qui pourrait y être mené dans le cadre de l'article 11 de l'arrêté du 23 février 2017 pris en application du décret n° 2017231 du 23 février 2017, pris pour application de l'article L. 54212 du code de l'environnement et établissant les prescriptions du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs et rappelé ci-dessous.

### "Article 11

*Le CEA élabore, en lien avec EDF et Areva, un programme d'études qui pourraient être menées dans le prototype mentionné au 1° de l'article 3 de la loi du 28 juin 2006 susvisée afin de démontrer, à une échelle représentative, la capacité des technologies proposées à :*

- *multi-recycler le plutonium contenu dans les combustibles usés en utilisant de l'uranium appauvri, en particulier les stocks de combustibles usés MOx issus des réacteurs à eau ;*
- *stabiliser ou réduire les inventaires en plutonium par une consommation accrue de cette substance ;*
- *transmuter l'américium.*

*Le CEA présente dans ce programme les déchets radioactifs produits par ces technologies ainsi que les installations du cycle qui seraient nécessaires pour conduire ces démonstrations.*



*Le programme est remis au ministre chargé de l'énergie avant le 31 décembre 2018.*

*L'ASN est saisie pour avis sur ce programme."*

Ce document présente à cet effet une synthèse des études de faisabilité réalisées. Ces études sont complétées par une présentation des installations en support à ce programme pour fabriquer, retraiter et transporter ces matières.

Cette note conclut que la conception du projet de réacteur est flexible dans son potentiel expérimental et qu'elle permettrait de qualifier différents combustibles selon les besoins, à partir de la disponibilité des matières nucléaires dépendant des installations du cycle. Cette conclusion reste valable pour un prototype de puissance réduite dans une gamme de puissance entre 100 et 200 MWe.

Les installations du cycle nécessaires en support à ce programme sont présentées, que ce soit pour les questions de fabrication, de transport des matières ou de leur retraitement.



	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADENDISNR4G DO 15 14/12/18  18VMMGT00029 diffusé le : 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  3/36

## GLOSSAIRE

<b>AIM1 :</b>	<b>Austenitic Improved Material</b>
<b>Am :</b>	<b>Américium</b>
<b>ASTRID :</b>	<b>Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration</b>
<b>CAPRA :</b>	<b>Consommation Accrue de Plutonium dans les RAPides</b>
<b>CCAm :</b>	<b>Couverture chargée en américium</b>
<b>CFV :</b>	<b>Cœur à faible coefficient de vidange</b>
<b>JEPP :</b>	<b>Jour équivalent pleine puissance</b>
<b>MOX :</b>	<b>Oxyde mixte (U,Pu)O<sub>2</sub></b>
<b>MTR :</b>	<b>Material Test Reactor</b>
<b>PAP :</b>	<b>Programme d'Augmentation des Performances</b>
<b>Pu :</b>	<b>Plutonium</b>
<b>REP :</b>	<b>Réacteur à eau sous pression</b>
<b>RNR :</b>	<b>Réacteur à neutrons rapides</b>
<b>RNR-Na :</b>	<b>Réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium</b>
<b>U :</b>	<b>Uranium</b>
<b>UOx :</b>	<b>Oxyde d'uranium</b>



## REFERENCES

[1] Avancées des recherches sur la séparation-transmutation et le multi-recyclage du plutonium dans les réacteurs à flux de neutrons rapides – CEA/DEN – Juin 2015

	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADEN/DISNR/4G DO 15 14/12/18  18MVG1000029 date de diffusion : 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  <b>4/36</b>

## Sommaire

1.	Introduction.....	5
2.	Programmes expérimentaux dans le cœur d'ASTRID.....	7
2.1	Le recyclage du plutonium issu des MOX irradiés dans les REP.....	9
2.2	La consommation accrue du plutonium.....	11
2.3	La transmutation des actinides mineurs .....	14
2.3.1	Synthèses des résultats acquis .....	14
2.3.2	Transmutation dans ASTRID .....	16
3.	Etude préliminaire de faisabilité des programmes expérimentaux.....	17
3.1	Démonstration filière du multi-recyclage du plutonium issu des MOX irradiés dans les REP .....	18
3.1.1	Description du cas d'étude .....	18
3.1.2	Résultats des cas d'études.....	19
3.2	Démonstration de la consommation de plutonium.....	21
3.2.1	Description du cas d'étude .....	21
3.2.2	Résultats .....	22
3.3	Démonstration de la transmutation de l'Américium .....	23
3.3.1	Description des cas d'étude .....	23
3.3.2	Résultats .....	24
4.	Les installations en support.....	25
4.1	Fabrication de l'assemblage RNR avec du plutonium provenant de crayons MOX-REP.....	26
4.2	Fabrication de l'assemblage avec forte teneur en plutonium pour l'étude de la consommation accrue (CFV-CAPRA) .....	28
4.3	Fabrication de l'assemblage de transmutation en mode homogène .....	29
4.4	Fabrication de l'assemblage de transmutation en mode hétérogène (CCAm).....	29
4.5	Synthèse du volet installation .....	32
5.	Les transports des matières .....	32
6.	Le retraitement des matières.....	32
7.	Conclusion .....	35

	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADENDISNR4G DO 15 14/12/18  18VWKG100029 diffusé le : 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  5/36

## 1. Introduction

Le CEA étudie un projet de prototype de réacteur rapide au sodium (ASTRID). En réponse à l'article 11 de l'arrêté du 23 février 2017 pris en application du décret n° 2017231 du 23 février 2017, pris pour application de l'article L. 54212 du code de l'environnement et établissant les prescriptions du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs et rappelé ci-dessous, cette note présente le programme d'études qui pourrait être mené dans ce réacteur.

### "Article 11

*Le CEA élabore, en lien avec EDF et Areva, un programme d'études qui pourraient être menées dans le prototype mentionné au 1° de l'article 3 de la loi du 28 juin 2006 susvisée afin de démontrer, à une échelle représentative, la capacité des technologies proposées à :*

- *multi-recycler le plutonium contenu dans les combustibles usés en utilisant de l'uranium appauvri, en particulier les stocks de combustibles usés MOx issus des réacteurs à eau ;*
- *stabiliser ou réduire les inventaires en plutonium par une consommation accrue de cette substance ;*
- *transmuter l'américium.*

*Le CEA présente dans ce programme les déchets radioactifs produits par ces technologies ainsi que les installations du cycle qui seraient nécessaires pour conduire ces démonstrations.*

*Le programme est remis au ministre chargé de l'énergie avant le 31 décembre 2018.*



*L'ASN est saisie pour avis sur ce programme."*

En 2010, l'Etat a confié au CEA les études de conception d'un prototype industriel de réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium de 4<sup>ème</sup> génération<sup>1</sup>, ASTRID<sup>2</sup>. Le réacteur étudié est destiné en premier lieu à démontrer à une échelle représentative les avancées technologiques en qualifiant au cours de son fonctionnement les options innovantes, notamment dans les domaines de la sûreté et de l'opérabilité. Les études de conception d'ASTRID portent donc sur un prototype d'intégration technologique permettant la démonstration de sûreté et de fonctionnement de réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (RNR-Na) de quatrième génération, à l'échelle industrielle. Il doit également servir de banc d'essais à l'utilisation des techniques d'inspection avancées.

Le choix du niveau de puissance du réacteur est un compromis entre une valeur suffisante pour permettre l'extrapolation au réacteur commercial et une valeur limitant le coût et le risque industriel.

<sup>1</sup> Action « réacteur de quatrième génération ASTRID » du programme des investissements d'avenir.

<sup>2</sup> Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration

	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADEN/DIR4G DO 15 14/12/18  18MVGTC00029 diffusé le: 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  <b>6/36</b>

La valeur retenue, de 1500 MWth, correspond à une puissance électrique de 600 MWe avec un système de conversion d'énergie eau-vapeur. La référence [1] présente le réacteur ASTRID.

Le cahier des charges du réacteur ASTRID prévoit qu'il permette de qualifier les options de conception et les performances des assemblages pour le multi-recyclage du plutonium issu des combustibles usés, en particulier provenant des MOX issus des réacteurs à eau pressurisé (REP), pour la consommation accrue du plutonium, et pour la transmutation de l'américium. Les résultats de ces programmes de qualification visent dans le futur à concevoir et à justifier des réacteurs industriels à neutrons rapides refroidis au sodium adaptés à la gestion des matières qui sera mise en œuvre.

Le cœur du réacteur ASTRID a une caractéristique isogénératrice<sup>3</sup>, sans couverture fertiles radiales. Le cahier des charges du cœur prévoit la démonstration de la faisabilité industrielle du recyclage du plutonium issu des combustibles MOX usés des REP, puis son multi-recyclage. La notion d'échelle industrielle fait référence à la possibilité de considérer des recharges constituées à partir du plutonium issu de ces combustibles usés.

ASTRID doit aussi permettre la mise au point et la qualification d'assemblages dédiés à la consommation accrue de plutonium. La conception du cœur considère une qualification jusqu'à l'échelle d'assemblages complets.

La démonstration de la transmutation à une certaine échelle dans ASTRID doit aussi permettre la mise au point et la qualification d'assemblages dédiés à la transmutation de l'américium, pour les différents modes homogène et hétérogène. La conception du cœur considère une qualification jusqu'à l'échelle d'assemblages complets.



La réalisation de ces démonstrations dépendra des performances des installations de R&D et du cycle du combustible disponibles au moment de l'exploitation d'ASTRID.

Ce document présente tout d'abord les différents programmes expérimentaux pouvant se dérouler dans le réacteur ASTRID, les études de faisabilité réalisées ainsi que les résultats obtenus. Ces études sont complétées par une présentation des installations en support à ce programme pour fabriquer, retraiter et transporter ces matières.

Sur la période 2018-2019, une variante du réacteur ASTRID est étudiée avec une puissance réduite. Son cahier des charges conserve la capacité de réaliser les démonstrations et qualifications précédemment citées, et cela conduit à retenir une puissance du cœur de 400 MWth, correspondant à une puissance électrique de l'ordre de 150 MWe. **Les résultats qui suivent s'appliqueraient également à cette variante.** Néanmoins, la capacité expérimentale d'un réacteur de puissance réduite ne permettrait sans

<sup>3</sup> Il produit autant de plutonium qu'il en consomme.

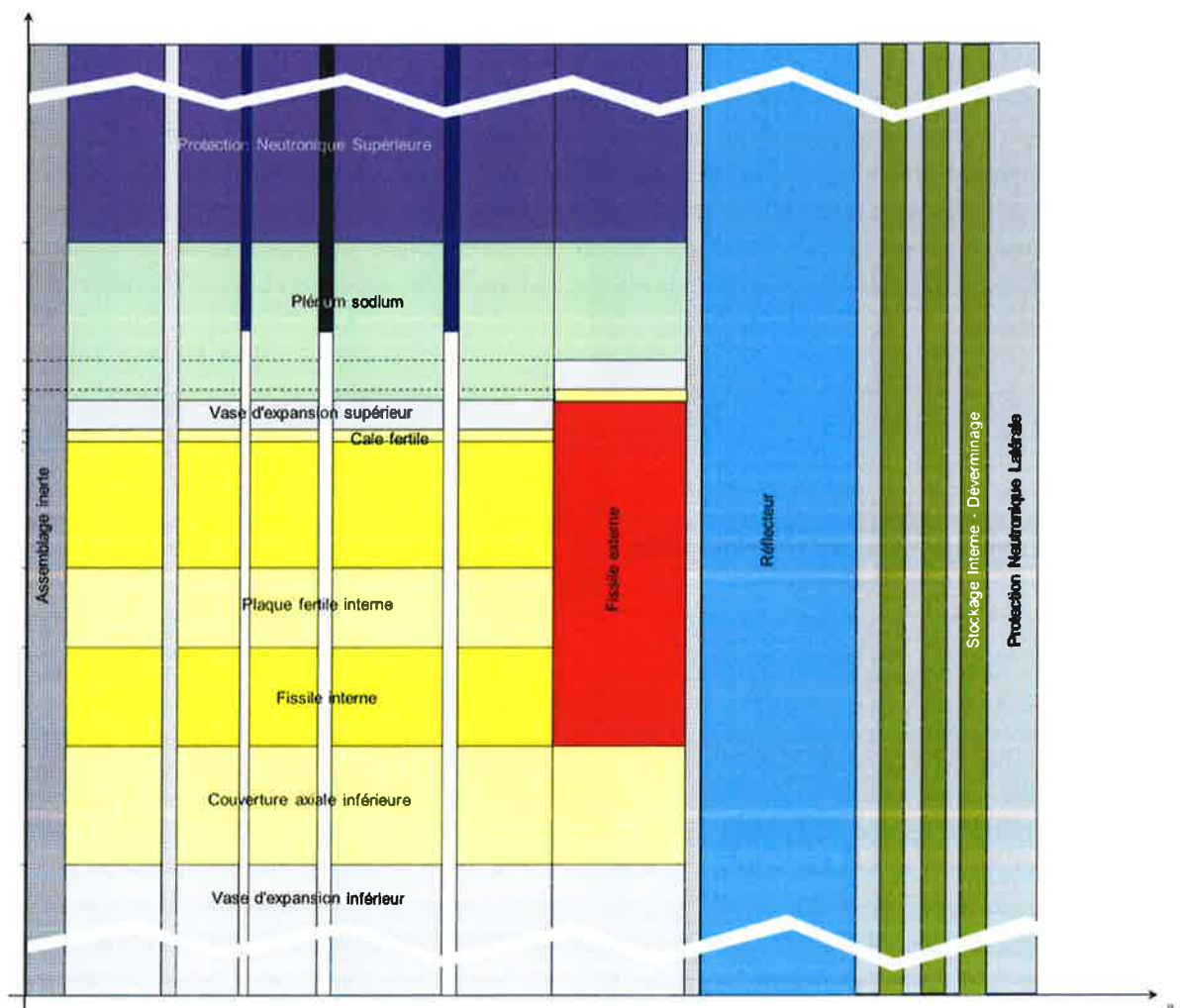


	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADENDISNR4G DO 15 14/12/18  18M/MGT000029 diffusé le : 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  7/36



