

Combustibles pour réacteurs de recherche

Un retour d'expérience considérable

La conception des combustibles des réacteurs de recherche n'a pratiquement pas évolué depuis leur mise en service, au début des années 60. En effet, la très forte densité de puissance qui caractérise ces réacteurs, jusqu'à 1 500 kW/litre de cœur (HFIR, États-Unis), impose l'utilisation d'un combustible très divisé, sous forme de plaques minces d'environ 1 mm d'épaisseur, majoritairement constitué d'aluminium (pour sa bonne conductivité thermique). Le procédé industriel de référence (fig. 124) qui consiste à laminier simultanément un noyau de combustible ou âme fissile (mélange de poudres d'alliages d'uranium et d'aluminium) et le gainage (plaques en alliage d'aluminium) répond particulièrement bien à cet objectif. Ce procédé bénéficie d'un retour d'expérience considérable puisque la quasi-totalité des réacteurs expérimentaux utilise ce type de combustible. Il a été mis en œuvre à grande échelle par NUKEM en Allemagne, l'UKAEA en Grande-Bretagne, la CERCA en France et BABCOCK aux USA. Le combustible standard est alors à base de poudres d'UAI (ou UAIx) où l'uranium est enrichi à 93 % en U 235 – combustible HEU (*High Enriched Uranium*).

À la fin des années 70, les États-Unis ont décidé de ne plus exporter d'uranium très enrichi ($U\ 235 > 20\%$). Cette décision résulte de la recommandation du groupe de travail n° 8 de l'INFCE (*International Fuel Cycle Evaluation*) qui a fixé à 20 % la limite de l'enrichissement au-delà de laquelle l'uranium enrichi serait considéré comme proliférant [1]. Suite à cette évaluation, engagée par le président Carter en 1977, un programme de conversion des réacteurs de recherche au LEU* (*Low Enriched Uranium*) a été mis en œuvre. C'est en 1978 que le DOE Américain (*Department Of Energy*) a confié cette tâche à l'ANL (*Argonne National Laboratory*). Le programme « RERTR » (*Reduced Enrichment for Research and Test Reactors*) a commencé dès 1978, avec une forte implication du CEA qui a organisé la 2^e conférence à Saclay, en 1979.

Les évolutions de conception des combustibles des réacteurs de recherche, réalisées depuis 1980, résultent de la mise en application de ces directives. En particulier, il a fallu trouver de nouveaux alliages, plus chargés en uranium, pour compenser la perte sur l'enrichissement de l'uranium puis qualifier sous irradiation ces nouveaux produits. Cette question est toujours d'actualité et au cœur de la problématique du combustible pour le réacteur de recherche Jules Horowitz, futur instrument européen pour les expériences d'irradiation neutroniques, qui devrait diverger à Cadarache début 2014 [2].

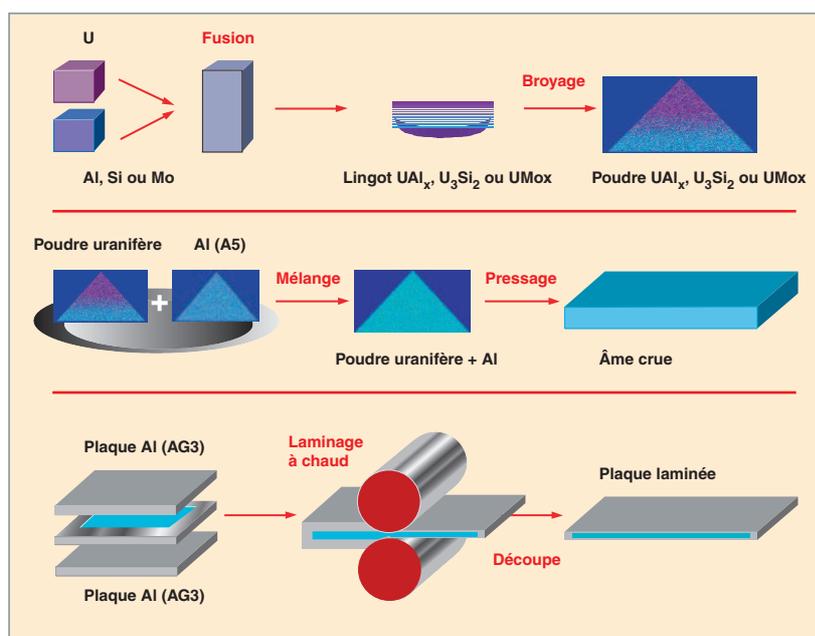


Fig. 124. Principe du procédé de fabrication de plaques combustibles par « colaminage ».

Conversion des réacteurs français au combustible U_3Si_2 faiblement enrichi ($\leq 20\%$ en U 235)

Le CEA a contribué activement à la qualification du combustible U_3Si_2 , notamment avec les irradiations de miniplaques dans le réacteur SILOE, puis de plaques à l'échelle 1 dans le dispositif IRIS, spécialement conçu pour mesurer précisément les variations d'épaisseur des plaques à chaque fin de cycle.

L'ensemble des données nécessaires à la conversion des réacteurs a été édité par l'autorité de sûreté américaine en

1988, sous la référence NUREG-1313 (U_3Si_2 qualifié pour une charge en uranium de 4,8 gU/cm³).

