

Note technique

Petits réacteurs nucléaires innovants : l'enjeu des combustibles



NOTE TECHNIQUE
DÉCEMBRE 2025





La société française d'énergie nucléaire (Sfen) est le carrefour français des connaissances sur l'énergie nucléaire.

Créée en 1973, la Sfen est un lieu d'échanges pour les spécialistes de l'énergie nucléaire français et étrangers et toutes celles et ceux qui s'y intéressent.

La Sfen rassemble plus de 4 000 professionnels de l'industrie, l'enseignement et la recherche.

Société de personnes physiques, sans but lucratif, la Sfen est une association loi 1901.

Note technique

Petits réacteurs nucléaires innovants : l'enjeu des combustibles

NOTE TECHNIQUE
DÉCEMBRE 2025

Éditorial

Le monde connaît depuis plusieurs années une vague historique d'innovation dans les concepts de petits réacteurs nucléaires (SMR). Dans un contexte de relance mondiale du nucléaire, ces nouvelles offres viennent compléter la prolongation des réacteurs existants et la construction de réacteurs de forte puissance pour répondre à des besoins spécifiques. Les SMR pourraient, dans une perspective de triplement de la capacité mondiale d'ici 2050 (déclaration signée par une vingtaine de pays lors de la COP28, Dubaï, décembre 2023), représenter un quart de la capacité installée. Fin février 2025¹, l'AEN répertorie près de 100 concepts en cours de développement dans le monde : 30 avaient démarré le processus de revue auprès des autorités de sûreté et 85 discussions étaient engagées pour construire des unités sur des sites de recherche, d'exploitants, ou d'industriels. Ces nombres confirment que l'offre semble toujours en développement et que **le marché ne montre pas encore de signe de consolidation**.

Parmi l'ensemble des concepts, on compte des technologies en rupture avec les réacteurs de fission actuels (AMR pour « Advanced Modular Reactor ») – en particulier les réacteurs à haute température (RHT), les réacteurs à neutrons

rapides refroidis au sodium ou au plomb (RNR-Na, RNR-Pb), et les réacteurs à sels fondus (RSF). Ces technologies, qui présentent des stades de maturité technologique et industrielle différents, nécessitent des développements en matière de réacteurs, mais aussi des avancées parfois majeures concernant de nouveaux combustibles et de nouveaux procédés pour le cycle des matières. **Les enjeux de cycle du combustible seront, pour de nombreux projets, sur le chemin critique du déploiement industriel.**

Grâce au programme France 2030, la France, qui était en retard en particulier sur les États-Unis, est revenue dans la course, et a constitué un écosystème de 12 nouveaux concepts de petits réacteurs nucléaires. Alors que le gouvernement a confirmé, à l'issue du Conseil de politique nucléaire (CPN) du 17 mars 2025, la **poursuite du soutien de l'État au programme de petits réacteurs innovants**, la Sfen a demandé aux experts de sa section technique 5 (cycle du combustible) de rédiger une note technique, document de référence à vocation pédagogique, à l'attention de toutes celles et ceux qui s'intéressent aux AMR. L'objet de cette note est d'expliquer **de quels types de combustibles auront besoin les différentes technologies**. Il s'agit aussi de

comprendre les différentes étapes à franchir et la chaîne de valeur nécessaire pour les fournir, et ensuite gérer les combustibles usés et les déchets associés.

La France dispose d'atouts considérables pour accompagner ces innovations qu'elle peut valoriser pour son programme national, mais aussi sur le marché international via des briques technologiques qu'elle maîtrise. Son industrie nucléaire couvre l'ensemble des étapes du cycle du combustible, depuis l'amont (extraction d'uranium, conversion, enrichissement, fabrication) jusqu'à l'aval (traitement, recyclage, entreposage et stockage des déchets). Elle bénéficie également d'un retour d'expérience unique dans la gestion du plutonium et le développement des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium, ce qui constitue un socle technologique et industriel particulièrement pertinent pour le soutien à ces nouvelles filières.