doute pas de mener autant d'expériences d'irradiation en parallèle, ce qui conduirait à allonger la durée d'un programme de qualification global, ou à prioriser les programmes expérimentaux.

## 2. Programmes expérimentaux dans le cœur d'ASTRID

Le cœur nourricier d'ASTRID utilise un plutonium disponible issu de combustibles UOX irradiés issus des REP. Le concept du cœur à faible vidange (CFV), cœur axialement hétérogène, ayant un comportement naturellement favorable en situation accidentelle, a été choisi. Il est composé d'assemblages combustibles hétérogènes (alternance de zones fissiles avec du MOX et de zone fertile avec de l'UOX appauvri) en zone interne et homogènes en zone externe du cœur. La Figure 1 illustre la coupe axiale du cœur CFV.



**Figure 1 : coupe axiale du cœur CFV**

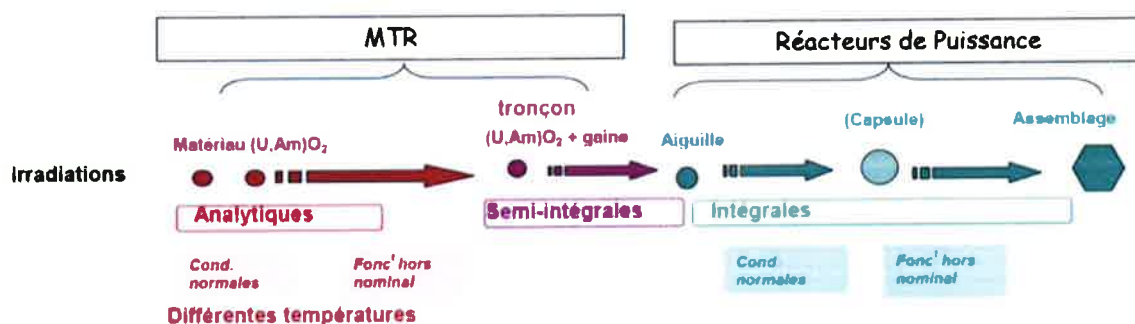
	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADEN/DIR4G DO 15 14/12/18  18VAVGT000029 diffusé le : 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  <b>8/36</b>

Les cas étudiés dans le cadre du potentiel expérimental tirent bénéfice de la capacité des réacteurs à neutrons rapides à s'accommoder de différents vecteurs isotopiques ; les RNR peuvent fonctionner en mode isogénérateur, surgénérateur ou consommateur en fonction de la politique de gestion des matières, en particulier du plutonium et de l'uranium (parc mixte RNR et REP, parc composé uniquement de RNR, réduction des stocks, etc.).

Les principaux cas étudiés sont les suivants :

- recyclage du plutonium issu des combustibles MOX irradiés dans les REP et RNR ;
- consommation accrue du plutonium ;
- transmutation des actinides mineurs, en particulier de l'américium.

Les chapitres suivants décrivent les programmes expérimentaux, incluant l'identification du nombre d'assemblages à irradier dans ASTRID et une indication de la durée de ces programmes expérimentaux, pour contribuer à la démonstration de chaque option en soutien au développement d'une future filière. La Figure 2 rappelle le processus générique de validation et de qualification d'un combustible et des matériaux le constituant, l'irradiation intégrale d'assemblages étant l'étape finale d'un long processus pour la justification de la conception et du comportement d'un nouveau combustible. Ce processus est mené pour un taux de combustible donné ; une partie du processus pourrait se renouveler plusieurs fois en incrémentant le taux de combustion pour atteindre le taux de combustion visé pour l'application industrielle.



**Figure 2 : processus générique de validation/qualification d'un combustible**

L'objectif des irradiations analytiques est d'observer les effets de paramètres ou de grandeurs pris séparément les uns des autres. Les irradiations semi-intégrales (tronçons d'aiguilles ou aiguilles) cherchent à mettre en œuvre des conditions d'irradiation en réacteur expérimental au plus près de celles envisagées en RNR industriel : plusieurs effets sont couplés afin de reproduire certains aspects du fonctionnement en réacteur, par exemple avec la présence d'une gaine environnant la pastille, ou d'un gradient de température radial. Les irradiations intégrales (capsules, assemblages) sont des irradiations "maquettes". La représentativité recherchée est aussi bien au niveau de l'objet (fabrication, géométrie, etc.) que de l'environnement (conditions de fonctionnement, puissance, température, flux neutronique,



	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADENDISNR4G DO 15 14/12/18  18MVG100029 diffusé le : 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  <b>9/36</b>

etc.). La notion de pavé de sept assemblages existe aussi ; elle est utilisée quand on a besoin d'une couronne de six assemblages autour du septième assemblage au centre, afin que ce dernier soit placé dans des conditions d'irradiation représentatives de celles étudiées.

Ces programmes expérimentaux d'irradiation contribueront aussi à la validation et la qualification des matériaux, des outils de calcul scientifique pour le comportement du combustible mais aussi neutroniques et hydrauliques, et l'amélioration des données nucléaires. Les examens post-irradiation permettront d'acquérir des données pour la validation de caractéristiques importantes pour la conception de certains systèmes du réacteur : performances des absorbants pour la maîtrise de la réactivité, puissance résiduelle pour optimiser la conception de la chaîne de manutention et des systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle...

Toutes les phases de ce processus générique peuvent être réalisées dans le prototype ASTRID. Pour accélérer le processus, les irradiations analytiques et semi-intégrales peuvent se dérouler dans réacteurs expérimentaux ou de tests existants ou en construction, comme par exemple RJH, JOYO (Japon), BOR-60 ou MBIR (Russie).

## 2.1 Le recyclage du plutonium issu des MOX irradiés dans les REP


Il est prévu que le temps de séjour des assemblages du cœur nourricier soit de 720 JEPP<sup>4</sup> au démarrage du réacteur pour passer à 1080 JEPP pour le cœur à l'équilibre avec un gainage AIM1, à l'issue d'un plan d'augmentation de performance (PAP).

En parallèle à ce plan d'augmentation de performance avec du plutonium issu de combustible UOX irradiés dans les REP (noté ci-après UOX-REP), il peut être mené en parallèle un plan d'augmentation de performances avec du plutonium issu de combustibles MOX irradiés dans les REP (noté ci-après MOX-REP).

L'assemblage précurseur de ce PAP avec du Pu issu de MOX-REP, correspondant au premier assemblage irradié de cette composition, peut se faire au sein d'un pavé de sept assemblages fabriqués avec ce type de plutonium. Au vu des résultats des examens sur les aiguilles et de la R&D associée, il sera décidé si ces irradiations sont suffisantes pour passer à un cœur à l'équilibre avec du plutonium issu de MOX-REP ; les examens sur des aiguilles de l'assemblage central, représentatif des conditions d'irradiation d'un cœur complet fabriqué avec ce type de Pu permettront de qualifier cette option de recyclage, traitement du MOX-REP et procédés de fabrication compris.

Vis-à-vis de la démonstration du multi-recyclage du plutonium, l'objectif dans le prototype est d'atteindre une démonstration industrielle définie par la capacité des usines du cycle et du réacteur à

<sup>4</sup> Jour Equivalent Pleine Puissance

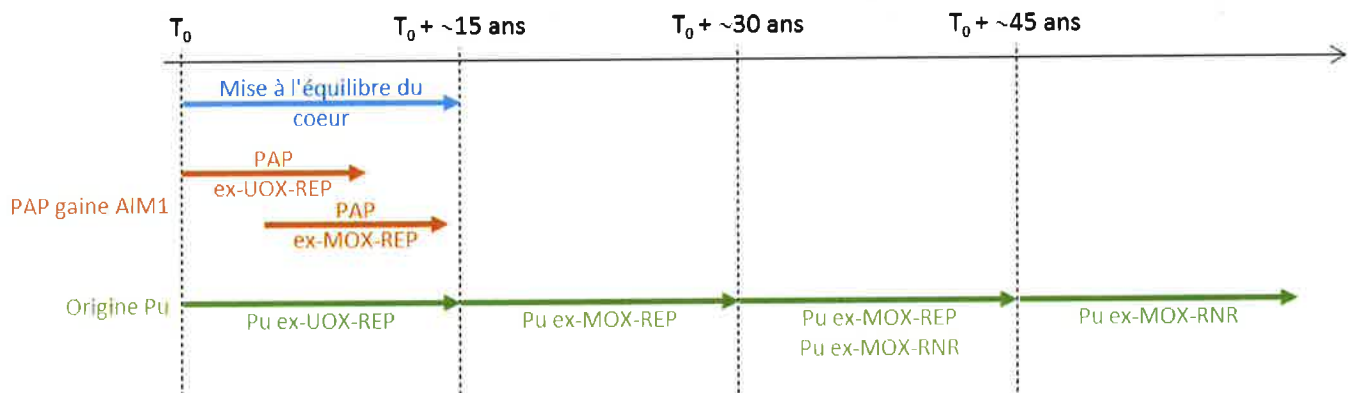
	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADENDISNR4G DO 15 14/12/18  181MVG1000028 diffusé le : 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  <b>10/36</b>

avoir un cœur complet chargé en plutonium issu du traitement des MOX irradiés des REP dans un premier temps, puis de fournir des recharges avec du plutonium issu des combustibles irradiés d'ASTRID.

Le recyclage du plutonium, issu du traitement des MOX-REP, dans une première recharge du cœur type CFV d'ASTRID peut s'envisager environ 15 ans après la première divergence avec les performances du cœur à l'équilibre avec un gainage AIM1. Pour la suite, il a été étudié comment le prototype de réacteur ASTRID pourrait s'intégrer dans le parc électronucléaire pour définir l'origine du Pu alimentant ASTRID au cours du temps (Figure 3) :

- les 15 premières années : plutonium provenant du combustibles UOx irradié des REP,
- les 15 années suivantes : plutonium provenant du combustibles MOX irradié des REP,
- les 15 années suivantes : plutonium provenant de combustibles d'origine les MOX irradié des REP et les MOX irradiés dans ASTRID,
- les années suivantes : plutonium provenant de combustibles d'origine MOX irradiés dans ASTRID ou un autre RNR.



Le schéma de la Figure 3 fait l'hypothèse que les irradiations analytiques, semi-intégrales et jusqu'à l'échelle de la capsule ont pu être réalisées dans un MTR existant en préalable au démarrage ( $T_0$ ).