Les réacteurs à performances modérées

OSIRIS : Ce réacteur, qui utilisait depuis les années 70 un combustible Caramel (UO_2 enrichi à 7 % gainé Zircaloy), n'était pas formellement concerné par la conversion proprement dite au LEU des réacteurs expérimentaux. Toutefois, il a été jugé opportun d'utiliser le combustible U_3Si_2 qualifié au niveau mondial et fabriqué à grande échelle par AREVA-CERCA.

Le processus de conversion n'a pu commencer qu'en 1994 en raison des questions complémentaires posées par l'autorité de sûreté. Ainsi, des expériences spécifiques telles que EPSILON à SILOE ont été réalisées pour fournir des informations concernant le relâchement des produits de fission en situations accidentelles, et l'irradiation d'une plaque instrumentée a été menée pour pouvoir recalculer les résultats de calcul FLICA, code CEA de référence pour la thermohydraulique des éléments combustibles.

La conversion du réacteur OSIRIS a été réalisée progressivement, en remplaçant au fur et à mesure les combustibles Caramel usés par des combustibles U_3Si_2 .

Les réacteurs à performances élevées

ORPHÉE : les calculs réalisés ont montré que le passage du combustible $UAlx$ HEU (*High Enriched Uranium*) à des combustibles siliciures (LEU), plus denses, entraînerait une réduction importante de la durée de vie du cœur, de l'ordre d'un facteur 2, ainsi qu'un durcissement du spectre ayant pour conséquence une réduction de l'efficacité des systèmes d'arrêt d'urgence. Pour cette raison, il a été décidé de ne pas convertir le réacteur ORPHÉE.

RHF (Réacteur à Haut flux de Grenoble) : pour des raisons identiques, et parce que les calculs réalisés par ANL sur le RHF ont montré qu'il était nécessaire de disposer d'un combustible ayant une densité de 7,9 gU/cm³, la conversion du RHF a été repoussée à une date ultérieure.

Le HEU (93 %) nécessaire au fonctionnement de ces réacteurs est approvisionné en Russie depuis 1997.

Conversion de tous les réacteurs : des besoins de R&D pour les réacteurs à performances élevées

Les principaux réacteurs en service (ou en projet) concernés par la problématique de conversion au LEU et par le développement de nouveaux combustibles sont indiqués dans le tableau suivant. Il existe, en fait, 129 réacteurs dans le monde (au début 2007), utilisant du combustible HEU et inscrits dans un programme de reconversion.

Les réacteurs à performances modérées tels qu'OSIRIS, STUDSVIK et HFR récemment (mai 2006), ont été convertis au combustible LEU sans difficulté majeure.

Aujourd'hui, on peut faire le constat suivant :

- Les réacteurs à haut flux, en particulier le RHF, ORPHÉE, BR2, ATR, FRM2 et le RJH ne peuvent pas utiliser le combustible LEU U_3Si_2 à 4,8 gU/cm³, seul à être réellement qualifié, sans une baisse significative des performances de flux ou sans « surconsommation » de combustible ;
- le fait de continuer, indéfiniment, à ne pas appliquer les directives de réduction de l'enrichissement est considéré comme inacceptable au plan politique ;
- la question de la fin de cycle est devenue critique depuis que les États-Unis ont fait savoir, en 1996, qu'ils n'accepteraient

Les principaux réacteurs de recherche dans le monde			
Réacteurs	Pays	MW	Conversion au LEU qualifié à ce jour (E < 20 %)
OSIRIS	France	70	oui
ORPHÉE	France	14	non
RJH	France	100	(projet, nécessite la qualification d'un LEU haute densité)
RHF	France	57	non
FRM2	Allemagne	20	non (prévoit d'utiliser un enrichissement intermédiaire)
BR2	Belgique	100	non
HFR/PETTEN	Pays-Bas	45	oui
STUDSVIK	Suède	50	oui
MARIA	Pologne	30	Conversion partielle
ATR	États-Unis	250	non
HFIR	États-Unis	85	non
HANARO	Corée	30	oui
JMTR	Japon	50	oui
PIK	Russie	100	(projet, utilisera du HEU)
MIR	Russie	100	non
SM2	Russie	100	non
RSG-GAS	Indonésie	30	oui
ANSTO	Australie	20	(projet, utilisera du LEU)

plus de reprendre les combustibles étrangers hautement enrichis au-delà de 2006. Dès lors, il devient indispensable, pour les pays disposant de réacteurs expérimentaux, de trouver des solutions, notamment en optant pour un combustible facilement retraitable, alors que le combustible U_3Si_2 est réputé « difficilement retraitable ».

C'est dans ce nouveau contexte, apparu à la fin des années 90, qu'a été engagée, sous l'égide du DOE et d'ANL, une réflexion pour sélectionner et qualifier avant 2006 (cette échéance a été repoussée à 2010) un nouveau combustible répondant aux objectifs suivants :

- Une augmentation significative de la densité pour permettre la conversion de tous les réacteurs, y compris ceux du DOE ;
- une retraitabilité aisée du combustible.

C'est sur ces critères que l'UMo7-9 (alliage d'U et de Mo avec 7 à 9 % en poids de Mo) a été retenu comme étant le meilleur candidat. Il permet, en effet, un gain sur la charge en uranium d'environ 40 % et il a été reconnu comme facilement retraitable, à l'issue de l'étude de faisabilité réalisée par AREVA NC et le CEA.