Je souhaite remercier très sincèrement tous les experts de la Sfen qui ont contribué à la rédaction du document, ainsi que les porteurs de projet qui ont pu le relire. Cette note technique de la Sfen a vocation à être un outil de référence pour les discussions à venir.

Valérie Faudon
Délégue générale de la Sfen

Liste des contributeurs majeurs :

CEA : Marie-Sophie Chenaud, Jean-Claude Garnier, Stéphane Grandjean, Mayeul Phelip, François Sudreau et Magaly Tribet.

EDF : Davide Costa, Frédéric Laugier et Guillaume Vaast.

Framatome : Véronique Rebeyrolle et Olivier Tougaït.

Orano : Bernard Boullis, Cécile Evans, Renaud Liberge, Bertrand Morel et Isabelle Morlaes.

Sfen : Valérie Faudon et Hippolyte Boutin



Sommaire

RÉSUMÉ : ÉTAT DES LIEUX PAR TECHNOLOGIE	8
PARTIE I.	13
1. OBJET DE LA NOTE ET MÉTHODOLOGIE	14
1.1. Réacteurs AMR	14
1.2. Objet de la note	15
1.3. Méthodologie	16
1.4. Grands enseignements	22
PARTIE II.	27
1. LES RÉACTEURS RHT	28
1.1. Rappel sur les réacteurs RHT	28
1.1.1. Intérêt des RHT	28
1.1.2. Deux configurations de cœur sont possibles	29
1.2. Expériences et perspectives industrielles et commerciales	31
1.3. Étape 1 : Conception du combustible Triso	32
1.4. Étape 2 : Qualification du combustible Triso	34
1.5. Étape 3 : Fourniture du combustible Triso	37
1.5.1. Approvisionnement de la matière fissile : cas de l'Haleu	37
1.5.2. Fabrication du combustible	40
1.5.3. Expériences et perspectives françaises et internationales	42
1.6. Étape 4 : Gestion du combustible Triso utilisé	44

2. LES RÉACTEURS À NEUTRONS RAPIDES REFROIDIS AU MÉTAL LIQUIDE (RNR)	51
2.1. Intérêt des RNR-Na et RNR-Pb	51
2.2. RNR refroidis à métal liquide	51
2.3. Étape 1 : Conception du combustible MOX RNR	53
2.4. Étape 2 : Qualification du combustible MOX RNR	54
2.5. Étape 3 : Fourniture du combustible MOX RNR	56
2.5.1. Approvisionnement de la matière fissile	56
2.5.2. Fabrication du combustible	57
2.5.3. Gestion du combustible MOX RNR utilisé	59
2.6. Retour d'expérience français	62
2.7. Perspectives industrielles/internationales	63
3. LES SELS COMBUSTIBLES POUR RSF	65
3.1. Étape 1 : Conception des sels combustibles d'optimisation	68
3.2. Étape 2 : Qualification du combustible "chlorure d'actinide" pour les RSF	70
3.3. Étape 3 : Fabrication/fourniture des sels combustibles	71
3.4. Gestion aval du sel	74
3.5. Retour d'expérience	75
3.6. Perspectives industrielles/internationales	77
LISTE DES FIGURES & TABLEAUX	80
LISTE DES SIGLES & ACRONYMES	81

Résumé : état des lieux par technologie

La présente note est structurée autour des trois familles de réacteurs étudiées : réacteurs à haute température (RHT), réacteurs à neutrons rapides (RNR) refroidis au sodium ou au plomb liquide (RNR-Na et RNR-Pb), et réacteurs à sels fondus (RSF). Ces technologies se différencient par la nature des combustibles utilisés – particules Triso, assemblages MOX-RNR ou sels liquides – mais aussi par les exigences particulières qu'elles impliquent en termes de conception, de fabrication, de qualification, d'approvisionnement et de gestion des combustibles irradiés. Le niveau de maturité de ces combustibles est très variable, allant d'un savoir-faire industriel avéré dans le cas des combustibles RNR-MOX à des filières encore expérimentales comme les sels combustibles. La France dispose d'atouts existants, mais de natures et de niveaux différents, sur les trois familles de combustibles.

