

LE REACTEUR A SELS FONDUS MSFR

11.1 INTRODUCTION

Le concept de réacteur à sel fondu (RSF) a été imaginé au début des années 1950 à l'Oak Ridge National Laboratory (ORNL) au Tennessee. Il s'agissait de concevoir des réacteurs dont le combustible serait liquide et, de ce fait, servirait aussi bien de combustible que de caloporteur. L'intérêt premier de ce concept est de pouvoir ajuster en continu la composition du sel combustible et donc de ne pas demander l'introduction d'une réserve de réactivité pour assurer son fonctionnement dans le temps. Par ailleurs, il est possible d'atteindre de très hautes températures et de très fortes densités de puissance sans pression interne importante et donc, sans contraintes insupportables par les éléments de structure. Le premier RSF expérimental était issu d'un programme militaire américain sur la propulsion des avions qui a conduit à l'Aircraft Reactor Experiment (ARE) [1] en 1954. Ce réacteur de 2,5 MWth a fonctionné de manière satisfaisante durant une centaine d'heures. La poursuite de ces travaux a mené à la mise en service du Molten Salt Reactor Experiment (MSRE) [2] de 8 MWth. Ce réacteur basé sur un sel fluorure de lithium, de béryllium et de zirconium a fonctionné avec de l'uranium enrichi à 30% de 1965 à 1968, puis à l' ^{233}U de 1968 à 1969 et enfin au plutonium en 1969. Le succès de ce réacteur a justifié l'étude d'un réacteur surgénérateur de puissance à support thorium et associé à une unité de retraitement pour extraire les produits de fission en ligne : le Molten Salt Breeder Reactor (MSBR) [3,4]. Alors que le concept semblait prometteur, les études sont définitivement arrêtées en 1976.

Dès 1997, le CNRS s'intéresse à ce type de réacteurs, mais c'est à partir de 1999 que des études plus complètes sont menées pour réévaluer le MSBR dans le but de proposer un réacteur critique basé sur le cycle thorium pour la production d'énergie [5,6]. Cette réévaluation conduit à, au moins, deux résultats importants remettant en cause le concept MSBR : d'une part le coefficient de température s'avère être globalement positif, ce qui rend le réacteur intrinsèquement instable, et, d'autre part, l'unité de retraitement apparaît comme incertaine du point de vue de son fonctionnement et probablement trop imposante pour assurer une rentabilité économique. Au vu de ces constatations, nous avons entrepris une étude systématique des RSF dans le but de résoudre les difficultés rencontrées et d'optimiser le comportement du réacteur dans le cadre d'un déploiement mondial de la filière thorium [7,8,9]. Ce travail est basé sur le couplage du code de transport de neutrons MCNP [10] avec le code d'évolution des matériaux REM [5,7] développé au CNRS. Le premier code calcule le flux de neutrons et les taux de réaction dans les cellules composant le réacteur, tandis que le second code résout les équations de Bateman

afin d'évaluer l'évolution de la composition des matériaux dans les cellules. Ces calculs prennent en compte des paramètres d'entrée comme la puissance générée, le niveau de criticité ou la chimie, en ajustant régulièrement le flux de neutrons et la composition des matériaux. Nos simulations reposent sur une description précise de la géométrie du cœur et prennent en considération plusieurs centaines d'isotopes avec leurs interactions et leurs désintégrations radioactives. Tout ceci permet une interprétation minutieuse et approfondie des résultats obtenus.

11.2 DESCRIPTION DU MSFR

11.2.1 La géométrie

Le concept général de réacteur pris comme référence dans cet article, est un réacteur de $2500 \text{ MW}_{\text{th}}$ basé sur le cycle du combustible $^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$. Sa température moyenne de fonctionnement est de 630°C ($\pm 50^\circ\text{C}$ typiquement pour les limites maximale et minimale), ce qui correspond à un rendement thermodynamique d'un peu plus de 40%. Ce réacteur non modéré, baptisé initialement TMSR-NM [11-16] pour "Thorium Molten Salt Reactor -non moderated", a pris sa dénomination finale de MSFR pour "Molten salt Fast Reactor", à partir de 2009. Le principe de son design est illustré en figure 11.1-a et b, avec une vue schématique globale et la vue d'une structure, déjà un peu plus élaborée, proposée dans le cadre d'une simulation thermohydraulique [17]. Le cœur est un simple canal ortho-cylindrique de diamètre interne égal à sa hauteur (plus précisément, dans nos simulations, 2,60 m de hauteur et 1,25 m de rayon), dans lequel les réactions nucléaires ont lieu dans le sel en mouvement ascendant. Deux tiers du sel combustible sont localisés dans le cœur, le tiers restant circulant hors du cœur dans les tuyauteries, les pompes et les échangeurs de chaleur. Les structures externes au cœur et les échangeurs de chaleur sont protégés des radiations par les réflecteurs, conçus pour absorber plus de 80 % des fuites de neutrons. Les réflecteurs axiaux de 80 cm d'épaisseur sont massifs, composés d'un alliage spécial à base de nickel [18]. Le réflecteur radial, lui, est de nature différente et, bien que constitué d'une structure métallique du même alliage, il consiste en une "couverture fertile" entourant le cœur, de sel binaire ^7LiF -28 % ThF_4 , statique. Cette couverture, complétée par une couche de B_4C de 10 cm située en face externe, protège les structures extérieures des effets d'irradiation tout en améliorant la régénération. Au cours du fonctionnement du réacteur, de l'uranium est produit dans le sel de la couverture par capture neutronique sur le thorium.