La communauté internationale, notamment les États-Unis (ANL), le Canada, la France, la Russie, la Corée et l'Argentine, s'est organisée pour apporter sa contribution à la qualification de ce nouveau combustible.

En France, ces études se déroulent dans un cadre coopératif entre AREVA (plus particulièrement CERCA qui a le leadership de la fourniture des combustibles) et le CEA qui a pour projet de réaliser un grand réacteur d'essais : le réacteur Jules Horowitz (RJH). Les résultats des études sont partagés et analysés au niveau international, en particulier avec l'ANL. L'objectif du programme français de développement de l'UMo est de qualifier un combustible UMo ayant une densité jusqu'à 8 gU/cm^3 , de façon :

- à répondre aux exigences de flux des réacteurs dits « à performances élevées » et en premier lieu aux exigences du futur réacteur Jules Horowitz ;
- à pouvoir fournir aux exploitants qui ne disposent pas de solution de fin de cycle un combustible LEU de remplacement, facilement traitable, comme solution alternative au combustible U_3Si_2 .

Ce programme répond à tous les aspects du cycle du combustible : fabrication, comportement sous irradiation, développement des codes et validation du procédé de retraitement. Les développements et qualifications sont réalisés sur des plaques à l'échelle 1.

Un combustible « avancé » pour les réacteurs de recherche : l'UMo

Études réalisées au CEA sur l'UMo, entre 1999 et 2003.

Un accord pentapartite entre CEA, COGEMA, TECHNICA-TOME, FRAMATOME et CERCA a encadré ces études entre 1999 et 2003. Les principaux résultats de cette première phase sont résumés ci-après.

Le procédé de fabrication

Pour ses fabrications de combustible UMo, la CERCA met en œuvre son procédé dit « avancé » qui a été mis au point à l'occasion des fabrications de combustible U_3Si_2 avec des densités allant jusqu'à 6 gU/cm^3 . La fraction volumique occupée par les particules d'UMo se situe toujours aux alentours de 50 %, mais la porosité de la zone combustible dépend de la nature de la poudre UMo utilisée : cette porosité est supérieure à 10 % avec des poudres broyées et elle est inférieure à 2-3 % avec des poudres obtenues par le procédé d'atomisation¹⁸. La densité en uranium atteinte est légèrement supérieure à 8 gU/cm^3 . Le contrôle des plaques (radiographie X, ultrasons, micrographie) montre que les plaques sont conformes aux spécifications.

Dans une première étape, les poudres d'UMo ont été produites par le procédé standard de concassage/broyage (classiquement utilisé pour l' U_3Si_2). Mais la ductilité de l'UMo, alors que l' U_3Si_2 est fragile, rend cette étape fastidieuse et, en tout cas, rétrograde, sans développement spécifique, pour une production à l'échelle industrielle. Les premiers prototypes de l'étude ont été fabriqués ainsi (expériences IRIS-1 et UMUS, voir tableau ci-après). Pour les irradiations suivantes (FUTURE et IRIS 2), les plaques ont été fabriquées à partir de poudres atomisées. Le procédé d'atomisation est, en revanche, industrialisable.

Le programme d'irradiations

La qualification du combustible UMo passe par la démonstration de son bon comportement sous irradiation. Le programme d'irradiations sur des plaques à échelle 1 a compté 4 expériences durant la première phase d'études (1999-2003) [3], avec des températures de gainage en augmentation. Les conditions d'irradiation de ce programme sont rassemblées dans le tableau suivant et comparées en figure 125. Les expériences ont été conçues principalement pour déterminer l'effet des puissances spécifiques élevées (croissant de $\sim 140 \text{ W/cm}^2$ à $\sim 340 \text{ W/cm}^2$) sur le comportement sous irradiation du combustible particulière UMo/Al. L'objectif a été d'at-

18. Ce procédé consiste en l'atomisation d'UMo liquide sur un disque en rotation, puis une trempe rapide sous atmosphère d'argon. Les particules ainsi obtenues sont quasi sphériques. Le procédé d'atomisation est jugé comme le plus prometteur en termes de production industrielle

Bilan des expériences françaises menées dans le cadre pentapartite (1999-2003).				
Expériences	IRIS-1	UMUS	IRIS-2	FUTURE
Réacteur	OSIRIS (Fr)	HFR (NL)	OSIRIS (Fr)	BR2 (B)
Année	2000 - 2001	2000	2002	2003
Nombre de plaques à l'échelle 1	3	2/2	4	2
Type de poudre UMo	broyée	broyée	atomisée	atomisée
Enrichissement (% U 235)	19,75	19,75/35,00	19,75	19,75
Charge en uranium (gU/cm ³)	8,0	8,0	8,0	8,0
Porosité de fabrication (%)	11-13	11-13	1-2	1-2
Flux th.surf. max début de vie (W/cm ²)	140	175/250	240	340
Temp. max du gainage début de vie (°C)	75	90/110	100	130
Vitesse du réfrigérant (m/s)	9	8	9	12
Situation de l'essai	terminé	arrêt après rupture	arrêt prématuré	arrêt prématuré
Nombre de cycles d'irradiation	10	2	4	2
Durée totale (JEPP)	240	48	60	40
Taux de combustion moyen (% U 235) fin de vie	50	15	30	25
Taux de combustion max local (% U 235) fin de vie	67	20	40	33

teindre un taux de combustion (t_c) maximum local de 70 %¹⁹ dans chaque essai. D'une façon générale, quel que soit le mode de gestion des cœurs de réacteur, le taux de combustion maximal local en fin de vie n'excède pas 80 %.