Première famille : les combustibles Triso utilisés dans les réacteurs à haute température (RHT)

Deux réacteurs de recherche, et deux démonstrateurs RHT² à combustible Triso sont actuellement en exploitation dans le monde, au Japon et en Chine. Trois projets de réacteurs ont passé le stade de la

demande ou de l'autorisation de construction : deux aux États-Unis (Hermes demonstration reactor de Kairos, Xe-100 de X-Energy) et un en Chine (HTR PM 600 de CNNC).

Les combustibles Triso se présentent sous forme de particules sphériques avec plusieurs couches de matériaux résistants. Ces dernières offrent une très grande robustesse et une performance exceptionnelle en matière de sûreté. La configuration du cœur peut être ensuite de deux types : lit à boulet ou bloc prismatique.

Ces combustibles sont fabriqués à base d'uranium, avec un enrichissement qui varie de 5 à 20 %. Une trentaine de réacteurs avancés dans le monde prévoient d'utiliser de l'Haleu (10 à 20 %), et les États-Unis soutiennent les investissements dans de nouvelles capacités industrielles d'enrichissement et de fabrication des combustibles. Parmi les projets lauréats de France 2030, Jimmy Energy prévoit d'utiliser, dans un premier temps, des combustibles reposant sur des matières fissiles ne nécessitant pas d'Haleu. De son côté, Blue Capsule a choisi un taux d'enrichissement faible (LEU), déjà disponible sur le marché pour son concept de combustible.

Les combustibles Triso bénéficient d'un retour d'expérience significatif à l'échelle internationale, notamment en Allemagne, aux États-Unis, en Chine et au Japon. Plusieurs concepts de particules Triso ont déjà été développés et bénéficient de référentiels de qualification.

Concernant leur fabrication, l'Allemagne et la Chine disposent d'une expérience confirmée à l'échelle industrielle, tandis que les États-Unis disposent de plusieurs infrastructures à l'échelle pilote et préindustrielle. Néanmoins, des capacités industrielles devraient émerger à court terme, notamment avec la mise en place d'une production de combustible Triso sur le site de Framatome Richland, dans le cadre d'une coentreprise avec Standard Nuclear. Le Japon a opéré un ligne pilote pour la fabrication du combustible du HTR. La France, l'Afrique du Sud, le Royaume-Uni et la Corée du Sud se situent pour l'instant au stade de la recherche et développement. En France, Framatome a engagé l'implantation d'une ligne pilote sur le site de Romans, dont la conception anticipe une future installation de capacité industrielle.

Concernant l'aval, le traitement et le recyclage des combustibles Triso usés demeurent un défi technologique, faisant l'objet de travaux de recherche encore à un stade amont.

Deuxième famille : les combustibles MOX, destinés aux réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium ou au plomb (RNR-Na, RNR-Pb)

Le combustible MOX pour les RNR se présente sous la forme de mélanges d'oxydes d'uranium et de plutonium. Cette technologie présente de nombreux points communs avec les combustibles MOX REL fabriqués pour les réacteurs actuels, avec néanmoins certaines différences concernant la conception des assemblages (dimensions, matériaux utilisés pour les gaines et le squelette) et la pastille combustible (dimensions, teneur Pu).

La filière française MOX pour RNR-Na se situe à un niveau de maturité relativement avancé, par rapport aux autres filières, du fait des acquis des programmes passés Phénix et Superphénix, ainsi que les études réalisées dans le cadre du programme Astrid. Elle permet aux concepteurs de réacteurs innovants de s'appuyer sur un ensemble de briques technologiques déjà éprouvées. À noter qu'il existe aussi un retour d'expérience à l'international : en Russie avec les réacteurs BN-350 et BN-800, au Japon avec les réacteurs Joyo et Monju. La technologie associée aux RNR-Pb bénéficie, quant à elle, d'un retour d'expérience beaucoup plus limité et fait l'objet d'études de R&D en Europe.