Le sel combustible est, lui, composé de fluorure de lithium enrichi en ^7Li (99,995%) et de noyaux lourds, initialement du thorium et un élément fissile (^{233}U , ^{235}U ou Pu). La proportion de noyaux lourds dans le sel primaire est un des paramètres principaux modifiant le comportement du réacteur. Nous avons considéré ici le sel binaire LiF-XF_4 contenant 22,5 % molaire de noyaux lourds (X). Le spectre neutronique correspondant à cette composition de sel est représenté figure 11.2, en comparaison avec ceux d'un réacteur à eau pressurisée ou d'un réacteur à neutrons rapides à caloporteur sodium. Il apparaît que la configuration du MSFR calculée est bien celle d'un réacteur à spectre rapide.

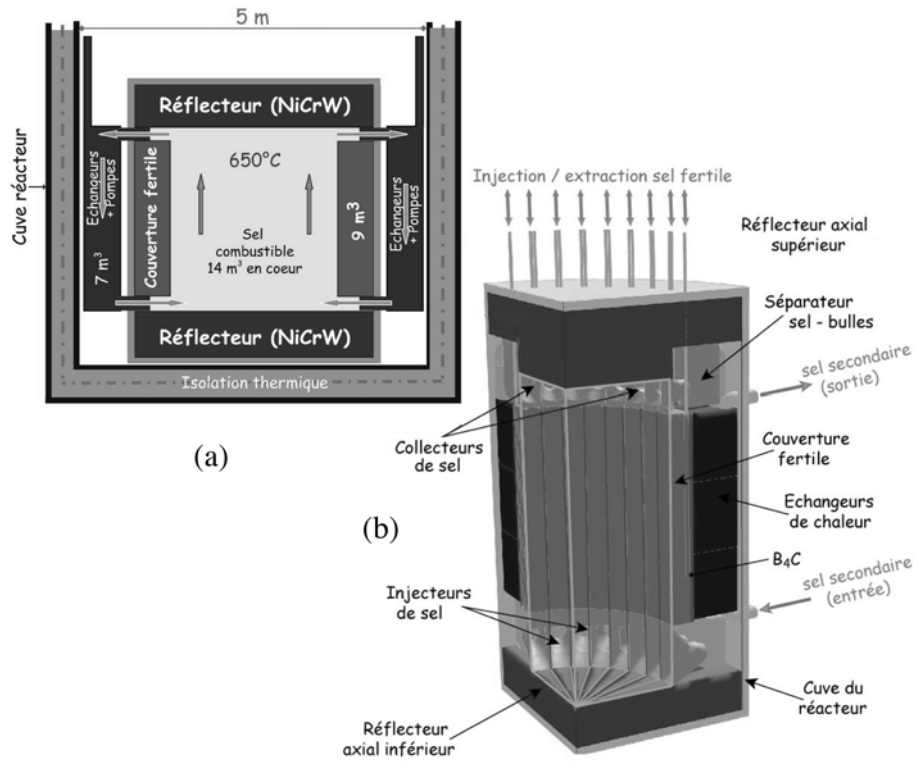


Fig. 11.1 Description schématique du cœur du réacteur MSFR : (a) coupe verticale du cœur sans modérateur ; (b) représentation d'un quart du cœur issue d'une simulation thermohydraulique préliminaire [17].

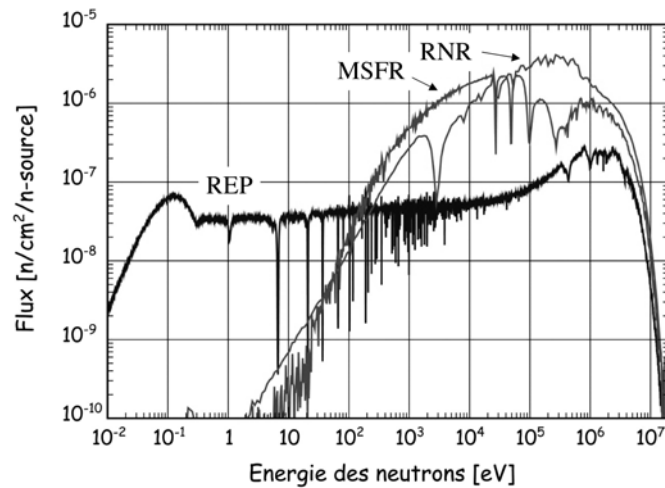


Fig. 11.2 Spectres neutroniques rapides du MSFR et d'un réacteur à neutrons rapides (RNR) comparés au spectre thermalisé d'un réacteur à eau pressurisée (REP) .