$T_0$  : divergence du cœur d'ASTRID

### Figure 3 : origine du plutonium chargé en cœur sur la durée de vie d'ASTRID

Il faut noter que ce calendrier indicatif peut être ajusté en fonction des capacités et des procédés des installations du cycle (traitement du combustible MOX irradié issu des REP et fabrication des assemblages puis des recharges du cœur d'ASTRID). Par exemple, l'introduction progressive du plutonium issu des MOX-REP dans le cœur d'ASTRID pourrait être envisagée en fonction des capacités des installations du cycle (cf. §4).

	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADEN/DIRAG DO 15 14/12/18  18MVG1000029 dmséle: 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  11/36

Aussi selon le cahier des charges du cœur filière recyclant du plutonium issu de combustible MOX-REP, les grandeurs caractéristiques de la conception du cœur filière peuvent évoluer, comme par exemple le diamètre de l'aiguille.

L'analyse de ces évolutions potentielles devra conduire à définir les besoins expérimentaux complémentaires à mener dans le prototype de réacteur ASTRID en soutien au cœur filière.

## 2.2 La consommation accrue du plutonium



Le programme CAPRA, lancé au début des années 1990, a permis de concevoir un combustible, consommateur de plutonium, pour un cœur homogène de type SuperPhénix. Des résultats expérimentaux sur des aiguilles ont enrichi la qualification sur ce type de combustible : IFOP (45% Pu, irradié dans OSIRIS), TRABANT (45% Pu, irradié dans HFR), CAPRIX (45% Pu, irradié dans Phénix).

Deux expériences ont permis de fournir des examens post irradiation relativement complets à ce jour, même si elles ont été réalisées en spectre thermique, l'irradiation IFOP (irradié à 1 at. %, signifiant que 1% des atomes a transmuté ou fissionné) et l'irradiation TRABANT 1.2 (40 % en Pu, 5 % en Np, irradié à 12 at. %).

Les examens post irradiatoires réalisés sur l'aiguille 2 du dispositif TRABANT 1, les plus significatifs vis-à-vis du comportement en réacteur, ont montré un très bon comportement de ce combustible fortement chargé en plutonium malgré un fonctionnement continu à très forte puissance linéique (supérieur à 500 W/cm). La redistribution radiale du plutonium vers le bord du trou central, qui s'est agrandi par restructuration, n'est relativement pas supérieure à celle d'un combustible à plus faible teneur qui aurait été irradié dans les mêmes conditions. Il faut toutefois noter que la forte consommation de plutonium fait chuter naturellement la concentration locale de plutonium quand un fort taux de combustion est atteint. Par ailleurs, malgré des conditions d'irradiation particulièrement sévères, la corrosion interne de la gaine reste à un niveau acceptable pour le taux de combustion atteint.

Pour l'irradiation CAPRIX 1 (45 % en Pu, 11,7 at. %) dans Phénix, la puissance linéique au plan de flux maximum n'a pas dépassé 375 W/cm. Seuls les examens non destructifs ont été réalisés à ce jour sur les deux aiguilles à forte teneur en plutonium de la capsule qui n'ont rien révélé de surprenant sur le comportement général (absence de défauts de corrosion interne en particulier). Ces quelques examens non destructifs n'ont donc pas révélé de comportement significativement différent en fonctionnement nominal de celui habituellement observé sur des combustibles de types Phénix et SPX1 à plus basse teneur en plutonium.

Par la suite, des études de préconception ont conduit à définir une première image d'un assemblage CFV filière consommateur de Pu (Figure 4- ce cœur sera appelé dans la suite du document CFV-CAPRA). Cette image d'assemblage reste à confirmer, notamment la qualification du comportement de ce type de combustible et des effets sur le spectre neutronique dans un cœur nourricier CFV nécessitera des



	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADENDISNR4G DO 15 14/12/18  18VIMGT000029 diffusé le : 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  <b>12/36</b>

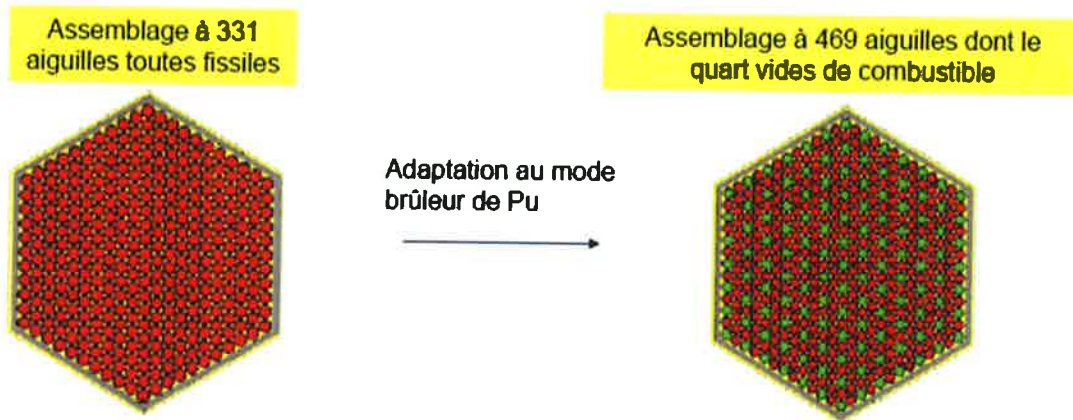
irradiations dans ASTRID jusqu'à un pavé de sept assemblages. L'objectif du programme est d'acquérir, par l'analyse des aiguilles de l'assemblage central<sup>5</sup>, les données expérimentales permettant de qualifier les outils de calcul scientifiques de comportement du combustible, neutronique et thermohydraulique pour à terme soutenir la conception et la justification d'un éventuel cœur d'un réacteur industriel dédié à la consommation accrue de plutonium.

Ce programme doit aussi permettre de tester les procédés de fabrication et de dissolution pour des combustibles à forte teneur en plutonium. Le planning de R&D et de qualification via des irradiations dans ASTRID sur une durée d'environ 25 ans est synthétisé sur la Figure 5 ; il suppose une acquisition préalable de la qualification des matériaux inertes et des absorbants, qui pourrait se faire dans un réacteur d'irradiation et d'essai comme le RJH ou Joyo ou Bor60 par exemple.

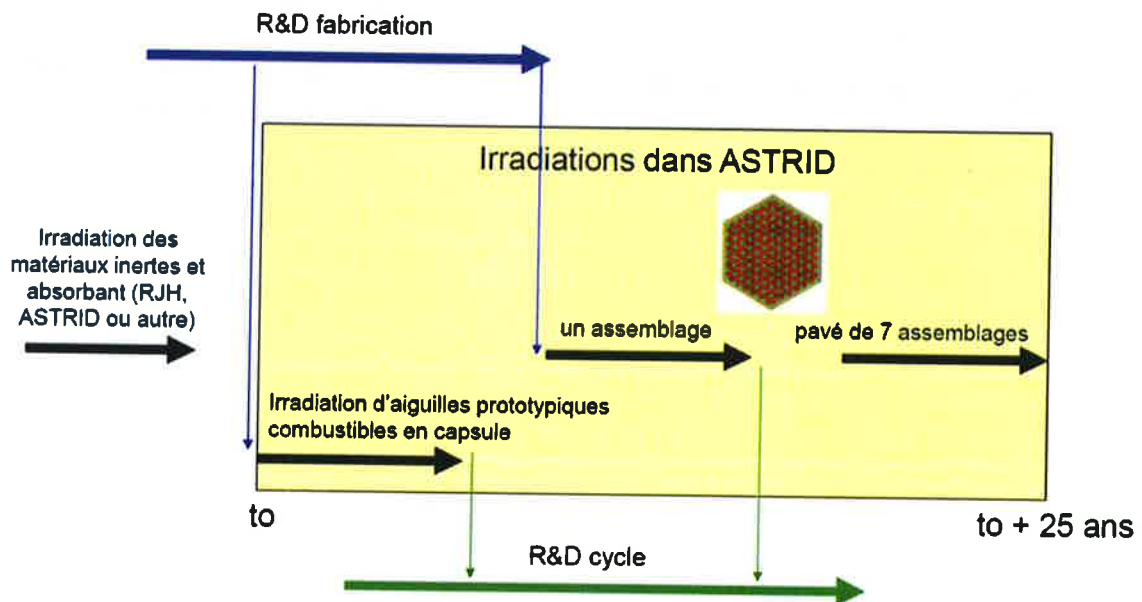
---

<sup>5</sup> L'assemblage central est situé dans un flux représentatif d'un cœur chargé uniquement d'assemblages CFV-CAPRA.

	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CE/END/ISNR/4G DO 15 14/12/18  18/M/SGT000029 diffusé le : 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  13/36





**Figure 4 : Assemblage "consommateur Pu" pour un CFV filière**



**Figure 5 : planning irradiations "Brûleur Pu" dans ASTRID**

Le t0 de la figure précédente correspond à la date de mise à disposition de l'objet à irradier par les installations du CEA pour les aiguilles prototypes ; les assemblages expérimentaux seront fournis par les installations du cycle, voir §4.

	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADENDISNR4G DO 15 14/12/18  18VWVST000029 diffusé le : 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  <b>14/36</b>

## 2.3 La transmutation des actinides mineurs

Les études réalisées sur la transmutation des actinides mineurs ont montré que, compte tenu des contraintes techniques et de radioprotection (pour le curium), seule la transmutation de l'américium pourrait techniquement être mise en œuvre dans une perspective de gestion des déchets incluant la transmutation. Celle du neptunium pourrait être envisagée mais son impact thermique sur le stockage et son impact radiologique sont faibles.

### 2.3.1 Synthèses des résultats acquis

De nombreuses expériences ont été conduites sur l'irradiation de divers oxydes candidats à la transmutation des actinides mineurs, de l'américium principalement :



- en mode homogène : Superfact-1 (2% Am, 1986-1988 dans Phénix), Am-1 (2-5% Am, 2008 dans Joyo), AFC-2C & 2D (3% Am et 2% Np, 2008-2010 dans ATR) ou,
- en mode hétérogène : Superfact (20% Am-20%Np, 1986-1988 dans Phénix), Marios (15% Am, 2011-2012 dans HFR), Diamino (7.5 et 15% Am, 2014-2015 dans OSIRIS).

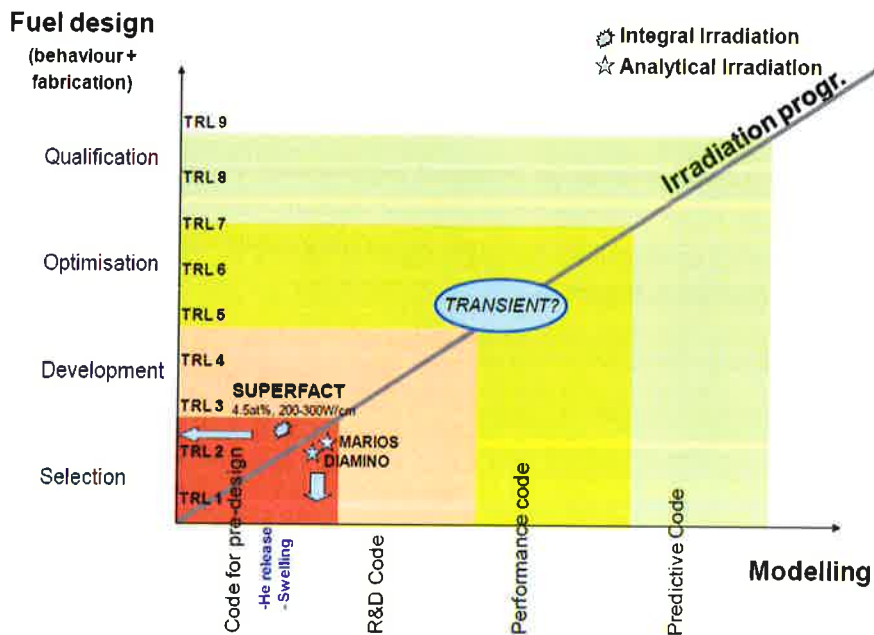
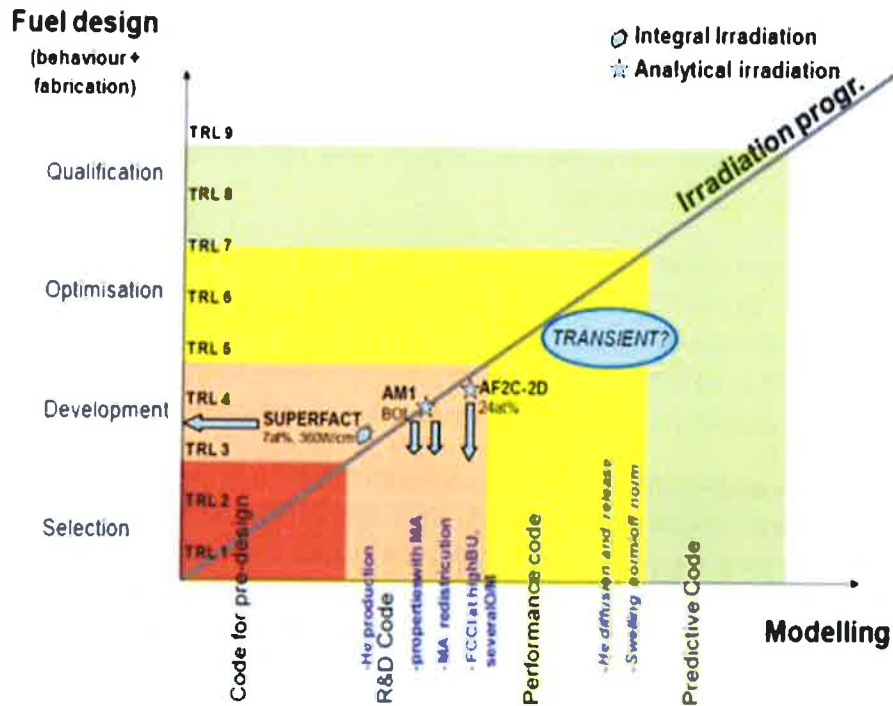
Ces expériences avaient pour objectif de caractériser le comportement de l'oxyde sous irradiation (redistribution des espèces fissiles, gonflement volumique, relâchements gazeux, corrosion chimique, sollicitation mécanique de la gaine...).