2 : Chine : le démonstrateur de réacteur à haute température est en service – RGN.org – décembre 2023

Les industriels français du cycle ont su démontrer historiquement leur capacité à fabriquer les combustibles de la filière RNR-Na. Le recyclage des combustibles MOX-RNR a, quant à lui, été démontré à une échelle prototype, au sein de deux usines/installations (CEA et Orano respectivement) qui sont aujourd'hui en démantèlement. Framatome a maintenu des capacités industrielles de fabrication des gaines combustibles. Les schémas industriels de renouvellement des usines Orano pour le cycle en France intègrent des options de ligne test de fabrication de MOX-RNR et d'un atelier tête usine permettant le traitement des MOX-RNR irradiés, étape préalable à des installations de capacité industrielle. Quoique des ajustements resteront nécessaires pour alimenter des réacteurs RNR-Na en MOX, les besoins liés à la consolidation de la chaîne d'approvisionnement, l'ajustement de procédés existants et l'intégration aux projets industriels en développement sont clairement identifiés. Aucun verrou technologique n'est pressenti.

Dans le monde, la Russie et la Chine sont deux pays historiquement très impliqués dans les programmes de développement de RNR dans une logique de préparation à la fermeture du cycle. Côté américain, certaines startups travaillent sur des concepts de petits RNR à combustible Haleu, en dehors de

toute considération de fermeture du cycle. La nouvelle administration américaine a annoncé fin mai 2025 sa volonté, pour accompagner le développement des réacteurs nucléaires avancés, de rouvrir, pour la première fois depuis la fin des années 70 (doctrine Carter) la question du recyclage des combustibles usés.

Troisième famille : les sels combustibles, utilisés dans les réacteurs à sels fondus (RSF)

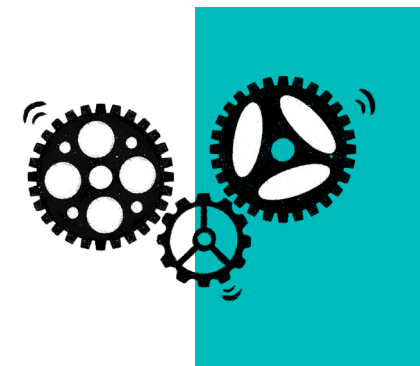
Contrairement aux combustibles solides, ces sels se présentent sous une forme liquide et assurent à la fois les fonctions de combustible et de caloporteur. Cette configuration permet une excellente régulation intrinsèque de la réactivité et un suivi de charge particulièrement flexible. Elle élimine aussi certaines contraintes liées aux gaines, rendant possible un taux de combustion très élevé et une gestion continue de la matière en réacteur. Les combustibles RSF présentent un potentiel de recyclage accru, du fait de la forme chimique des sels. Enfin, en réacteurs rapides et similairement aux RNR à combustible MOX, cette technologie permet d'exploiter le potentiel énergétique des actinides. La transmutation de certains actinides sans potentiel énergétique et ayant un impact important sur le stockage géologique (tels que l'américium) reste une opportunité à l'étude pour ces types de réacteurs.

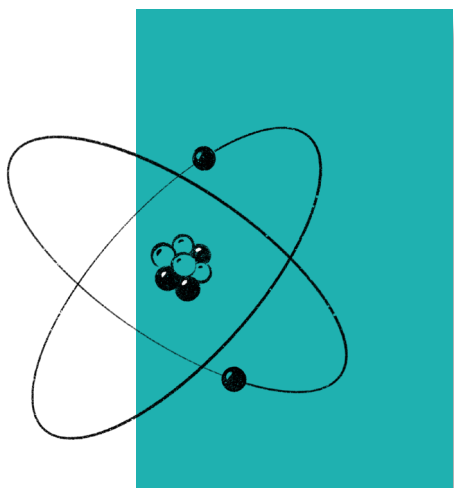
Un seul réacteur à sels fondus a fonctionné dans l'histoire, le réacteur américain RSFE (*Molten Salt Reactor Experiment*) actif entre 1965 et 1969. Cette unité expérimentale était un RSF à spectre thermique ayant pour combustible un mélange de sels fluorure d'uranium enrichi.