11.2.2 L'unité de retraitement

Le sel combustible doit être nettoyé régulièrement et sa composition contrôlée pour assurer le bon fonctionnement du réacteur. Les produits de fission non solubles dans le sel, comme les gaz et les métaux non oxydés par le fluor, sont extraits par un balayage d'hélium dans le cœur, visible sur la partie haute du synoptique de la figure 11.3. Cette extraction est utile pour éviter une accumulation incontrôlée de ces produits dans des zones critiques du réacteur (échangeurs thermiques, pompes, canalisations). L'influence neutronique de cette accumulation n'étant que secondaire, ce sont les risques de colmatage ou de corrosion-érosion qui sont visés ici. Le débit maximum envisagé est de 50 litres d'hélium par seconde. La première opération consiste à laisser décroître les isotopes de très courte période et, plus particulièrement, les isotopes gazeux, pendant une heure environ, tout en piégeant les particules solides d'éléments nobles ou descendant des gaz (rubidium pour les kryptons et césiums pour les xénons). Les isotopes de plus de 4 secondes de période à prendre en compte pour les gaz sont listés dans le tableau 11.1. Les gaz subsistant après cette heure de décroissance sont ensuite retenus dans des charbons actifs pendant plusieurs mois avant d'être conditionnés pour les kryptons et le tritium ou rejetés pour les xénons.

Pour assurer la régénération du réacteur sur le long terme, il faut retirer les produits de fission solubles dans le sel. Ceci est réalisé par retraitement effectué sur une quantité de sel donnée, prélevée dans le circuit du réacteur, 10 à 100 litres de sel par jour selon les performances attendues. Le schéma de ce retraitement, "hors ligne" donc, est présenté en figure 11.3. Dans un premier temps, une fluoration de l'ensemble du sel prélevé est réalisée pour extraire 99 % des uranium et neptunium ainsi que 90 % du plutonium. Le traitement ultérieur est effectué sur le principe des échanges entre les phases salines et des phases liquides métalliques (cf. chap. 12). Deux boucles d'échanges avec, chacune, une extraction puis une dés-extraction (échange sel-métal, puis métal-sel) sont proposées. Elles utilisent toutes les deux du bismuth liquide. Les actinides restant après la première étape de fluoration, sont récupérés, à l'exception du thorium, dans la première boucle. Ils sont alors réintroduits dans le sel "propre" revenant de la seconde boucle par dés-extraction depuis le bismuth. Ce sel récupère, ensuite, les actinides extraits lors de la première étape de fluoration avant d'être réinjecté dans le cœur. Le sel résultant de la partie "extraction" de la première boucle passe ensuite dans la seconde boucle. Celle-ci utilise des chlorures pour sa partie "dés-extraction", ce qui a pour effet de bloquer le passage du thorium et du protactinium grâce à des coefficients de partage favorables. Finalement, les lanthanides qui ont, seuls, transité dans le chlorure, sont oxydés par bullage à pression partielle d'oxygène contrôlée pour être ensuite traités comme les lanthanides provenant des combustibles solides des réacteurs actuels.

De même que le sel combustible, le sel de la couverture doit aussi être retraité, essentiellement pour rendre disponible l'uranium produit au fil du temps. Après une fluoration de ce sel, une très faible partie est envoyée vers la boucle d'extraction-dés-extraction des lanthanides. Une étape intermédiaire d'extraction des actinides est inutile du fait des très faibles quantités présentes à l'exception du protactinium qui ne passe pas dans les chlorures comme indiqué précédemment.

11.3 BOUCLES D'EXTRACTION - DESEXTRACTION

Le fonctionnement de la première boucle doit conduire à l'extraction sélective des actinides d'un sel contenant aussi des lanthanides. Ceci peut se faire (cf. chap. 12) par contact entre le sel fondu et du bismuth liquide, dans lequel est ajouté un élément réducteur, dans le cas du réacteur à sels fondus, ce réducteur sera du thorium métallique, pour des raisons évidentes de bilan de masse et de non-pollution du sel par un autre élément n'appartenant pas au système. La récupération ("dés extraction") des actinides réduits dissous dans le bismuth se fait par réoxydation électrochimique lors de la mise en contact entre le bismuth et le sel combustible "propre" revenant de la seconde boucle.

La figure 11.4 présente le détail des échanges avec les différentes constantes et variables associées. Dans la première boucle, l'extraction sel "usagé" - bismuth est caractérisée par un coefficient de partage D_{M1} à l'équilibre thermodynamique (cf. chap. 12). A la dés extraction bismuth - sel "propre" qui se fait par une réduction, non plus chimique, mais électrochimique, on peut de même associer, bien que le mécanisme d'échange mis en jeu soit différent, un coefficient de partage D_{M2} . Dans la seconde boucle, le sel entrant, déjà libéré de ses actinides "envoie" ses lanthanides vers la phase métallique via une réaction de réduction chimique représentée par un coefficient de partage $D_{M1'}$. La partie dés extraction de cette boucle (nettoyage des lanthanides dissous dans le bismuth) via un contact bismuth/chlorure se fait avec un coefficient d'échange $D_{M2'}$.

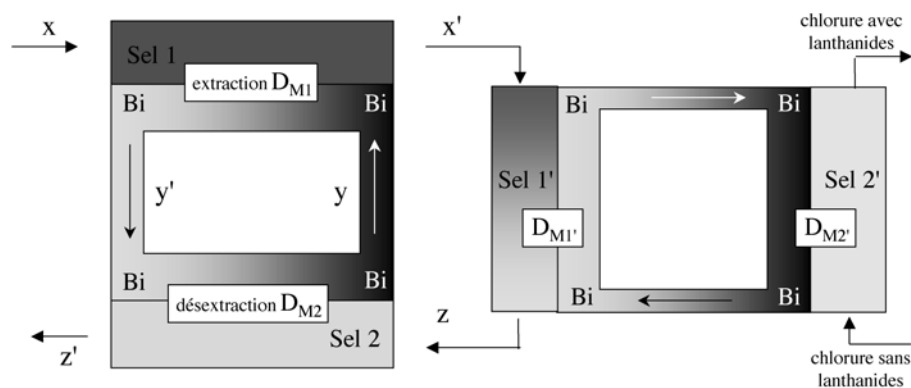


Fig. 11.4 Schéma de principe des deux boucles d'extraction-dés extraction.