A la suite d'examens post-irradiatoires de certains échantillons irradiés, l'outil de calcul scientifique pour l'étude du comportement et des performances du combustible des réacteurs à neutrons rapides (GERMINAL V2) a pu être validé pour des combustibles homogènes à des teneurs de 2% en américium ou neptunium et jusqu'à des taux de combustion de l'ordre de 7 at% (~ 70 GWj/t<sub>MU</sub>).



Pour ce qui concerne la transmutation de l'américium en mode homogène ou hétérogène, les données disponibles actuellement concernant les combustibles porteurs de ces actinides et leur qualification correspondent à la phase de faisabilité des concepts (expériences analytiques et semi-analytiques, voir Figure 2), mettant en jeu des fabrications et des expériences d'irradiation à l'échelle de la pastille ou d'aiguilles courtes. La Figure 6 indique le niveau de maturité acquis pour ces deux modes de transmutation.



	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADENDISNR4G DO 15 14/12/18  18VMGT000029 diffusé le : 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  15/36



**Figure 6 : niveau de maturité (irradiation et modélisation) de la transmutation en mode homogène (en haut) et hétérogène (en bas)**

	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADENDISNR4G DO 15 14/12/18  18VWNGT000029 diffusé le: 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  16/36

Dans le cadre des activités du groupe d'expert EGIF (Expert Group on Innovative Fuels) de l'OCDE, des benchmarks sur les outils de calcul de performances de combustible sont et seront réalisés : oxydes mixtes (U,Pu)O<sub>2</sub>, métallique (U,Pu)Zr, comportant un faible pourcentage d'actinides mineurs (1 à 5% d'Am) en fonctionnement normal pour la période 2014-2017, sur le comportement en transitoire de type insertion de puissance non protégé et perte de débit non protégée pour la période 2019-2020 (programme en phase de construction).



### 2.3.2 Transmutation dans le réacteur ASTRID

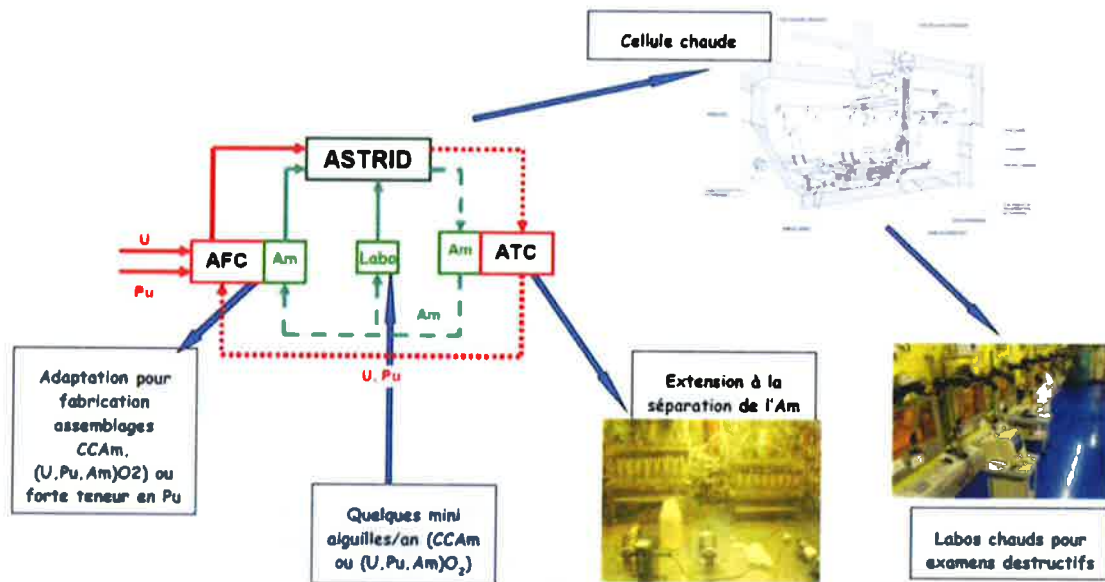
Les études menées lors de l'avant-projet d'ASTRID ont montré le potentiel du cœur CFV à transmuter les actinides mineurs en mode homogène (dilution dans le combustible) ou en mode hétérogène (sur support U appauvri) en périphérie du cœur dans une couverture chargée en actinides mineurs (concept appelé dans la suite CCAm car focalisé sur le traitement de l'américium).

En complément du programme expérimental réalisé dans Phénix, des études sur le cœur d'ASTRID pour les deux modes de transmutation (2% en homogène, 10% en hétérogène) ont été faites pour confirmer la faisabilité d'un programme expérimental de qualification à une échelle de l'assemblage pour la transmutation de l'américium en mode homogène et à trois assemblages contigus en première couronne en périphérie du cœur pour le mode hétérogène. Pour être représentatif de la fermeture du cycle de l'Am, la démonstration devra porter sur de l'Am issu du traitement de combustible utilisé.

Ces programmes expérimentaux d'irradiations envisagés dans le réacteur ASTRID doivent aussi permettre de valider et de qualifier les procédés de fabrication et de traitement qui seront nécessaires pour le déploiement à une échelle industrielle si le besoin est confirmé. Des besoins complémentaires pourraient être nécessaires pour la démonstration des procédés mis en œuvre dans les installations du cycle (fabrication, traitement).

Pour chacune des options, la durée du processus expérimental dépendra de l'état des connaissances lors de la décision de lancer la démonstration dans le réacteur ASTRID, de la capacité des installations à fabriquer et à traiter les combustibles envisagés et de la disponibilité des labos chauds pour les examens non destructifs et destructifs (Figure 7).

	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADEN/DIR/4G DO 15 14/12/18  18VMMGT00029 diffusio: 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  17/36



**Figure 7 : les installations pour la démonstration en soutien à la filière**

### 3. Etude préliminaire de faisabilité des programmes expérimentaux



La faisabilité des programmes expérimentaux envisagés a fait l'objet d'une étude préliminaire pour évaluer :

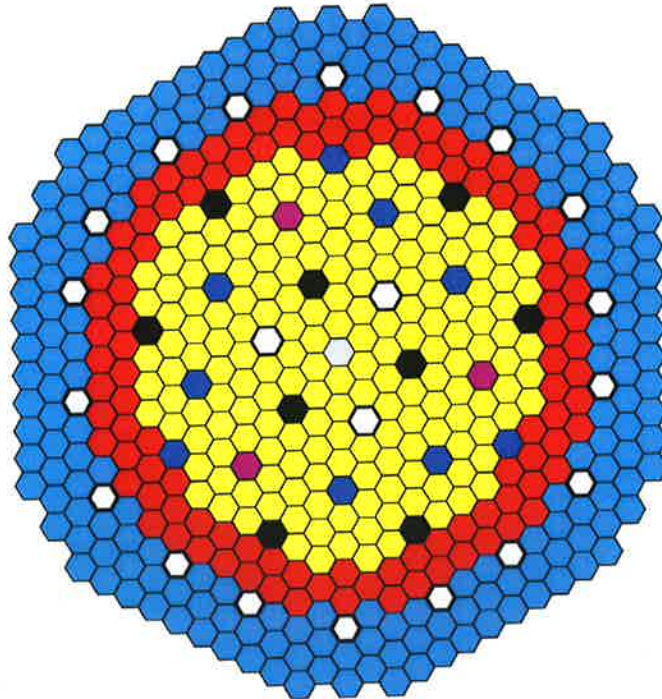
- les performances des assemblages expérimentaux (inventaire des actinides, vecteur isotopique du plutonium...),
- les impacts de ces assemblages vis-à-vis des performances globales et des paramètres de sûreté du cœur (effet de vidange du caloporteur, coefficient Doppler...).









Ces études ont été réalisées pour un cœur à l'équilibre ASTRID 600 MWe (Figure 8). Les différents programmes expérimentaux ont été étudiés de façon indépendante.

Les types d'assemblages expérimentaux retenus pour cette étude sont les suivants :

- assemblages combustibles avec un vecteur isotopique en plutonium d'origine MOX-REP pour démontrer le recyclage du plutonium issu du MOX-REP,
- assemblages combustibles CAPRA-CFV, pour étudier la capacité d'incinération du plutonium,
- assemblages possédant différentes teneurs en actinides mineurs en mode homogène ou hétérogène, pour étudier les capacités de transmutation.

	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADENDISNR4G DO 15 14/12/18  18VIMGT000029 diffusé le: 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	<b>Indice A</b>  <b>18/36</b>



Assemblage interne , Assemblages combustibles Cœur Interne , Cœur Externe   
 Assemblages de contrôle et d'arrêt RBC , RBD , Assemblages réflecteurs   
 Assemblages de prévention RBH , Assemblages de mitigation DCS-M-TT 

**Figure 8 : cœur ASTRID CFV V4**

### 3.1 Démonstration filière du multi-recyclage du plutonium issu des MOX irradiés dans les REP


#### 3.1.1 Description du cas d'étude

Le vecteur isotopique du combustible est supposé issu du traitement de combustibles MOX-REP et représentatif du plutonium disponible au moment de la transition du plutonium issu d'UOX-REP vers le plutonium issu du MOX-REP. L'hypothèse sur la composition isotopique (% massique), après un vieillissement de 2 ans est la suivante :

$^{238}\text{Pu}$  : 3,71% ;  $^{239}\text{Pu}$  : 39,47 ;  $^{240}\text{Pu}$  : 35,04 ;  $^{241}\text{Pu}$  : 7,91 ;  $^{242}\text{Pu}$  : 13,07 ;  $^{241}\text{Am}$  : 0,80

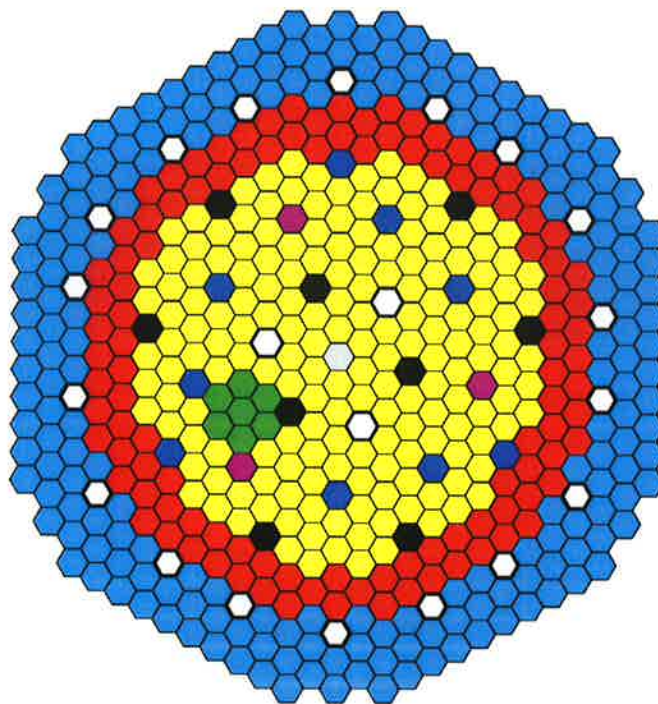
Cette composition est un mélange par moitié du plutonium contenu dans du MOX avec une teneur initiale en plutonium de 8,65%, irradié à 45 GWj/t, refroidi 5 ans avant traitement, et du MOX avec une teneur initiale en plutonium de 7,08%, irradié à 39,5 GWj/t, refroidi 27 ans avant traitement.