L'AEN répertorie actuellement environ une douzaine de projets de nouveaux réacteurs à sels fondus dans le monde. La Chine a été pionnière en achevant en 2021 la construction d'un RSF pilote de 2 MWth – en spectre thermique, à sel fluorure et en combustible Haleu. La Russie poursuit actuellement un projet de RSF, en spectre rapide, à sel fluorure et en combustible chargé en actinides mineurs. Aux États-Unis, un prototype doit être construit à la fin de la décennie 2020 – en spectre rapide, à sel chlorure, avec combustible Haleu. Au Canada, deux projets explorent des concepts de RSF. En France, le plan France 2030 mis en œuvre par la BPI soutient trois projets : Naarea, Stellaria et Thorizon.

Deux grandes familles de sels combustibles pour le nucléaire sont envisagées : les sels chlorure et les sels fluorure. Chaque filière présente des avantages qui lui sont propres. Les sels fluorure bénéficient d'un retour d'expérience et d'une maturité supérieure aux sels chlorure. La filière rapide à sels chlorure est privilégiée par l'ensemble des trois acteurs français

du fait de l'incompatibilité des sels fluorure dans les installations de traitement/recyclage françaises.





PARTIE I

NOTE TECHNIQUE
DÉCEMBRE 2025



1. Objet de la note et méthodologie

1.1. Réacteurs AMR

On a coutume de distinguer les SMR (*Small modular reactors*) des AMR (*Advanced modular reactors*). Les SMR reposent sur la technologie actuelle des réacteurs à eau légère et concentrent les innovations sur de nouvelles approches de sûreté, de fabrication/construction ou de modèle d'affaires (incluant de nouveaux usages). Leurs combustibles peuvent être approvisionnés par les usines du cycle existantes (Orano, Framatome), qui alimentent le parc nucléaire actuel.

Les AMR en revanche font appel à des technologies, des combustibles,

et des caloporteurs, qui, même s'il s'agit de fission, sont parfois en totale rupture avec les réacteurs actuels. La question de leur approvisionnement en combustible est potentiellement sur le chemin critique de leur mise en service.

À noter que les réacteurs de fusion, même si deux d'entre eux sont aujourd'hui soutenus par le programme France 2030, ne sont pas couverts dans cette note.

En limitant le champ d'étude aux AMR, la France soutient actuellement, via le programme France 2030, le développement de huit concepts, portés par huit acteurs différents :

Tableau 1 – Huit concepts d'AMR soutenus par le programme France 2030

Entreprise (création)	Nom du réacteur	Technologie	Puissance électrique/thermique
Blue Capsule Technology	Blue Capsule	Réacteur à haute température (RHT) au sodium - spectre thermique	50 MWe 150 MWth
Hexana (2023)	Hexana	Réacteur à neutrons rapides (RNR), caloporteur sodium	2x170 MWe * 2x400 MWth
Jimmy (2020)	Jimmy SMR	Réacteur à haute température (RHT) à gaz - spectre thermique	20 – 60 MWth *
Naarea (2020)	XAMR	Réacteur à sels fondus (RSF) - spectre rapide	40 MWe 80 MWth
Newcleo (2021)	Newcleo LFR-30/LFR200	Réacteur à neutrons rapides (RNR), caloporteur plomb	30 MWe Puis 200 MWe
Otrera Nuclear Energy	Otrera 300	Réacteur à neutrons rapides (RNR), caloporteur sodium	300 MWe 550 MWth
Stellaria Energy (2023)	Stellarium	Réacteur à sels fondus (RSF) - spectre rapide	2x*110 MWe 2x*250 MWth
Thorizon (France, 2023)	Thorizon One	Réacteurs à sels fondus (RSF) - spectre rapide	100 MWe 250 MWth