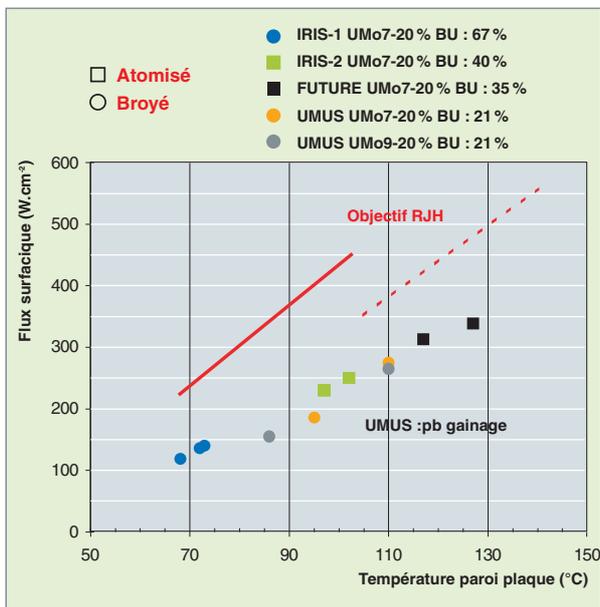


Fig.125. Évolution du flux surfacique, en fonction de la température extérieure de la gaine.

19. Le taux de combustion est exprimé ici en fraction d'atomes d'U 235 initiaux consommés. Le taux de combustion, en GW.j/t, vaut approximativement $[936.06 * ((0.8232\varepsilon + 0.0028)a + 0.031(1-\varepsilon)a^2)]$, avec a , le taux d'épuisement en U 235 et ε , l'enrichissement (entre 0 et 1). Des taux de combustion de 50 % ou de 70 %, d'un combustible enrichi à 20 % d'U 235, sont équivalents respectivement à ~ 84 et 120 GWj/t.

Dans OSIRIS, le dispositif IRIS (fig. 126) permet, à chaque fin de cycle, de mesurer l'épaisseur des plaques sur toute leur hauteur. Ainsi, les plaques IRIS-1 et IRIS-2 ont été mesurées le long de cinq profils axiaux et d'un profil transversal, au niveau du flux maximal. Pour les autres expériences, UMUS dans HFR et FUTURE dans BR2, des mesures ont été faites uniquement à la fin de l'irradiation. Un programme complet d'examen destructif est systématiquement réalisé en fin d'irradiation (micrographie optique, MEB, microsonde...).

La figure 127 donne l'augmentation, en microns, de l'épaisseur des plaques en fonction du taux de combustion. Dans le cas de l'irradiation IRIS1, l'ensemble des examens post-irradiatoires témoigne du très bon comportement des plaques de charges élevées en UMo7 et UMo9 broyées (8 gU/cm³), au

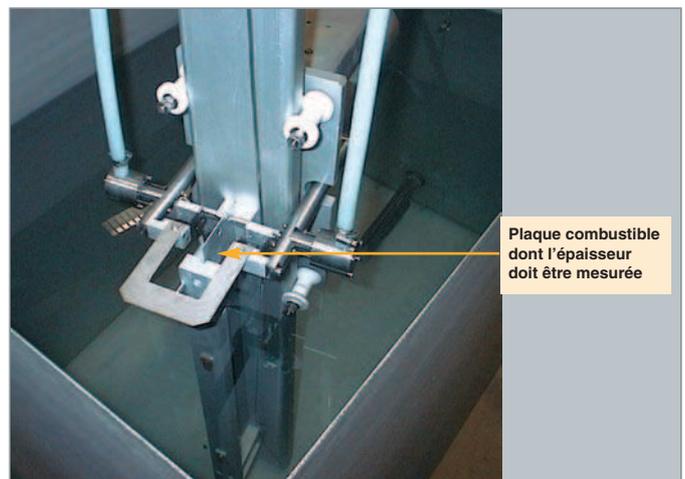


Fig. 126. Dispositif IRIS de mesure de l'épaisseur des plaques sur toute leur hauteur.