	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADEN/DISNR4G DO 15 14/12/18  18MMGT000029 diffusé le: 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  19/36

Ce vecteur plutonium est une hypothèse réaliste de travail, prise en compte pour les études présentées dans ce document. La variabilité isotopique des vecteurs plutoniums issus du retraitement des différents lots de combustibles usés MOX-REP ne remet pas en cause la faisabilité des cas d'études envisagés.

Un pavé de sept assemblages est chargé en cœur interne (Figure 9). La durée d'irradiation de ces assemblages est la même que les assemblages combustibles standards soit 1440 JEPP. La teneur massique en plutonium a été déterminée pour ne pas impacter la gestion du cœur (gestion en fréquence 4 et une durée de cycle de 360 JEPP). Elle est de 24,73% masse de métaux lourds (ML).





Assemblages expérimentaux (Pu ex-MOX REP et CAPRA) 

**Figure 9 : implantation du pavé de 7 assemblages expérimentaux**

### 3.1.2 Résultats des cas d'études

La teneur plutonium des assemblages avec du plutonium venant des MOX REP a été déterminée de façon à ne pas impacter la durée du cycle. Les puissances dégagées dans ces assemblages expérimentaux sont donc plus faibles que celles des assemblages standards dans ces mêmes positions, provoquant une légère bascule de la nappe de puissance du cœur. Ce "déficit" de puissance diminue avec la durée d'irradiation du pavé : -23% en début d'irradiation (DC, début de cycle) à -9% en fin d'irradiation (FC, fin de cycle à 1400 JEPP, voir tableau 1) car le différentiel d'atomes fissiles dans les assemblages

	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADENDISNR4G DO 15 14/12/18  18VIMGT000029 diffusé le: 14/12/18  Indice A
	<b>Document Technique DEN</b>	<b>20/36</b>

expérimentaux et les assemblages standards s'estompent sur la durée d'irradiation. Cette perturbation sur la distribution de puissance du cœur devrait pouvoir être accommodée par le système de pilotage du cœur.

DC1 (0 JEPP)	-23.2%
FC1 (360 JEPP)	-15.1%
DC2 (360 JEPP)	-18.3%
FC2 (720 JEPP)	-12.1%
DC3 (720 JEPP)	-15.7%
FC3 (1080 JEPP)	-10.4%
DC4 (1080 JEPP)	-13.3%
FC4 (1440 JEPP)	-9.0%

**Tableau 1 : écarts de puissance entre les assemblages Pu ex-MOX REP et les assemblages combustibles standards**



Les assemblages expérimentaux étant envisagés en petit nombre, ils n'impactent que très faiblement l'efficacité du système absorbant, ainsi que les paramètres globaux de sûreté du cœur (coefficients de contre-réaction, effet Doppler...).

Le Tableau 2 donne l'évolution du bilan de l'assemblage combustible central du pavé d'assemblages expérimentaux avec un flux d'irradiation représentatif d'un cœur entièrement chargé en plutonium issu des MOX-REP. On note une production de 1,2 kg de plutonium, de 0,3 kg d'américium et de 60 g de curium sur la durée de vie de l'assemblage.

Eléments	Début de vie (0 JEPP) (kg)				Fin de vie (1440 JEPP) (kg)				Bilan (kg)
	Couverture axiale inférieure	plaque fertile interne	Milieu fissile	Somme	Couverture axiale inférieure	plaque fertile interne	Milieu fissile	Somme	
Np	0.00	0.00	0.00	0.00	0.01	0.01	0.03	0.05	0.05
Pu	0.00	0.00	15.60	15.62	1.20	1.56	14.00	16.82	1.20
Am	0.00	0.00	0.13	0.13	0.00	0.00	0.43	0.43	0.30
U	33.70	22.40	47.80	105.03	32.20	20.10	43.50	96.79	-8.24
Cm	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.06	0.06	0.06

**Tableau 2 : bilan massique (kg) Actinide pour l'assemblage central du pavé expérimental Pu ex-MOX REP**



	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADEN/DSNR/4G DO 15 14/12/18  18MMGT000029 diffusé le: 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  21/36

## 3.2 Démonstration de la consommation de plutonium

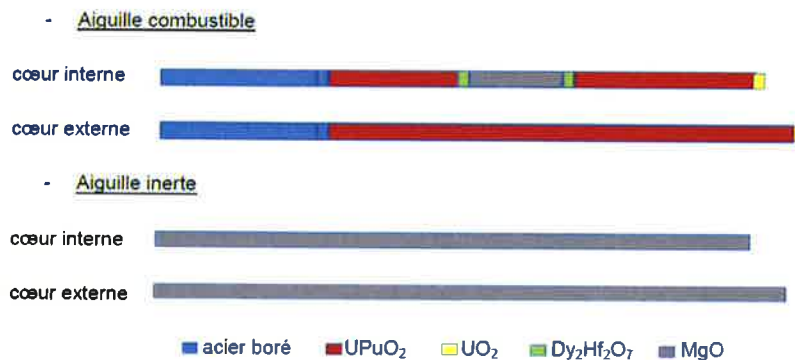
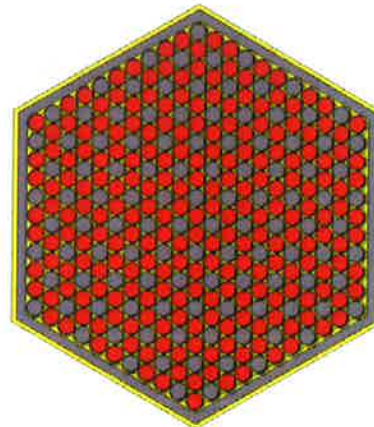
### 3.2.1 Description du cas d'étude

Le cas d'étude pour incinérer le plutonium repose sur une démonstration à l'aide d'assemblages CFV-CAPRA. Le Tableau 3 et la Figure 10 présentent les principales caractéristiques de ces assemblages.



Entreplat externe	168,7 mm
Entreplat interne	161,5 mm
Espace inter-assemblage	3 mm
Nombre d'aiguilles faisceau	331
Nombre d'aiguilles combustibles	220
Nombre d'aiguilles inertes	111
Diamètre externe gaine	7,66 mm
Diamètre interne gaine	6,66 mm
Diamètre pastille combustible	6,48 mm

**Tableau 3 : caractéristiques de l'assemblage CFV-CAPRA**

- aiguilles combustibles ●
- aiguilles inertes ●



**Figure 10 : description radiale et axiale de l'assemblage CFV-CAPRA**

	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADEN\DISN\R4G DO 15 14/12/18  18M\NGT000029 diffusée : 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  22/36

La conception vise à réduire la fraction volumique du combustible et retirer le plus possible d'uranium pour minimiser la conversion de  $^{238}\text{U}$  en  $^{239}\text{Pu}$ , d'où la présence d'aiguilles inertes et le retrait des zones fertiles remplacées par de l'acier boré et de l'oxyde de magnésium.

Un pavé de sept assemblages CFV-CAPRA est chargé en cœur interne comme dans le cas précédent (Figure 9). La teneur en plutonium est comprise entre 35 et 45%. Le vecteur isotopique est issu du plutonium issu des MOX-REP défini au §3.1.1 Le temps de séjour de ces assemblages est le même que celui des assemblages combustibles standards, à savoir 1440 JEPP.

### 3.2.2 Résultats


La teneur plutonium des assemblages CFV-CAPRA utilisée est de 45% pour cette étude de faisabilité de façon à maximiser l'impact sur le cœur. Le Tableau 4 donne l'évolution du bilan de l'assemblage combustible central du pavé d'assemblages expérimentaux avec un flux d'irradiation représentatif d'un cœur entièrement chargé d'assemblages CFV-CAPRA. On note une consommation de 3,5 kg de plutonium, et une production de 0,3 kg d'américium et de 90 g de curium sur la durée de vie de l'assemblage.

Éléments	Début de vie (0 JEPP) (Kg)	Fin de vie (1440 JEPP) (Kg)	Bilan (kg)
Np	0.00	0.01	0.01
Pu	15.00	11.50	-3.50
Am	0.12	0.44	0.32
U	17.60	15.40	-2.20
Cm	0.00	0.09	0.09

**Tableau 4 : bilan massique (kg) Actinide pour l'assemblage central du pavé expérimental CFV-CAPRA**

De par leur conception, les assemblages CFV-CAPRA ont un comportement très différent de celui des combustibles standards et la présence du pavé impacte donc plus sensiblement les performances cœur, en particulier l'évolution de la réactivité. Les assemblages CFV-CAPRA ont un déficit de puissance intégrée dès leur introduction, de l'ordre de -10%. Du fait de la conversion de  $^{238}\text{U}$  en  $^{239}\text{Pu}$  très réduite dans le combustible, ce déficit s'accroît de plus en plus au cours de l'irradiation et dépasse -50% après quatre cycles (Tableau 5). L'impact sur l'aplatissement radial de la nappe de puissance est donc très marqué et sera difficilement compensable par le système de pilotage du cœur. Sur un cœur CFV-CAPRA (cœur très sous-générateur) le flux neutronique augmente avec l'irradiation, ce qui n'est pas le cas pour un cœur CFV (cœur "nourricier") le flux restant à peu près constant du fait de son caractère quasi iso-générateur.

L'impact sur la nappe de puissance rend nécessaire une adaptation de ce programme expérimental (implantation du pavé CAPRA, réduction du nombre d'assemblages CAPRA, conception des assemblages CAPRA). Néanmoins, l'efficacité du système absorbant n'est que très faiblement impactée, ainsi que les

	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADENDISNR4G DO 15 14/12/18  18VIMGT000029 diffusé le : 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  <b>23/36</b>

paramètres globaux de sûreté du cœur (coefficient de contre-réactions, effet Doppler...) par la présence des assemblages expérimentaux du fait de leur faible nombre.

DC1 (0 JEPP)	-9.4%
FC1 (360 JEPP)	-30.6%
DC2 (360 JEPP)	-33.3%
FC2 (720 JEPP)	-41.8%
DC3 (720 JEPP)	-44.3%
FC3 (1080 JEPP)	-48.9%
DC4 (1080 JEPP)	-51.1%
FC4 (1440 JEPP)	-53.6%

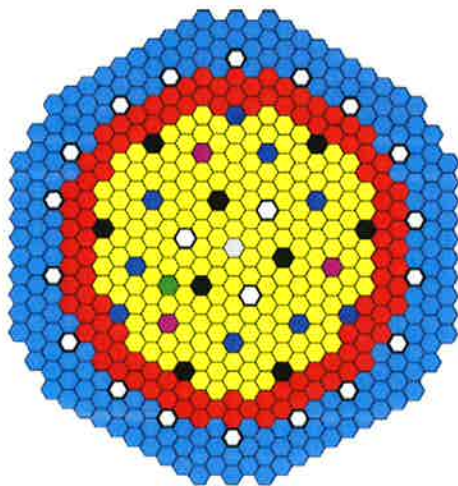
**Tableau 5 : écarts de puissance entre les assemblages CFV-CAPRA et les assemblages combustibles standards**

### 3.3 Démonstration de la transmutation de l'Américium

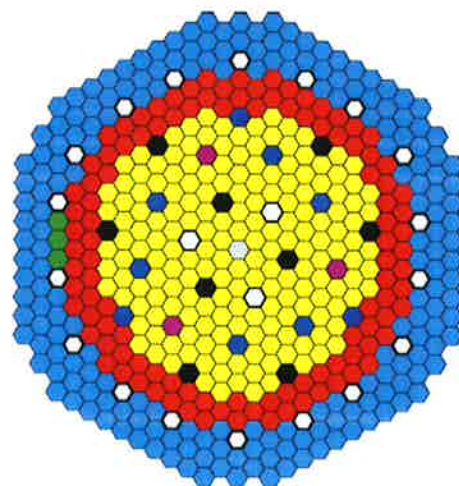
#### 3.3.1 Description des cas d'étude

Pour l'étude du potentiel de transmutation, deux configurations sont étudiées (Figure 11) :

- un assemblage chargé en cœur interne pour la transmutation homogène,
- trois assemblages CCAm chargés en première couronne de réflecteur pour la transmutation hétérogène.