Chacune de ces boucles a un fonctionnement itératif qui peut être décrit de la manière suivante, pour chaque espèce en solution. Après un grand nombre de passages, l'état stationnaire atteint comporte y atomes métalliques en solution dans le bismuth. Au passage suivant on amène x atomes dans le sel 1 dont une partie va passer dans la phase métallique. A l'équilibre thermodynamique, il reste x' atomes dans le sel et il y a maintenant y' atomes dans le métal en contact, ces nombres d'atomes respectant les relations :

$$y' = x + y - x' \quad \text{et} \quad y' = \frac{N_M}{N_S} x' D_{M1} \quad (11.1)$$

où N_{S1} et N_M sont respectivement le nombre de moles de sel 1 et le nombre de moles de bismuth, mis en jeu dans le processus d'échange. Suite à la dés extraction, z' - z atomes sont passés dans le deuxième sel qui en contenait z avant le contact et il reste y atomes dans le bismuth puisqu'on s'est placé dans un état stationnaire. Si N_{S2} est le nombre de moles du sel 2 on a :

$$z' = y' + z - y \quad \text{et} \quad y = \frac{N_M}{N_{S2}} z' D_{M2} \quad (11.2)$$

Le regroupement des équations données en (11.1) et (11.2) fournit deux expressions pour y' , qui conduisent aux expressions (11.4), si on pose les simplifications d'écriture proposées en (11.3) :

$$\alpha_1 = \frac{\frac{N_M}{N_{S1}} D_{M1}}{1 + \frac{N_M}{N_{S1}} D_{M1}} \quad \alpha_2 = \frac{\frac{N_M}{N_{S2}} D_{M2}}{1 + \frac{N_M}{N_{S2}} D_{M2}} \quad (11.3)$$

$$y = x \frac{\alpha_1 \alpha_2}{1 - \alpha_1 \alpha_2} \left(1 + \alpha_2 \frac{z}{x} \right) \quad x' = x \frac{1 - \alpha_1}{1 - \alpha_1 \alpha_2} \left(1 + \alpha_2 \frac{z}{x} \right) \quad (11.4)$$

De même, pour la seconde boucle, avec ses propres coefficients $D_{M1'}$ et $D_{M2'}$. $D_{M2'}$ n'a rien à voir avec D_{M2} puisqu'on est dans un cas en fluorure et en chlorure dans l'autre, en revanche $D_{M1'}$ peut être considéré comme très proche de D_{M1} .

Passons à une application numérique qui permettra de donner une idée des ordres de grandeur. Les valeurs des coefficients de partage utilisés pour les solvants fluorure et chlorure sont tirés des références [19,20,21] et sont illustrées pour 600°C par les droites des figures 11.5-a et -b, respectivement.

Dans la première boucle, la fraction molaire de thorium dissous est fixée à une faible valeur par la saturation (environ 0,002 à 600°C), alors que la fraction de fluorure de thorium dans le sel provenant de la fluoration est de 0,187. On en déduit que le coefficient de partage $D_{M1} = D_{Th}$, imposé, est de 0,0107. Dans ces conditions, les droites de partage de la figure 11.5-a montrent que la concentration des actinides dans le métal est maximisée. La partie dés extraction des actinides est obtenue en imposant par électrochimie, un $D_{M2} = D_{Th}$ de 10^{-4} .

Pour la seconde boucle, la fraction de thorium dans le bismuth est la même que pour la première boucle et donc $D_{M1'} \approx D_{Th} = 0,0107$. Si le sel chlorure de la partie dés extraction est du LiCl quasi pur, alors les droites (fig. 11.5-b) montrent que $D_{M2'}$ devra être très grand. Cette valeur, fixée par électrochimie à environ 100, impose que la fraction molaire de thorium dans les chlorures soit d'environ $2 \cdot 10^{-5}$. Même dans ces conditions la dés extraction des lanthanides est faible et il faut plusieurs dizaines de passages pour avoir une efficacité de l'ordre de 80%. Un calcul complet avec une étape initiale de fluoration, une double extraction dans la première boucle et 20 itérations dans la deuxième boucle contenant un nombre de moles de chlorure 6,4 fois supérieur au fluorure donne les efficacités d'extraction indiquées dans le tableau 11.2.