*La conception proposée comprend deux modules. *

Cette liste se compose de technologies très variées, présentant des niveaux de maturité très différents. On peut les regrouper en trois catégories :

- Les projets de réacteurs à haute température (RHT) utilisant des combustibles de type Triso : Jimmy Energy et Blue Capsule.
- Les projets de réacteurs à neutrons rapides à caloporteur métal liquide, au plomb ou au sodium : Hexana, Newcleo, et Otrera.
- Les projets de réacteurs à combustible liquide (les réacteurs à sels fondus) en spectre rapide : Naarea, Stellaria, Thorizon.

Sur la base de l'inventaire dressé par l'AEN, ces trois catégories regroupent 47 concepts en développement dans le monde actuellement.

1.2. Objet de la note

Les technologies AMR nécessiteront d'apprêter une chaîne d'approvisionnement et de gestion des combustibles différente de celle des réacteurs existants, avec, selon le concept, des caractéristiques diverses quant :

- aux matières fissiles nécessaires à leur fonctionnement : uranium enrichi à divers taux d'enrichissement, plutonium à

diverses teneurs et compositions isotopiques ;

- à la nature et la morphologie des objets combustibles : pastilles d'oxyde, métal, combustible à particules, sels chlorures ou fluorures, combustibles solides sous forme d'assemblage pour les réacteurs à neutrons rapides ou enrobés pour les réacteurs à haute température, ou combustibles liquides pour les réacteurs à sels fondus ;
- aux options de gestion du combustible utilisé, selon les caractéristiques des combustibles mais aussi de la politique de gestion des matières propre à chaque pays.

La présente note a vocation à constituer un outil de référence pour :

- comprendre les combustibles dont auront besoin différentes technologies de réacteurs AMR : réacteurs à haute température (RHT), réacteurs à neutrons rapides à caloporteur métal liquide (RNR-Na ou RNR-Pb) et réacteurs à sels fondus (RSF) ;
- analyser les différentes étapes techniques, réglementaires et industrielles à franchir pour être en mesure de gérer le cycle du combustible de ces nouvelles filières. La note souligne qu'un passage par des installations pilotes sera indispensable avant

un déploiement industriel ;

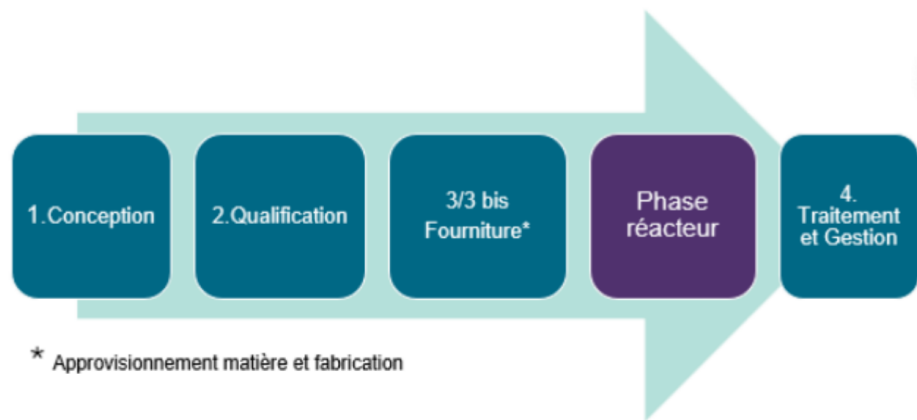
- identifier les atouts dont dispose déjà la France, que ce soit pour les projets qui seront développés en France ou pour des opportunités d'exportation de briques technologiques sur des projets réalisés à l'étranger.

Les travaux réalisés ne considèrent pas la question de la disponibilité ni des modalités (techniques, réglementaires, économiques) d'accès aux matières nucléaires.