Transmutation mode homogène



Transmutation mode hétérogène

Assemblages expérimentaux 

**Figure 11 : configuration expérimentale pour la transmutation**

	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADENDISNR4G DO 15 14/12/18  18/MGT000029 diffusé le : 14/12/18  Indice A
	<b>Document Technique DEN</b>	<b>24/36</b>

Dans le cas de la transmutation en mode homogène, le milieu fissile ( $\text{PuO}_2$ ,  $\text{UO}_2$ ) de l'assemblage expérimental est dopé en américium à hauteur de 2% at. en substitution de l'uranium. La teneur en plutonium est identique à celle des assemblages combustibles standards du cœur interne (23,76 % masse ML). Le temps de séjour de ces assemblages est le même que celui des assemblages combustibles standards, à savoir 1440 JEPP.

Les assemblages expérimentaux en support à la démonstration de transmutation en mode hétérogène sont des assemblages fertiles dopés à 10% at. en américium en substitution de l'uranium (CCAm). Le temps de séjours de ces assemblages est défini par l'atteinte du dommage maximale d'irradiation sur la gaine à savoir 110 dpa NRT Fe, ce qui correspond à 4320 JEPP.

Le vecteur isotopique de l'Am retenu est le suivant :  $^{241}\text{Am} = 80\%$  at ;  $^{243}\text{Am} = 20\%$  at.

### 3.3.2 Résultats

#### 3.3.2.1 Transmutation en mode homogène

Le Tableau 6 donne l'évolution du bilan matière des actinides durant la durée d'irradiation de l'assemblage expérimental. La masse d'américium décroît de 280 g.

L'assemblage combustible chargé à 2% en Am dans le cœur interne n'a quasiment aucun impact sur les performances du cœur (distribution de puissance, la gestion du cœur, ...) ainsi que sur l'efficacité du système absorbant pour la maîtrise de la réactivité et les paramètres globaux de sûreté du cœur.

Eléments	Début de vie (0 JEPP) (kg)				Fin de vie (1440 JEPP) (kg)				Bilan (kg)
	Couverture axiale inférieure	plaque fertile interne	Milieu fissile	Somme	Couverture axiale inférieure	plaque fertile interne	Milieu fissile	Somme	
Np	0.00	0.00	0.00	0.00	0.01	0.01	0.04	0.06	0.06
Pu	0.00	0.00	14.90	14.94	1.32	1.68	12.90	15.96	1.02
Am	0.00	0.00	1.17	1.17	0.00	0.00	0.89	0.89	-0.28
U	33.70	22.40	47.60	104.79	32.00	19.90	42.70	95.67	-9.12
Cm	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.14	0.14	0.14



**Tableau 6 : bilan massique (kg) Actinide pour l'assemblage chargé à 2% en Am**

#### 3.3.2.2 Transmutation en mode hétérogène

Le Tableau 7 montre une diminution notable de l'inventaire américium dans l'assemblage CCAm central (- 6,8 kg) accompagnée d'une production de 1,1 kg de curium, ainsi que de 130 g de Np, et 11,7 kg de Pu issus du support uranium du CCAm.

Les assemblages CCAm apportent de la réactivité au cœur au fur et à mesure de l'irradiation du fait du caractère surgénérateur de ces assemblages mais cet apport est suffisamment faible (quelques dizaines de pcm en fin d'irradiation) pour ne pas remettre en cause le contrôle de la réactivité du cœur par le système absorbant. Les assemblages combustibles voisins des CCAm voient leur puissance baisser par



	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADENDISNR4G DO 15 14/12/18  18MMGT000029 diffusé le: 14/12/18  Indice A
	<b>Document Technique DEN</b>	<b>25/36</b>

rapport à la configuration de référence du CFV, cet effet s'accroissant avec la durée d'irradiation des CCAm. Cet effet sur la distribution de puissance est suffisamment faible pour pouvoir être corrigé si besoin avec le système de pilotage du cœur.

Isotopes	Début de vie (0 JEPP) (kg)	Fin de vie (4320 JEPP) (kg)	Bilan (kg)
<b>Np</b>	0.00	0.13	0.13
<b>Pu</b>	0.00	11.70	11.70
<b>Am</b>	12.70	5.87	-6.83
<b>U</b>	112.00	99.60	-12.40
<b>Cm</b>	0.00	1.12	1.12

**Tableau 7 : bilan massique (kg) Actinide pour l'assemblage CCAm central**

Les études sur la fabrication dans le domaine de la transmutation en mode homogène ou hétérogène se sont poursuivies ces dernières années mais à un niveau très limité comparativement à celles réalisées avant 2015. Elles sont menées dans le cadre des programmes de recherche européens ou de collaborations internationales avec les USA, l'OCDE...

#### 4. Les installations en support



La fabrication des assemblages expérimentaux, comme pour la fabrication des assemblages combustibles nourriciers du réacteur, peut se décomposer en quatre étapes principales :

- obtention des poudres combustibles,
- fabrication des pastilles : pressage et frittage,
- constitution de l'aiguille combustible ; engainage, soudage des bouchons, mise en place du fil espaceur,
- montage de l'assemblage : formation du faisceau d'aiguilles et introduction dans le tube hexagonal.

Depuis l'arrêt des activités de fabrication du LEFCA (CEA Cadarache), seule l'installation Atalante (CEA) pourrait fabriquer, à une échelle laboratoire, des pastilles combustibles (U,Pu)O<sub>2</sub> à teneur élevée en plutonium et des pastilles avec des teneurs en américium pouvant aller jusqu'à 15%. Les activités correspondantes y ont en effet été transférées ; des pastilles et des mini-aiguilles pour les irradiations expérimentales MARIOS et DIAMINO<sup>6</sup> y ont été fabriquées. Le nombre de pastilles pouvant y être fabriquées n'est cependant pas compatible avec la réalisation d'un assemblage.

Aucune installation industrielle ou laboratoire en France n'est actuellement en capacité de réaliser ces quatre étapes et de fabriquer des assemblages expérimentaux contenant du plutonium provenant de combustibles MOX irradiés en REP, ou contenant de forte teneur en plutonium (> 30%), ou encore

<sup>6</sup> Irradiations expérimentales à effets séparés visant à caractériser le comportement de l'hélium lors de la transmutation de l'américium sur support UO<sub>2</sub> en fonction de la température et de la microstructure du matériau combustible

	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADENDISNR4G DO 15 14/12/18  18MMGT000029 diffusé le : 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  26/36

contenant du combustible avec de l'américium : (U,Pu,Am)O<sub>2</sub> pour le mode homogène (2% Am) ou (U,Am)O<sub>2</sub> pour le mode hétérogène (15% Am).

En cas de décision de réaliser un prototype ASTRID, un atelier de fabrication des assemblages nourriciers (appelé AFC) sera donc nécessaire. En fonction du scénario choisi et des possibilités des installations utilisées, les spécificités de la réalisation des assemblages expérimentaux présentés dans ce document seraient susceptibles ou non d'être intégrées dans l'AFC, techniquement et financièrement. Si ces installations ne correspondent pas aux spécificités de ces assemblages, des laboratoires ou installations spécifiques en France ou à l'étranger seront nécessaires.

#### 4.1 Fabrication de l'assemblage RNR avec du plutonium provenant de crayons MOX-REP

La fabrication d'un ou plusieurs assemblages RNR vise à consolider la démonstration du caractère recyclable du plutonium issu d'assemblages MOX REP irradiés. Le plutonium provenant de crayons MOX irradiés en REP présente une isotopie différente de celle du plutonium provenant de crayons UOX, avec une présence plus importante d'isotopes pairs. Ce point est illustré ci-dessous avec l'exemple du vecteur isotopique considéré dans le chapitre précédent, ou encore avec le vecteur Pu considéré (Tableau 8) dans les études de scénarios industriels (MOX en parité UOX, 46 GWj/tMLi)



%	<sup>238</sup> Pu	<sup>239</sup> Pu	<sup>240</sup> Pu	<sup>241</sup> Pu	<sup>242</sup> Pu
Pu ex UOX	1,8	63,9	24,3	4,7	5,2
Pu ex MOX	3,71	39,47	35,04	7,91	13,07

**Tableau 8 : isotopie du plutonium suivant sa provenance  
(crayons UOX ou MOX irradiés en REP)**

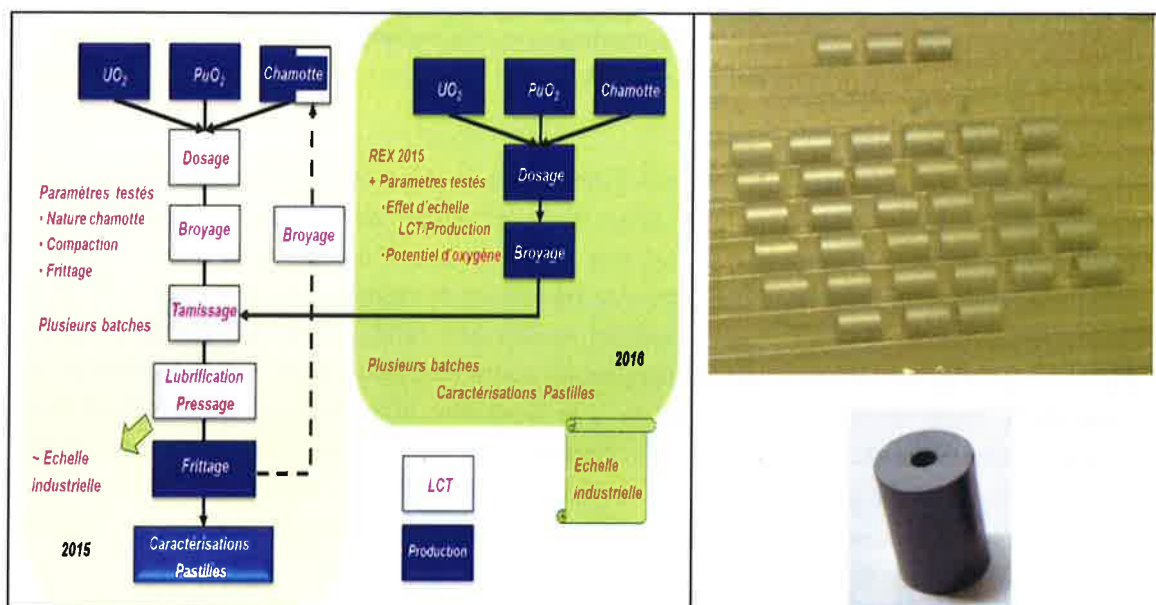
Les études préliminaires de l'avant-projet sommaire (APS) de l'AFC menées depuis 2012 par le CEA et Orano ont démontré que l'implantation de l'AFC était techniquement possible sur le site de Mélox (Orano) en profitant des installations et des équipements existants. Ces différents scénarios d'implantation tiennent compte d'une teneur en plutonium située entre 15 et 30% mais aussi des contraintes dues au vecteur isotopique du plutonium. Ces scénarios s'appuient sur les installations existantes pour la fabrication des pastilles et aiguilles mais requièrent aussi la construction d'un bâtiment complémentaire pour fabriquer les assemblages combustibles (enroulement du fil espaceur, montage du faisceau d'aiguilles et son introduction dans le tube hexagonal formant ainsi l'assemblage combustible) et les entreposer. Si l'un de ces scénarios était retenu pour la suite des études, il conviendra d'inclure dans le cahier des charges l'isotopie et les spécificités du plutonium issu des MOX irradiés.

La capacité de fabrication de pastilles MOX à une échelle pré-industrielle respectant les spécifications des combustibles RNR Na (géométrie annulaire, teneur en Pu, microstructure du matériau et





	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADENDISNR4G DO 15 14/12/18  18MMGT000029 diffusé le : 14/12/18  Indice A
	<b>Document Technique DEN</b>	<b>27/36</b>

homogénéité U-Pu, stœchiométrie oxygène...) a été démontrée ces dernières années en utilisant les équipements de la chaîne test de MELOX (LCT) puis des équipements de production de Mélox comme l'illustre la Figure 12 décrivant les deux campagnes de fabrications de pastilles MOX-RNR réalisées en 2015 et 2016. Plusieurs centaines de pastilles RNR avec du plutonium fourni par La Hague ont ainsi été fabriquées.