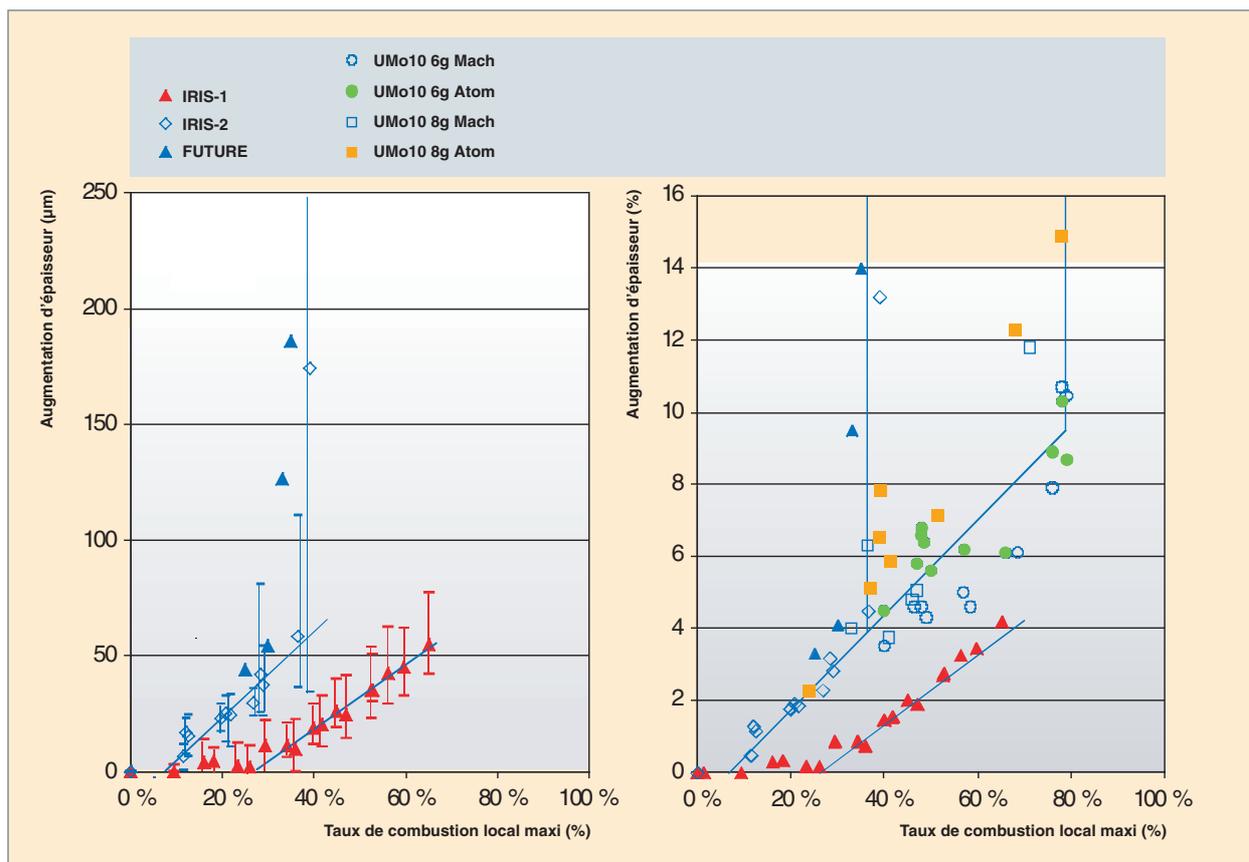


Fig. 127. Augmentation de l'épaisseur des plaques en fonction du taux de combustion a). Essais français, b). Essais intégrant les résultats de ANL.

gonflement modéré, jusqu'à un taux de combustion de 67 % (soit 240 jours équivalent pleine puissance). Aucune augmentation de l'épaisseur des plaques n'a été mesurée dans la gamme 0-25 % de tc, probablement en raison du taux de porosité de fabrication relativement élevé (~ 12 %). Pour des tc supérieurs, l'épaisseur des plaques varie linéairement, soit 1,4 microns (0,10 %) par pourcent de tc.

L'expérience, UMUS, réalisée dans HFR à PETTEN, a été arrêtée prématurément après deux cycles seulement, en raison d'une rupture des plaques enrichies à 35 %. Celle-ci était due à une oxydation excessive de la gaine et, en conséquence, à une surchauffe du combustible. Cette irradiation a montré que les conditions limites de fonctionnement de l'UMO étaient liées à l'épaisseur de la couche d'oxyde (boehmite).

Pour les deux irradiations les plus sollicitantes, IRIS2 et FUTURE, une augmentation anormale de l'épaisseur des plaques (fig. 127) a conduit à arrêter ces expériences, respectivement au bout de 4 cycles (tc max de 40 %) et 2 cycles (tc max de 33 %). À faible tc, l'augmentation de l'épaisseur des plaques varie linéairement (jusqu'à un taux de combustion de 35-40 %), de 1,8 microns (0,13 %) par pourcent de tc, soit ~ 30 % de plus que dans IRIS-1. Un cloquage (« *pillowing* »)

des plaques est ensuite observé au point chaud des plaques. Le taux de fission est de $\sim 4,8 \cdot 10^{14}$ f/cm³/s pour IRIS2 et $6,5 \cdot 10^{14}$ f/cm³/s pour FUTURE.

Les examens métallographiques effectués sur les deux types de combustibles, IRIS2 [4] et FUTURE [5] sont tout à fait comparables. L'origine du cloquage a été comprise, à ce jour, comme étant la concomitance de deux phénomènes :

1. La formation d'une interaction entre l'UMO et la matrice Al environnante (fig. 128), aux propriétés insatisfaisantes sous irradiation (propriétés thermomécaniques, rétention des gaz de fission...). En revanche, le bon comportement intrinsèque de l'UMO est confirmé ;
2. la formation d'une porosité lenticulaire à l'interface entre cette zone d'interaction et l'Al, où s'accumulent des produits de fission, essentiellement des gaz. Cette porosité coalesce jusqu'à former une cavité dommageable pour l'âme combustible (un déchirement). La pression des gaz y est certainement déterminante.