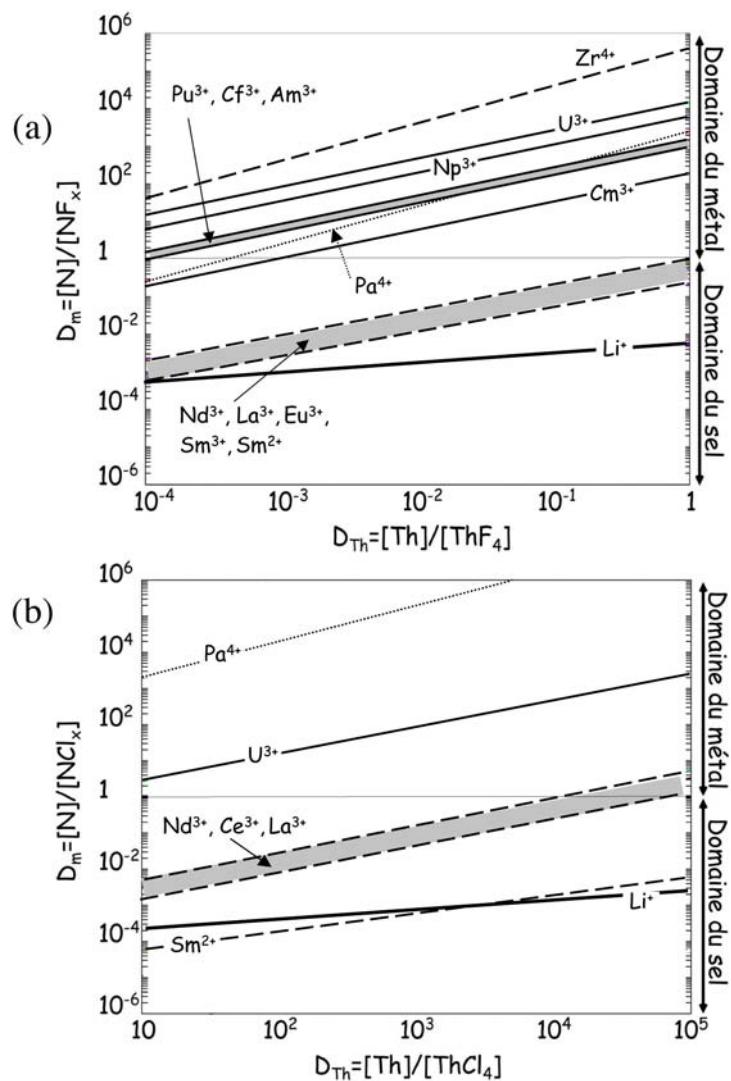


Fig. 11.5 Coefficients de partage à 600°C : (a) pour les fluorures ; (b) pour les chlorures.

Tableau 11.2 Efficacités d'extraction estimées pour l'unité de retraitement de référence.

La	75,6%	Pa	0,000007%	Am	0,005%
Nd	76,9%	U	0,000012%	Cm	0,1%
Sm	83,3%	Np	0,000014%	Cf	0,003%
Eu	81,2%	Pu	0,0003%		

11.4 DIFFERENTS MODES DE DEMARRAGE DES MSFR

Tout réacteur nucléaire nécessite de la matière fissile pour fonctionner. Dans le cas des réacteurs actuels (REP, CANDU), non régénérateurs c'est-à-dire consommant davantage de matière fissile qu'ils n'en produisent, il faut disposer de matière fissile durant toute la vie du réacteur. Par contre, dans le cas d'un réacteur au moins régénérateur (MSFR, RNR-Na), une seule charge de matière fissile est nécessaire, au moment du démarrage. Dans la nature on ne dispose comme fissile que de ^{235}U (0,72% de l'uranium naturel) qui peut être utilisé directement pour démarrer un réacteur régénérateur, ou utilisé dans les réacteurs actuels pour produire soit du ^{239}Pu en irradiant de ^{238}U , soit de ^{233}U en irradiant du ^{232}Th . Pour démarrer la filière Th-U sur laquelle est basée le MSFR, on peut donc envisager trois solutions :

- démarrer directement le MSFR à ^{235}U (Uranium enrichi de 5 à 30%),
- démarrer le MSFR avec le plutonium produits dans les REP actuels, ou mieux avec l'ensemble de leurs transuraniens (TRU),
- produire de ^{233}U dans les REP actuels pour démarrer directement le MSFR à ^{233}U .

Dans tous les cas, le sel de la couverture garde la même composition (LiF-ThF_4 avec 28% molaire de Th) et le même rôle que décrit précédemment en section 11.2.1.

Lors d'un démarrage à ^{233}U , la charge initiale du MSFR de référence décrit en début d'article est de 5580 kg, auxquels il faut rajouter 140 kg pour assurer le maintien de la réactivité pendant les premiers mois en attendant la décroissance du ^{233}Pa qui a une période de 27 jours. La figure 11.6-a montre l'évolution des proportions molaires des actinides en cœur dans le cas de ce démarrage à ^{233}U .

Cette charge initiale importante en ^{233}U incite à examiner les démarrages alternatifs précités. De plus, les réacteurs actuels produisent du plutonium et des actinides mineurs (neptunium, américium et curium) qu'il serait judicieux de valoriser. L'utilisation de ces transuraniens (TRU) permettrait de fermer le cycle actuel pour démarrer le cycle thorium. La figure 11.6-b montre l'évolution des fractions molaires en cœur des actinides dans le cas de ce démarrage aux TRU. La présence de TRU au démarrage du réacteur augmente les quantités d'actinides mineurs présents dans le sel initialement mais, à terme, la composition du sel redevient identique à celle d'un MSFR démarré directement à ^{233}U . Les Th, Pa, U et Np retrouvent rapidement leur proportion d'équilibre. Il faut, par contre, plusieurs dizaines d'années pour incinérer 90% du plutonium introduit initialement, et une centaine d'années en ce qui concerne les Am et Cm. Le Cm passe par un maximum de 390 kg vers 26 ans dont 265 kg de ^{244}Cm . Le Cf, quant à lui, est encore loin de l'équilibre après être passé par un maximum de 900 g vers 110 ans dont 8 g de ^{252}Cf . Il faut, cependant, remarquer que les erreurs statistiques et systématiques se propagent tout au long du calcul d'évolution vers les noyaux très lourds et il est probable que les valeurs indiquées pour les Cm soient peu précises, celles pour les Cf étant connues au mieux à un facteur 2 près.