**Figure 12 : fabrication de pastilles MOX annulaires à Mélox à une échelle pré-industrielle**

Le plutonium issu du combustible UOX présente une teneur en  $^{238}\text{Pu}$  supérieure à celle du plutonium des combustibles Phénix ou Superphénix (1,8 % contre 0,3%). Les contraintes induites par l'isotopie du plutonium sur la thermique, le risque criticité et la radioprotection sont étudiées dans le cadre de ces scénarios. Les premières estimations faites par Orano prenant en compte la spécificité du plutonium issu des MOX-REP (voir tableau 8) montrent que la fabrication de pastilles combustibles avec du plutonium issu des MOX-REP serait possible sans remettre en cause les équipements et les protections radiologiques envisagés dans les scénarios de l'AFC impliquant l'usine Mélox. La principale conséquence de l'utilisation de ce plutonium pourrait être une réduction de la cadence de production des poudres et pastilles.

	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADENDISNR4G DO 15 14/12/18  18VVGST000029 diffusé le: 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  <b>28/36</b>

Les évaluations de cadence montrent que quelques assemblages pourraient être fabriqués dans l'AFC, de cinq à sept assemblages par an. Cette fabrication d'assemblages avec du plutonium issu des MOX-REP aurait des conséquences sur les cadences de production des assemblages nourriciers du réacteur ASTRID. Elle ne pourrait être entreprise qu'après la fabrication du premier cœur d'ASTRID, estimée à trois ans, et des assemblages nécessaires pour les plans de surveillance du cœur. Cette fabrication sera également tributaire du choix de gestion du cœur (fréquence de remplacement des assemblages). La fabrication des premiers assemblages expérimentaux avec du plutonium issu des MOX-REP ne pourrait intervenir qu'après la fabrication des deux premiers cœurs, soit pas avant cinq ans après la divergence du réacteur.



Un programme de R&D visant à fabriquer puis irradier dans un réacteur à neutrons rapides expérimental à l'étranger un tronçon d'aiguille RNR contenant du plutonium issu de combustible MOX irradié en REP a démarré en 2018 au CEA en partenariat avec EDF et Orano. Il permettra de tester au cours des prochaines années les différentes opérations de traitement du combustible MOX et de fabrication de combustibles et d'aiguilles RNR (dans l'installation Atalante) en y intégrant, en fonction de leur maturité, des procédés innovants en cours de développement. Cette irradiation correspond à la toute première étape de la feuille de route devant aboutir à la fabrication d'assemblages combustibles avec du plutonium venant des MOX-REP qui devraient constituer, à terme, le cœur interne du futur réacteur de démonstration. Au-delà des pastilles, Atalante devrait disposer d'ici quelques années des équipements et des boîtes à gants lui permettant de réaliser également quelques aiguilles par an (engainage, soudage...) pour des programmes expérimentaux d'irradiation.

#### 4.2 Fabrication de l'assemblage avec forte teneur en plutonium pour l'étude de la consommation accrue (CFV-CAPRA)

La teneur en plutonium des assemblages CAPRA (Consommation Accrue de Plutonium dans les Rapides) est comprise entre 35 et 45%. A terme, le combustible de ces assemblages devra pouvoir être fabriqué à partir de plutonium provenant de crayons UOX ou MOX irradiés en REP, ou des aiguilles des réacteurs à neutrons rapides présentant des isotopies différentes.

Deux assemblages combustibles Phénix avec des combustibles contenant du plutonium en forte teneur et présentant des isotopies intermédiaires entre le plutonium issu des réacteurs UNGG<sup>7</sup> utilisé dans les réacteurs Phénix et SuperPhénix et le plutonium provenant de crayons MOX irradiés en REP ont été fabriqués dans les années 1995-1996. La fabrication du combustible s'est heurtée à plusieurs problèmes liés à la mise en œuvre de mélanges de poudres à forte teneur en Pu et à son isotopie, et à la réalisation de pastilles annulaires. Ces difficultés ont été résolues par la mise en place d'une meilleure lubrification sur des petits lots de pastilles (2 kg), la réduction des intervalles de temps entre les différentes

<sup>7</sup> Réacteurs à Uranium Naturel Graphite Gaz.

	<p><b>DIFFUSION ORDINAIRE</b></p>	<p>CEA/DEN/DSN/R4G DO 15 14/12/18    18M/MGT000029  diffusé le : 14/12/18</p>
	<p><b>Document Technique DEN</b></p>	<p>Indice A  29/36</p>

opérations afin de limiter les effets de la thermolyse-radiolyse, à modifier les conditions de pressage et de frittage, et à renforcer les protections biologiques notamment au niveau des poudres.

Ces contraintes ont été prises en considération dans le programme de R&D mis en place au CEA à partir des années 2010 pour la fabrication des combustibles pour le réacteur ASTRID. Ainsi, l'augmentation des cadences de fabrication est étudiée et des études R&D spécifiques sur la lubrification du mélange de poudres et lors du pressage sont en cours afin d'obtenir un mélange (U, Pu) plus homogène. Ces études permettront dans les prochaines années, la fabrication à Atalante de pastilles MOX à teneur en plutonium supérieure à 30% pour le programme de R&D mis en place en 2018 et décrit dans le chapitre précédent. Ces pastilles gainées dans des mini-aiguilles fabriquées à Atalante (CEA), seront irradiées dans un réacteur à neutrons rapides expérimental comme par exemple Joyo (Japon) ou BOR60 (Russie).

Ces assemblages combustibles à forte teneur en Pu pourraient être fabriqués dans l'AFC tel qu'il est défini et étudié actuellement à condition que leur nombre reste limité à quelques unités, et sous réserve d'une adaptation des autorisations dans le cas où l'atelier serait installé dans les usines actuelles.



#### 4.3 Fabrication de l'assemblage de transmutation en mode homogène

Le procédé de fabrication de combustibles homogènes (U,Pu,Am)O<sub>2</sub> avec quelques pourcents d'américium (2 – 3%) a été mis au point en 2013 dans l'installation LEFCA du site CEA de Cadarache après des études débutées dans les années 1990 et ayant conduit à l'irradiation dans Phénix d'une expérience SUPERFACT qui a permis de tester en réacteur le concept de combustibles homogènes ainsi que le concept de couverture UO<sub>2</sub> chargées en Am (ci-dessous). Plusieurs combustibles ont été fabriqués et caractérisés selon un procédé reposant sur la métallurgie des poudres proche de celui employé pour la fabrication du MOX, à partir d'un mélange initial de poudres et en utilisant de l'américium fourni par INL (Idaho National Laboratory – DOE – USA).

#### 4.4 Fabrication de l'assemblage de transmutation en mode hétérogène (CCAm)

Les études menées sur la fabrication de pastilles (U,Am)O<sub>2</sub> avec une teneur en américium de l'ordre de 10 – 15% ont montré dès 2011 – 2012 qu'il fallait fritter les pastilles à partir d'une poudre (U,Am)O<sub>2</sub> plutôt que de poudres UO<sub>2</sub> et AmO<sub>2</sub> co-broyées (selon le principe appliqué pour la fabrication du MOX pour les réacteurs REP et RNR).

La synthèse d'oxydes mixtes d'uranium/américium élaborés par co-conversion oxalique de l'uranium et de l'américium, ou par fixation sur résines échangeuses d'ions, a ouvert en 2013 la voie vers des procédés de fabrication simplifiés et mieux adaptés à la fabrication de ces combustibles en chaîne blindée. Le procédé CRMP (Calcined Resin Microsphere Pelletizing) permet également de réduire le risque de dissémination de fines particules.

	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADEN/DISN/R4G DO 15 14/12/18  18M/MGT000029 diffusé le : 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  30/36

La fabrication de pastilles denses à microstructure et composition homogènes et de faible porosité ouverte a été démontrée. La fabrication de pastilles de microstructure "contrôlée" à porosité ouverte a été réalisée. Ces pastilles denses ou à microstructure contrôlée à porosité ouverte ont été irradiées dans les expériences MARIOS (réacteur expérimental HFR du JRC-IE), DIAMINO (réacteur expérimental Osiris du CEA) et MARINE (HFR), réalisées pour les dernières dans le cadre de projets européens comme Fairfuels ou Pelgrim. Les premiers résultats obtenus confirment le bon comportement des pastilles à microstructure contrôlée.

La fabrication d'un ou de plusieurs assemblages de transmutation mobilise des quantités d'actinides mineurs de l'ordre du kg et nécessite en ce sens une installation dédiée, avec manipulation des matières en chaîne blindée. Le laboratoire ATALANTE (exemple en figure 13) permet de fabriquer de l'ordre de quelques pastilles à quelques dizaines de pastilles chargées en actinides mineurs, compatibles avec l'échelle d'une aiguille expérimentale à irradier, mais pas au-delà.



**Figure 13 : Atalante : ligne de boîtes à Gants (BAG) du broyage au pressage**

La réalisation des deux dernières étapes décrites dans l'introduction de ce chapitre : constitution de l'aiguille et montage de l'assemblage, nécessite les mêmes opérations, qu'ils s'agissent d'assemblages nourriciers ou expérimentaux. Les seules contraintes sont dues à la nature du combustible considéré qui induira une radioprotection et une thermique différentes à prendre en compte du fait de la nature et de l'isotopie du combustible. Ces contraintes sont étudiées dans les différents scénarios d'implantation de l'Atelier de fabrication des cœurs (AFC) en raison de l'utilisation de Pu provenant de crayons irradiés UOX REP qui présente une isotopie très différente du plutonium des combustibles Phénix et SuperPhénix.

	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADENDISNR4G DO 15 14/12/18  18VIMGT000029 diffusé le : 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  <b>31/36</b>

Elles conduisent en particulier à devoir robotiser certaines opérations dont les opérations de montage de l'assemblage qui étaient réalisées "manuellement" pour les assemblages Phénix et Superphénix. Les études en cours sur la robotisation du montage à la verticale des aiguilles sur le pied de l'assemblage sont illustrées ci-dessous (Figure 14).





**Figure 14 : étude sur la robotisation du montage d'une aiguille sur le pied de l'assemblage**

La réalisation de ces assemblages nécessite également la fabrication de composants métalliques comme les gaines et les tubes hexagonaux, le pied de l'assemblage... Dans un premier temps, les mêmes composants et matériaux que pour les assemblages nourriciers seront utilisés : l'acier austénitique 15-15 Ti AIM1 pour le gainage et l'acier martensitique EM10 (9Cr-1Mo) pour le tube hexagonal et l'acier 316LN pour les autres pièces de l'assemblage. Egalement, pour les aiguilles forte teneur en Pu, d'autres matériaux sont nécessaires pour la constitution des aiguilles (voir chapitre 3.2.1) : les céramiques MgO et Dy<sub>2</sub>Hf<sub>2</sub>O<sub>7</sub>, et l'acier boré. Des études menées en collaboration avec les industriels du secteur ont démontré la faisabilité d'élaborer ces matériaux pour des applications nucléaires telles que les Protections Nucléaires Supérieures (PNS) des assemblages combustibles et les réflecteurs, en utilisant par exemple des nouvelles méthodes d'élaboration de matériaux comme le SPS (Spark Plasma Sintering) ou la fabrication additive.

Les développements réalisés dans le cadre des composants du réacteur seront appliqués et adaptés si besoin pour les pastilles / barreaux qui seront introduites dans ces aiguilles expérimentales, et pour les composants de l'assemblage.



	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADEN/DISNR4G DO 15 14/12/18  <small>18MMIGT00029</small> dRévisé : 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  <b>32/36</b>

#### 4.5 Synthèse du volet installation

La situation actuelle est résumée dans le Tableau 9. Elle tient compte des faisabilités techniques démontrées qui nécessiteront probablement des modifications des autorisations d'exploitation actuelles des installations Atalante ou Mélox. La production de combustible homogène ou avec des couvertures chargées en américium (CCAm) peut être envisagée dans le laboratoire Atalante à Marcoule à l'échelle de l'aiguille en vue de son irradiation.