Des résultats comparables ont été obtenus par l'ANL sur des miniplaques irradiées dans ATR, notamment à haute température. Ces résultats ont conduit à revoir en profondeur le programme de qualification des combustibles UMo, tel qu'il avait

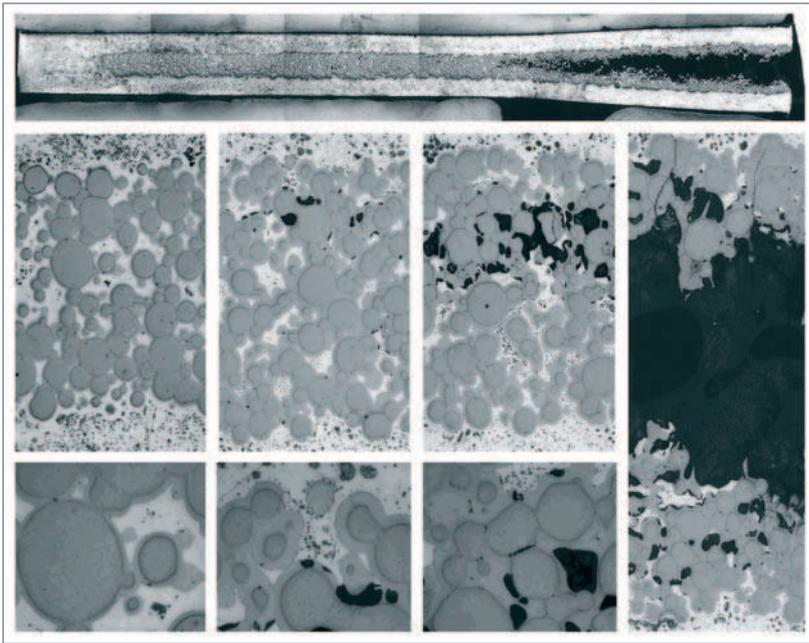


Fig. 128. Examens métallographiques réalisés au plan de flux maximal d'une plaque IRIS2 irradiée.

été prévu par les Français et les Américains, pour mettre à disposition des réacteurs un combustible traitable, malgré tout, avant l'échéance de 2010.

Code de calculs de comportement sous irradiation

Le CEA a développé l'application MAIA qui permet la simulation thermomécanique et physico-chimique, en conditions d'irradiation normales, incidentelles ou accidentelles, des plaques combustibles destinées aux réacteurs expérimentaux. Les phénomènes modélisés sont la thermique, la neutronique, la mécanique et la physico-chimie du combustible (oxydation externe du gainage, formation d'un composé d'interaction, formation des produits de fission). Le code est utilisé en soutien à l'interprétation des expériences ou à la vérification de certains critères de comportement du combustible en situations incidentelles/accidentelles.

Un programme d'acquisition de données expérimentales (propriétés thermiques et mécaniques) sur combustible avant irradiation et après irradiation permet de faire évoluer les lois et modèles à considérer, et de valider le code. Cette validation entre aussi dans le cadre d'un benchmark avec le code PLATE, développé par ANL. Les Argentins développent aussi leur propre code, PLACA.

Le code MAIA a évolué progressivement afin de mieux représenter les plaques de l'élément combustible RJH : plaque cintrée, nature des matériaux, évolution vers une modélisation 3D, afin de pouvoir prendre en compte les conditions aux limites, avec notamment l'effet mécanique des raidisseurs.

Le procédé de retraitement

AREVA NC a démontré la faisabilité du retraitement de l'UMo, dans le respect des règles établies au plan international pour ce qui concerne la spécification des verres. Les études et le développement se poursuivent, avec le soutien technique du CEA, pour confirmer et pour optimiser le procédé au niveau industriel. Des essais conduits à Atalante sur des plaques irradiées attestent de la retraitabilité des combustibles UMo [6].

Études réalisées au CEA sur l'UMo, depuis 2004

L'UMo en matrice Al pur, tel qu'envisagé initialement pour une qualification, a montré ses limites, lors de cette première phase du projet. Un programme de R&D (hors pile et en pile) a donc été mis en œuvre, visant à limiter et/ou à

modifier les propriétés de l'interaction qui se forme entre les particules UMo et la matrice d'aluminium.

Ainsi, le CEA travaille sur les quatre axes de recherche suivants, déclinés également sur la scène internationale :

- Modification de la matrice Al : ajout d'additifs (Si, Ti...), dispersion d'espèces pour piéger les gaz de fission...
- modification de la composition ou de la microstructure des particules UMo : alliages ternaires (avec Si, Zr, Nb), taille des grains, homogénéité du Mo...
- présence d'une barrière de diffusion à l'interface UMo/Al : revêtements, traitements thermochimiques...
- suppression totale de la matrice Al : concept monolithique.

La R&D mise en place [7] vise à sélectionner des concepts prometteurs et d'intérêt à tester sous irradiation. Des expériences en pile récentes ou en cours commencent à donner des résultats encourageants.

Parmi les remèdes testés, l'ajout de silicium dans l'Al, est la voie la plus largement étudiée. Deux nouvelles expériences françaises (voir tableau suivant) ont ainsi permis d'étudier son influence, dans IRIS3 (à base d'UMo atomisé) et IRIS-TUM²⁰ (à base d'UMo broyé). Le comportement des plaques en terme d'évolution d'épaisseur est comparé en figure 129.