La seule vraie difficulté réside dans la proportion molaire en Pu qui atteint 5,5% (12 970 kg) au démarrage, auxquels il faut rajouter 0,2 % d'éléments de valence III supplémentaires correspondant à l'accumulation des lanthanides avec le retraitement

choisi de 518 jours pour tout le cœur (40 litres de sel par jour). Cette proportion est à la limite de solubilité du plutonium dans un sel fluorure de lithium et thorium. Des mesures expérimentales réalisées au BARC au début des années 1970 indiquent les valeurs de solubilité listées dans le tableau 11.3. Il est à noter que ces données de solubilité ponctuelles et imprécises sont les seules disponibles pour le plutonium dans ce sel, nécessitant de nouvelles mesures afin de les vérifier et les compléter.

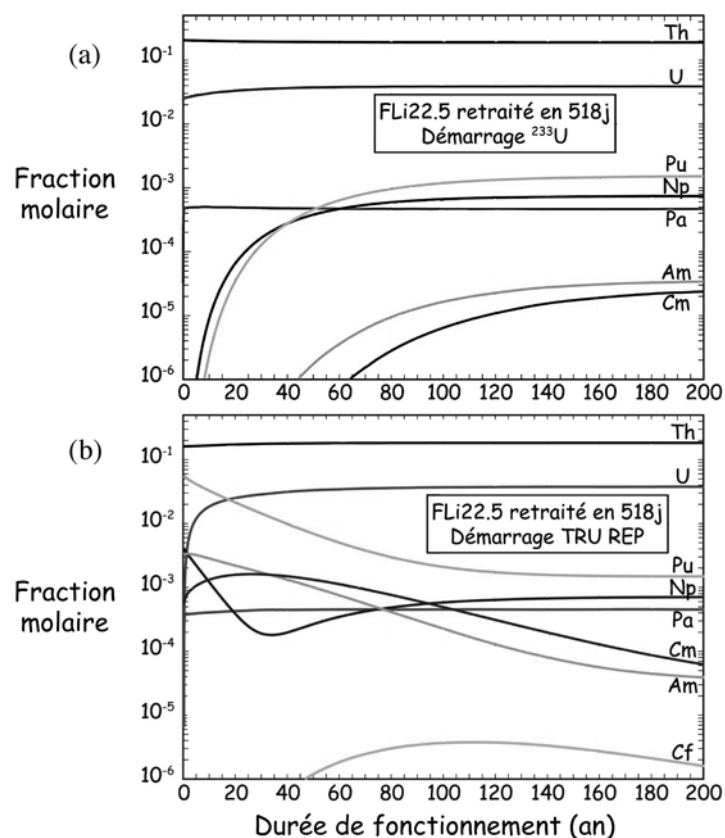


Fig. 11.6 Evolution de la composition des actinides en cœur pour un sel contenant 22,5 % de LiF : (a) dans le cas d'un démarrage à ^{233}U ; (b) dans le cas d'un démarrage au TRU des REP.

Tableau 11.3 Solubilité du plutonium en % PuF_3 dans différents mélanges LiF- ThF_4 .

LiF- ThF_4 %	550°C	650°C	750°C
65 - 35	2,11	4,12	7,08
70 - 30	2,69	4,91	7,61
75 - 25	2,75	4,79	7,31
80 - 20	2,85	4,97	7,71

Dans l'hypothèse où ces données seraient exactes, il faudrait fonctionner avec une température basse égale à au moins 700°C pour assurer la solubilité du plutonium pendant les premières années. Ce fonctionnement à haute température semble réalisable mais, si cela s'avère impossible, il faudra envisager soit un démarrage avec une petite quantité d' ^{233}U pour limiter la proportion initiale de Pu, soit un démarrage avec de l'uranium enrichi (^{enr}U) complété avec des TRU. Dans ce dernier cas, il faut choisir le taux d'enrichissement de l'uranium et la proportion de thorium en cœur au démarrage. La figure 11.7-a rassemble les résultats obtenus en fonction de ces paramètres.