	Pastilles	Aiguilles	Assemblages
Pu issu MOX	AFC Mélox Atalante	AFC Mélox Atalante	AFC Mélox
Forte teneur en Pu	Atalante	Atalante quelques aiguilles/an	AFC Mélox*
Mode homogène (UPuAm)O <sub>2</sub> - 2% Am	Atalante	Atalante quelques aiguilles/an	-
Mode hétérogène (UAm)O <sub>2</sub> - 10% Am	Atalante	Atalante ~1 aiguille ou tronçon d'aiguille/an	-

**Tableau 9 : capacité de fabrication des différents objets**

\* sous condition d'adaptation des autorisations et limiter à 28% Pu

## 5. Les transports des matières



Dans le cadre des études de scénarios de l'Atelier de Fabrication des Cœurs du réacteur ASTRID (AFC), des emballages ont été définis pour le transport des assemblages combustibles vierges et irradiés. Ces emballages pourront servir au transport des assemblages avec du plutonium provenant des MOX irradiés. Afin de respecter les critères de radioprotection, de thermique et de criticité, le nombre d'assemblages transporté pourrait être réduit.

## 6. Le retraitement des matières

Le traitement et le recyclage des combustibles usés font partie intégrante des programmes expérimentaux envisagés en lien avec le prototype de réacteur ASTRID.

Au regard des quantités de combustibles usés mises en œuvre (plusieurs dizaines de kilogrammes) pour la réalisation de ces programmes expérimentaux, une installation capable de traiter des quantités pondérales de plutonium est nécessaire. On rappelle que le traitement de combustibles rapides a fait l'objet de nombreuses campagnes à l'APM (Atelier Pilote de Marcoule). Les principales étapes sont les suivantes :




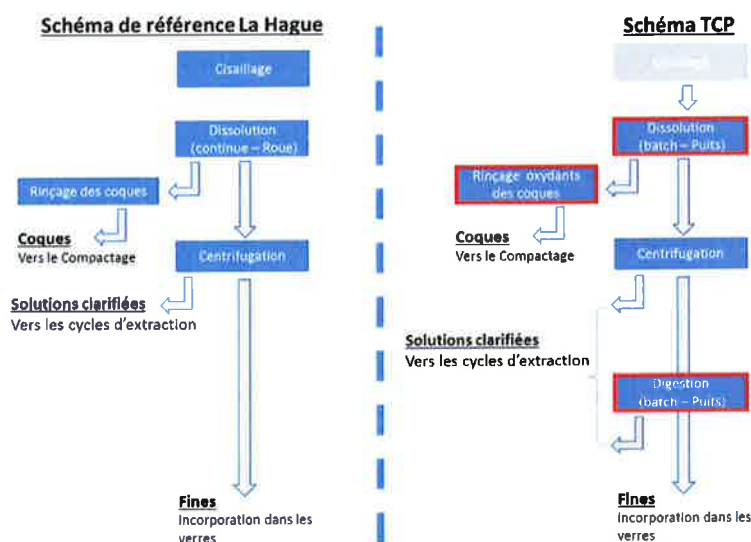
	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADENDISNR4G DO 15 14/12/18  18VIMGT000029 diffusé le : 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  <b>33/36</b>

- séparation des éléments de structure de l'assemblage pour accéder aux aiguilles,
- cisailage des aiguilles en tronçons de quelques centimètres pour accéder à proprement parler à la matière à recycler,
- introduction des tronçons de combustibles dans un dissolvant. L'oxyde d'uranium et de plutonium ainsi que les produits de fission sont mis en solution par une dissolution en milieu nitrique et à chaud. Une fraction minoritaire de plutonium est réfractaire à ce milieu d'attaque que ce soit en raison de la teneur même en plutonium des résidus solides (qui deviennent réfractaires à l'acide nitrique pour des valeurs de plutonium supérieures à 35-45%) ou que ce soit par l'alliage du plutonium avec les produits de fission de type platinoides (comme le ruthénium, le rhodium),
- séparation physique des tronçons de gaine irradiées, exempts de combustible et ayant subi une opération de rinçage,
- récupération des résidus par centrifugation pour un traitement complémentaire en vue d'une récupération quantitative du plutonium à l'instar du fonctionnement de l'usine actuelle de La Hague. Cette récupération poussée du plutonium doit faire appel comme il a été mentionné plus haut à une chimie différente de celle engagée au niveau de la dissolution primaire. Elle repose sur l'emploi d'un oxydant en milieu nitrique. Les potentiels d'oxydation atteints dans le milieu sont alors suffisants pour oxyder le plutonium à l'état solide et le faire passer en solution. Les travaux actuels du CEA consacrés à cette étape avec l'emploi d'un oxydant à base d'argent ( $Ag^{2+}$ ) conduisent à des taux de récupération très élevés (de l'ordre de 99,99%).

Cette approche en deux étapes (une dissolution en milieu nitrique suivie d'une digestion dans un milieu oxydant) est donc applicable à une très large gamme de combustibles plutonifères comme ceux pour le programme de la consommation accrue de Pu.

L'implantation d'un atelier industriel TCP (Traitement des Combustibles Particuliers) à La Hague sur l'atelier R1 de l'usine UP2-800 est étudié aujourd'hui (figure 15). Ce futur atelier reprend ces principes de récupération quantitative du plutonium pour traiter des combustibles pouvant présenter un certain niveau d'insolubilité.



	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADENDISNR4G DO 15 14/12/18  18MMGT000029 d'uséle : 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  <b>34/36</b>



**Figure 15 : schéma de l'atelier de référence La Hague et TCP (Traitement des Combustibles Particuliers)**

Pour soutenir ce projet industriel, l'opération de mise en solution totale du plutonium est actuellement étudiée de manière approfondie au CEA par le biais d'actions de R&D réalisées sur des combustibles irradiés représentatifs au sein du laboratoire ATALANTE. Après ces deux étapes de dissolution et de digestion ; le flux de plutonium peut alors être extrait par des procédés d'hydrométallurgie classique et éprouvés industriellement sur plusieurs milliers de tonnes de combustibles usés à la Hague. On notera que les teneurs élevées en plutonium pourront être gérées par dilution avec, par exemple, de l'uranium de retraitement (URT) de manière à retrouver des schémas de purification proches de ceux d'un combustible de type UO<sub>x</sub>, et fonctionner dans des ateliers peu différents de la conception actuelle de l'usine de la Hague. Cet atelier dimensionné pour traiter de l'ordre d'une dizaine de tonnes par an de combustibles irradiés au plutonium pourrait donc gérer le retraitement des combustibles associés au programme expérimental envisagé dans le réacteur ASTRID, à l'échelle d'un ou de plusieurs assemblages expérimentaux.

En revanche la récupération de l'américium pour la fabrication d'un ou de plusieurs assemblages combustibles aussi bien homogènes (2% Am) qu'hétérogènes (10% Am) liés à la transmutation des actinides mineurs nécessiterait la création d'un nouvel atelier consacré à cette opération de séparation sélective en présence éventuellement d'un ou deux actinides majeurs (i.e. uranium et plutonium) en fonction de l'option de transmutation. Les schémas d'extraction des actinides mineurs (DIAMEX-SANEX) ont été étudiés de manière intensive au CEA et validés scientifiquement sur des solutions réelles de combustibles avec une excellente récupération de près d'un gramme d'américium utilisable pour fabriquer des pastilles destinées à des expériences de transmutation. Ces procédés pourraient, sous

	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADEND/ISNR4G DO 15 14/12/18  18MVGST000029 diffusé le : 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  <b>35/36</b>

réserve d'améliorations et d'optimisations, être mis en œuvre dans une telle installation (une telle installation a été étudiée au niveau d'une esquisse au début des années 2010 – installation ALFA).

## 7. Conclusion

Ce document a présenté tout d'abord les différents programmes expérimentaux pouvant se dérouler dans le réacteur ASTRID en support à la démonstration à une échelle représentative des capacités des technologies de multi-recyclage du plutonium, de consommation accrue du plutonium et de transmutation de l'américium, et les conditions pour leur réalisation.



Le document a présenté aussi les installations en support à ce programme pour fabriquer, retraiter et transporter ces matières.

Il a notamment été montré comment le réacteur ASTRID pourrait être utilisé de manière expérimentale pour qualifier les différents combustibles envisagés dans ces études, à partir de la disponibilité des matières nucléaires dépendant des installations du cycle.

Les contraintes spécifiques liées à l'utilisation du Pu et des actinides mineurs, principalement l'américium, devront être introduites dans le cahier des charges des futures installations – usines de traitement – recyclage qui incluront la fabrication du combustible des réacteurs à neutrons rapides.

Concernant la fabrication du combustible il s'agira dans un premier temps d'approfondir les études (d'un niveau APS vers un niveau APD) avant d'envisager la construction de cet atelier afin de pouvoir réaliser les assemblages combustibles nourriciers et expérimentaux MOX qui seraient introduits dans le réacteur. Cet atelier devrait permettre de fabriquer quelques assemblages avec du Pu ex MOX quelques années après le démarrage du réacteur, avec une feuille de route permettant de faire croître ce pourcentage afin d'avoir à terme le cœur interne du réacteur (environ la moitié des assemblages) constitué uniquement d'assemblages avec du Pu ex MOX. Cet atelier devrait également permettre de fabriquer à terme quelques assemblages avec des teneurs en Pu supérieures à 30% afin d'accroître si besoin la consommation de plutonium.

A plus long terme, pour procéder à une fabrication d'aiguilles, d'un faisceau d'aiguilles voire d'un assemblage complet contenant de l'américium que ce soit dans le cadre de la transmutation en mode homogène et surtout en mode hétérogène avec des couvertures chargées en américium (10 – 15% Am), de nouvelles installations seront nécessaires pour assurer la séparation de l'américium et la fabrication des combustibles associés, allant jusqu'à la fabrication d'assemblages complets avec des couvertures chargées en américium.

	<b>DIFFUSION ORDINAIRE</b>	CEADENDISNR4G DO 15 14/12/18  18/MGT00029 diffusé le : 14/12/18
	<b>Document Technique DEN</b>	Indice A  36/36

## ANNEXES

Isotopes	Début de vie (0 JEPP) (kg)				Fin de vie (1440 JEPP) (kg)				Bilan (kg)
	Couverture axiale inférieure	plaque fertile interne	Milieu fissile	Somme	Couverture axiale inférieure	plaque fertile interne	Milieu fissile	Somme	
Np	0	0	0	0	0.007	0.012	0.029	0.048	0.048
Pu	0	0	15.624	15.624	1.20	1.56	14.06	16.820	1.196
Am	0	0	0.126	0.126	0	0	0.426	0.426	0.300
U	33.7	22.4	47.8	103.9	32.2	20.1	43.5	95.8	-8.1
Cm	0	0	0	0	0	0	0.061	0.061	0.061

**Tableau 10 : bilan massique (kg) en actinides pour l'assemblage central du pavé expérimental avec du plutonium provenant des MOX-REP**

Isotopes	Début de vie (0 JEPP) (kg)	Fin de vie (1440 JEPP) (kg)	Bilan (kg)
Np	0	0.011	0.011
Pu	15	11.5	-3.500
Am	0.121	0.44	0.319
U	17.6	15.4	-2.200
Cm	0	0.093	0.093

**Tableau 11 : bilan massique (kg) en actinides pour l'assemblage central du pavé expérimental CFV-CAPRA**

Isotopes	Début de vie (0 JEPP) (kg)				Fin de vie (1440 JEPP) (kg)				Bilan (kg)
	Couverture axiale inférieure	plaque fertile interne	Milieu fissile	Somme	Couverture axiale inférieure	plaque fertile interne	Milieu fissile	Somme	
Np	0	0	0	0	0.007	0.014	0.036	0.057	0.057
Pu	0	0	14.942	14.942	1.383	1.68	12.9	15.963	1.021
Am	0	0	1.169	1.169	0	0	0.887	0.887	-0.282
U	33.7	22.4	47.6	103.7	32.0	19.9	42.7	94.6	-9.122
Cm	0	0	0	0	0	0	0.142	0.142	0.142

**Tableau 12 : bilan massique (kg) en actinides pour l'assemblage chargé à 2% en Am**

Isotopes	Début de vie (0 JEPP) (kg)	Fin de vie (4320 JEPP) (kg)	Bilan (kg)
Np	0	0.131	0.131
Pu	0	11.700	11.700
Am	12.7	5.87	-6.830
U	112	99.6	-12.400
Cm	0	1.120	1.120

**Tableau 13 : bilan massique (kg) en actinides pour l'assemblage CCAm central**