20. Expérience réalisée pour le compte de TUM (Université technique de Munich).

Bilan (à mi-2007) des expériences françaises depuis 2004		
Expériences	IRIS-3	IRIS-TUM
Réacteur	OSIRIS (Fr)	OSIRIS (Fr)
Année	2005-2006	2006-2007
Nombre de plaques à l'échelle 1	4	4
Type de poudre UMo	atomisée	broyée
Enrichissement (% U 235)	19,75	49,5
Si contenu dans Al matrix (wt %)	0.3 ou 2.1	0 ou 2.1
Charge en uranium (gU/cm ³)	8,0	8,0
Porosité de fabrication (%)	1-2	8-9
Flux th.surf. max. début de vie (W/cm ²)	196	250-260
Temp. max du gainage début de vie (°C)	83	103
Vitesse du réfrigérant (m/s)	9	9
Situation de l'essai	terminé	terminé
Nombre de cycles d'irradiation	7	8
Durée totale (JEPP)	131	147
Taux de combustion moyen (% U 235) fin de vie	49	>56 (équivalent)
Taux de combustion max. local (% U 235) fin de vie	59	>74% (équivalent)

L'effet positif du Si est surtout avéré pour les combustibles fabriqués à partir de poudres atomisées (IRIS3), mais pour des quantités suffisantes en Si ($\geq 2\%$ en poids dans Al). Cet effet est moins manifeste lorsque le composé fissile est broyé. En effet, le comportement d'un tel combustible est satisfaisant, même en matrice Al pur, comme l'avait montré l'expérience IRIS1, mais confortée par l'expérience IRIS-TUM en conditions d'irradiation élevées (flux surfacique maximal de ~ 260 W/cm²).

Ces résultats motivent une autre voie prospectée lors des études hors pile et jugée comme étant prometteuse : la présence d'une couche oxyde à l'interface entre UMo/Al. Les poudres broyées sont, en effet, oxydées lors de l'opération mécanique de broyage. Ce paramètre pourrait agir favorablement sous irradiation en modifiant la cinétique et la nature de la phase d'interaction. Les examens post-irradiatoires à venir permettront d'avancer dans cette compréhension. Une nouvelle irradiation (IRIS4) testant cette solution oxyde est, par ailleurs, programmée pour fin 2007. Elle consiste à tester l'influence d'une couche oxyde périphérique, contrôlée (en épaisseur, nature...) formée par traitement thermochimique des particules d'UMo atomisées.

Enfin, le concept monolithique est une alternative au concept dispersé UMo/Al. Il met en œuvre un feuillard d'UMo gainé pour réduire les surfaces d'échanges UMo/Al (la gaine dans ce cas). Ce concept se heurte à des difficultés d'ordre technologique, notamment la fabrication du feuillard UMo et du gainage de l'ensemble. De nouveaux procédés de fabrication ont été développés depuis 2005 par AREVA-CERCA, soutenu par le CEA. L'irradiation de plaques d'UMo monolithique à l'échelle 1 devrait démarrer fin 2007, dans OSIRIS, avec l'expérience IRIS5. Jusque-là, seules des miniplaques (quelques centimètres carrés) ont été testées sous irradiation par ANL.

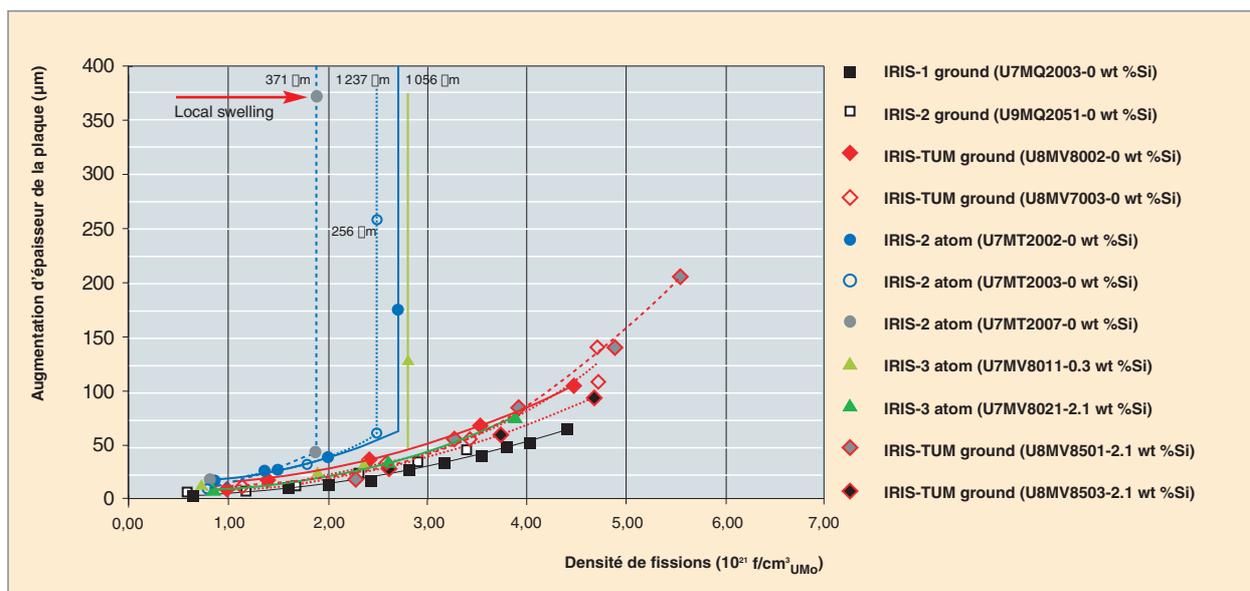


Fig. 129. Augmentation comparée de l'épaisseur des plaques testant ou non des remèdes au combustible dispersé [8].