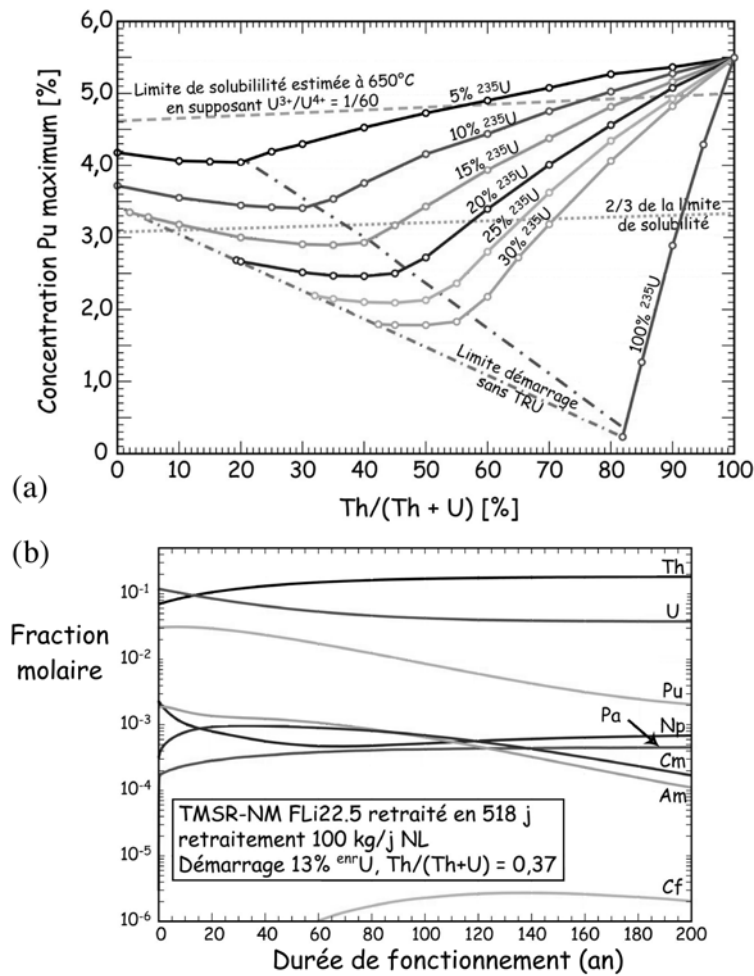


Fig. 11.7 (a) Proportion maximum de Pu dans le sel combustible lors d'un démarrage avec de l' ^{enr}U en fonction du taux d'enrichissement et du rapport Th/(Th+U) initial. (b) évolution des actinides en cœur dans le cas d'un démarrage avec un mélange de 63% d'U enrichi à 13% et 37% de Th.

Sur ce graphe, le point en haut à droite correspond à un démarrage uniquement avec des TRU identique au cas décrit précédemment. Les deux points à l'abscisse 0 correspondent à un démarrage sans Th en cœur mais avec des TRU pour assurer la criticité initiale. La courbe en bas à gauche est le lieu des démarrages exclusivement à l' ^{235}U , alors que la courbe limite en bas à droite correspond à un démarrage avec de l' ^{235}U pur complété par des TRU pour assurer la criticité initiale. Le réseau de courbes en traits pleins montre la concentration maximum atteinte par le plutonium en fonction du type de démarrage (proportion de Th et taux d'enrichissement de l'U). Les points placés à gauche de la courbe en tiret long-point ont leur maximum de concentration en Pu atteint quelques années après le démarrage, alors que les autres points ont le maximum de concentration en Pu dès le début de vie du réacteur. Il semblerait judicieux de se placer justement sur cette ligne de démarcation où la concentration en plutonium est stable pendant les premières années pour finalement décroître pour atteindre la valeur de l'équilibre du MSFR démarré à l' ^{233}U . Comme exemple, nous choisirons le cas correspondant à une concentration en plutonium maximum égale aux 2/3 de la limite de solubilité estimée à 650°C. Ce point correspond à 37% de thorium et un enrichissement de 13% de l'uranium. L'évolution de la composition des actinides dans le sel obtenue dans un tel cas est présentée sur la figure 11.7-b.

Dans ces conditions, la concentration initiale de plutonium est de 3% (7 300 kg) et reste stable pendant 20 ans avant de décroître lentement, du fait de sa régénération partielle par l' ^{238}U présent en cœur. Le maximum du Cm n'est plus qu'à 230 kg dont 155 kg de ^{244}Cm , et le Cf n'atteint que 670 g dont 6 g de ^{252}Cf . Ce type de démarrage mène donc à des concentrations en TRU plus faibles mais leur présence perdure bien plus longtemps.

11.5 CONCLUSION

Nous avons présenté un concept très innovant de réacteur à sels fondus à spectre rapide répondant à toutes les exigences du forum génération IV pour les réacteurs nucléaires du futur. Cet article s'est focalisé sur l'unité de retraitement telle qu'elle est actuellement envisagée. Une étude succincte du fonctionnement de la boucle lanthanide a permis de montrer son efficacité pour extraire les lanthanides sans rejeter d'actinides. Nous avons aussi présenté la diversité possible des modes de démarrage du réacteur. Cette étude montre la souplesse et l'adaptabilité du MSFR quant au combustible utilisé, mais elle montre aussi la variété des compositions possibles en cœur ainsi que les différentes cinétiques de variations de ces compositions durant la vie du réacteur.

Une bien meilleure connaissance des paramètres physico-chimiques du sel en fonction des compositions et de la température de fonctionnement apparaît donc comme indispensable pour mieux prévoir le comportement du MSFR en toutes circonstances. Des études, aussi bien expérimentales que théoriques, sont donc nécessaires pour accéder à ces données manquantes. Ces études sont déjà bien engagées dans le cadre du PCR-ANSF (Programme Commun de Recherche sur les Applications Nucléaires des Sels Fondus) soutenu par le programme PACEN

(Programme sur l'Aval du Cycle et l'Energie Nucléaire) du CNRS, mais un effort encore plus important devra être mis en place pour espérer passer à une phase de démonstration du MSFR.

11.6 REMERCIEMENTS

Les auteurs tiennent à remercier PACEN (Programme sur l'Aval du Cycle et l'Energie Nucléaire) du Centre National de la Recherche Scientifique (CNRS) pour le support financier à ces études.