Le combustible pour le démarrage du réacteur Jules Horowitz (RJH) restera l' U_3Si_2/Al

L'évolution des combustibles des réacteurs de recherche résulte, pour l'essentiel, de la mise en application des directives en matière de non-prolifération. Pour les réacteurs de puissance modérée tels qu'OSIRIS, il a été possible d'utiliser le combustible U_3Si_2 qualifié dans un cadre international. Pour les réacteurs à performances élevées, il est nécessaire d'augmenter significativement la densité du combustible (aux alentours de 8 gU/cm³). L'alliage d'UMo est, à ce jour, le meilleur candidat, pour ses qualités intrinsèques indéniables telles que sa densité, sa retraitabilité, son aptitude à la rétention des produits de fission. Il apparaît donc comme le combustible d'avenir, à la fois pour répondre aux exigences des réacteurs performants et pour assurer une fin de cycle industrielle à l'ensemble des réacteurs qui opéreront pour cette solution.

Cependant, la maturité de l'UMo n'est pas suffisante pour assurer le démarrage du RJH, dans un objectif de divergence en 2014. Aussi, le projet RJH, entré en phase de développement en 2006, a-t-il fait le choix [2] de retenir comme combustible de démarrage l' U_3Si_2 (dispersé en matrice Al), déjà largement utilisé dans de nombreux réacteurs (OSIRIS, HFR, JMTR,...). Sa bonne tenue doit être démontrée dans les conditions spécifiques au RJH. La charge en uranium et l'enrichissement retenus sont respectivement de 4,8 g/cm³ (densité qualifiée dans le NUREG) et de 27 % d'U 235 (en compensation de la baisse de densité). Un programme de qualification en conditions normales RJH, ainsi qu'un programme de justification en conditions incidentelles et accidentelles, ont été lancés. La première expérience du programme de qualification a été réalisée, avec succès, à la température de point chaud du RJH (140 °C), expérience SHARE dans BR2. La construction d'une boucle hydraulique dans BR2 est également en cours (boucle EVITA) pour des tests prévus entre 2008 et 2010.

► Références

- [1] A. GLASER, « *About the Enrichment Limit for Research Reactor Conversion : why 20 %* », 27th International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR), Boston, Massachusetts, November 6-10, 2005.
- [2] D. IRACANE, « *JHR project status* », 11th International Topical Meeting on Research Reactor Fuel Management (RRFM) and Meeting of the International Group on Reactor Research (IGORR), Lyon, France, 11-15 March 2007.
- [3] J.-M. HAMY, P. LEMOINE, F. HUET, C. JAROUSSE, J.-L. EMIN « *The French UMo group contribution to new LEU fuel development* », 9th International Topical Meeting on Research Reactor Fuel Management (RRFM), Budapest, Hongrie, 10-13 April 2005.
- [4] F. HUET, J. NOIROT, V. MARELLE, S. DUBOIS, P. BOULCOURT, P. SACRISTAN, S. NAURY, P. LEMOINE, « *Post-irradiation examinations on UMo full sized plates – IRIS2 experiment* », 9th International Topical Meeting on Research Reactor Fuel Management (RRFM), Budapest, Hongrie, 10-13 April 2005.
- [5] A. LEENAERS, S. VAN DEN BERGHE, E. KOONEN, C. JAROUSSE, F. HUET, M. TROTABAS, M. BOYARD, S. GUILLOT, L. SANNEN A, M. VERWERFT, « *Post-irradiation examination of uranium-7 wt% molybdenum atomized dispersion fuel* », Journal of Nuclear Materials 335 (2004), 39-47.
- [6] N. HERLET, G. FERLAY, J.-P. DANCAUSSE, A. JUVENELLE, « *Reprocessing U-Mo spent fuels : dissolution experiments on non-irradiated and irradiated materials* », 9th International Topical Meeting on Research Reactor Fuel Management (RRFM), Budapest, Hongrie, 10-13 April 2005.
- [7] S. DUBOIS, F. MAZAUDIER, J.P. PIRON, P. MARTIN, J.C. DUMAS, F. HUET, H. NOËL, O. TOUGAIT, P. LEMOINE, C. JAROUSSE, « *Out of pile French research Program on the UMo/Al system: First results* », 9th International Topical Meeting on Research Reactor Fuel Management (RRFM), Budapest, Hongrie, 10-13 April 2005.
- [8] S. DUBOIS, J. NOIROT, J.-M. GATT, M. RIPERT, P. LEMOINE, P. BOULCOURT, « *Comprehensive overview on IRIS program: irradiation tests and PIE on high density UMo/Al dispersion fuel* », 11th International Topical Meeting on Research Reactor Fuel Management (RRFM) and Meeting of the International Group on Reactor Research (IGORR), Lyon, France, 11-15 March 2007.

Alain BALLAGNY, Patrick LEMOINE,
Direction de la simulation et des outils expérimentaux
et Sylvie DUBOIS,
Département d'études des combustibles