11.7 BIBLIOGRAPHIE

- [1] R.C. Briant, A.M. Weinberg, "Aircraft Nuclear Propulsion Reactor", *Nucl. Sci. Eng.*, 2 (1957) 795-853.
- [2] P.N. Haubenreich, J.R. Engel, "Experience with the Molten Salt Reactor Experiment", *Nucl. Appl. and Technol.*, 8 (1970) 107-117.
- [3] E.S. Bettis, R.C. Robertson, "The design and performance features of a single-fluid molten salt breeder reactor", *Nucl. Appl. and Technol.*, 8 (1970) 190-207.
- [4] M.E. Whatley, L.E. Mc Neese, W.L. Carter, L.M. Ferris, E.L. Nicholson, "Engineering development of the MSBR fuel recycle", *Nucl. Appl. and Technol.*, 8 (1970) 170-178.
- [5] A. Nuttin, "Potentialités du concept de réacteur à sels fondus pour une production durable d'énergie nucléaire basée sur le cycle thorium en spectre épithermique", Thèse de l'Université Joseph Fourier, Grenoble-I, 2002.
- [6] A. Nuttin, D. Heuer, A. Billebaud, R. Brissot, C. Le Brun et al, "Potential of Thorium Molten Salt Reactors", *Prog. Nucl. Energy*, 46 (2005) 77-99.
- [7] L. Mathieu, "Cycle Thorium et Réacteurs à Sel Fondu : Exploration du champ des Paramètres et des Contraintes définissant le Thorium Molten Salt Reactor", Thèse de l'Institut National Polytechnique de Grenoble, 2005.
- [8] L. Mathieu, D. Heuer, A. Billebaud, R. Brissot, C. Garzenne et al, "Proposition for a Very Simple Thorium Molten Salt Reactor", *Global Conference*, Tsukuba, Japan, 2005.
- [9] L. Mathieu, D. Heuer, R. Brissot, C. Garzenne, C. Le Brun et al, "The Thorium Molten Salt Reactor: Moving on from the MSBR", *Prog. Nucl. Energy*, 48 (2006) 664-679.
- [10] J.F. Briesmeister, "MCNP4B-A General Monte Carlo N Particle Transport Code", Los Alamos Lab. report LA-12625-M, 1997.
- [11] D. Heuer, E. Merle-Lucotte, L. Mathieu : "Concept de réacteurs à sels fondus en cycle Thorium sans modérateur", *Revue Générale du Nucléaire*, 5/2006, (2006) 92-99.
- [12] E. Merle-Lucotte, D. Heuer, M. Allibert, V. Ghetta, C. Le Brun, L. Mathieu, R. Brissot, E. Liatard, "Optimized Transition from the Reactors of Second and Third Generations to the Thorium Molten Salt Reactor", *Proc. Intern. Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP)*, Paper 7186, Nice, France, 2007.
- [13] E. Merle-Lucotte, D. Heuer, M. Allibert, V. Ghetta, C. Le Brun, L. Mathieu, R. Brissot, E. Liatard : "The Thorium Molten Salt Reactor: Launching the Thorium Cycle while Closing the Current Fuel Cycle", *Proc. Europ. Nucl. Conf. (ENC)*, Bruxelles, Belgique, 2007.
- [14] E. Merle-Lucotte, D. Heuer, M. Allibert, V. Ghetta, C. Le Brun, "Introduction of the Physics of Molten Salt Reactor", *Materials Issues for Generation IV Systems*, V.

- Ghetta, D. Gorse, D. Mazière, V. Pontikis Eds. Springer, Dordrecht, Pays-Bas, pp. 510-521, 2007.
- [15] E. Merle-Lucotte, “Le cycle Thorium en réacteurs à sels fondus peut-il être une solution au problème énergétique du XXIème siècle ? Le concept de MSFR”, Habilitation à Diriger les Recherches, Institut Polytechnique de Grenoble, LPSC-0875, 2008.
- [16] E. Merle-Lucotte, D. Heuer, M. Allibert, X. Doligez, V. Ghetta, C. Le Brun, “Optimization and simplification of the concept of Non-Moderated Thorium Molten Salt Reactor”, Proc. Int. Conf. on the Physics of Reactors PHYSOR2008, Nuclear Power: A Sustainable Resource, 2008.
- [17] Société INOPRO sarl, Villard de Lans (38), www.inopro.com.
- [18] R. Cury, “Etude métallurgique des alliages Ni-W et Ni-W-Cr : relation entre ordre à courte distance et durcissement”, Thèse de l’Université Paris XII, France, 2007.
- [19] F. Lemort : .Etude de la séparation actinides - lanthanides des déchets nucléaires par un procédé pyrochimique nouveau., Thèse de l’Institut National Polytechnique de Grenoble, 1997.
- [20] L.M. Ferris, J.C. Mailen, J.J. Lawrance, F.J. Smith, E.D. Nogueira, “Equilibrium distribution of actinide and lanthanide elements between molten fluoride salts and liquid bismuth solutions”, *J. Inorg. Nucl. Chem.*, 32 (1970) 2019-2035.
- [21] V. Ignatiev : “Molten Salt core concepts, material and safety related issues”, Ecole d’été Frederic Joliot / Otto Hahn, Cadarache, 2000.