1.3. Méthodologie

Chaque filière est analysée selon les étapes de la mise en place de la chaîne de développement et d'approvisionnement du combustible : la conception, la qualification et la fourniture – en général en premier lieu pour la phase de démonstration, puis pour la phase de déploiement industriel. On analysera également ce que peuvent être les options de gestion de ces combustibles à l'aval du réacteur (après utilisation).

Figure 1 – chaîne de développement et d'approvisionnement du combustible



Étape 1 : Conception du combustible nucléaire

La conception du combustible consiste à définir et justifier les caractéristiques des combustibles qui seront utilisés dans les réacteurs nucléaires et les spécifications techniques associées, ceci au regard du domaine d'utilisation envisagé.

La conception du combustible doit être adaptée pour garantir sa performance en fonctionnement, ainsi que le respect des exigences de sûreté. Il s'agit d'abord de spécifier la composition et la structure des matières utilisées, en général à base d'uranium (enrichi ou non) et/ou de plutonium. Il s'agit aussi de spécifier la forme, les dimensions et les propriétés physiques du matériau des gaines, dans lesquelles les matières seront insérées dans le réacteur, et de l'assemblage de combustible (s'il y en a). Il est nécessaire d'anticiper, au-delà du comportement sous irradiation, les aspects associés à la gestion des combustibles après irradiation.

Étape 2 : Qualification du combustible nucléaire

La qualification du combustible est une démarche réglementaire impliquant les industriels (exploitant, concepteur, fabricant) et l'autorité de sûreté ; elle vise à garantir que le combustible répond aux exigences liées à la sûreté des installations, à la sécurité du personnel et à la protection de

l'environnement.

L'objectif est plus précisément de démontrer que le combustible respecte les critères de sûreté et de performance en fonctionnement normal et en situations accidentelles. Cette phase de qualification nécessite la réalisation d'essais mobilisant des installations de fabrication, ainsi que des moyens d'irradiation et d'examen **appropriés**. Les moyens d'examen post-irradiations nécessitent de recourir à des laboratoires chauds disposant des moyens d'investigation spécifique. La qualification est un processus documenté qui concerne à la fois le produit combustible et le procédé industriel nécessaire à sa fabrication. Le périmètre concerné recouvre ainsi toute la chaîne de fabrication, la ligne pilote, l'outil industriel et l'ensemble des intrants mis en œuvre (qualité des matériaux, fiabilité des moyens de contrôle et d'analyse, etc.).

La qualification se fait en plusieurs étapes :

- La qualification initiale précède la phase d'industrialisation. Elle met en jeu à ce stade des combustibles précurseurs, lesquels sont fabriqués en petite quantité (kg), en respectant les exigences spécifiées tant sur le produit combustible que sur les paramètres liés au procédé pour sa fabrication. Ces combustibles sont irradiés,

puis examinés, afin de s'assurer que leur comportement est conforme aux prédictions résultant des calculs et des simulations numériques préalablement réalisées, et de justifier que le combustible tel qu'il a été conçu et fabriqué répond aux exigences de sûreté et de performance, dans les conditions de fonctionnement visées. Les tests d'irradiation nécessitent en général des moyens spécifiques que peuvent fournir des réacteurs de recherche et d'essai (*Materials Testing Reactor* – *MTR*) produisant des flux neutroniques adéquats pour permettre d'atteindre les niveaux de sollicitations requis. Certains développeurs d'AMR envisagent de faire porter cette fonction à leur démonstrateur par stratégie (compression du planning) ou contraints par la difficulté d'accès aux rares MTR rapides subsistants ;

- Le programme de surveillance accompagne la phase d'industrialisation : le produit combustible est alors fabriqué à cadence industrielle (tonne). Il peut ainsi être déployé sur une série de réacteurs. Le programme de surveillance consiste à échantillonner/examiner des combustibles usés pour justifier que le combustible fabriqué industriellement répond aux exigences, et à s'assurer de l'absence de dérive

dans le respect des critères pendant la phase de montée en cadence.

La stratégie de qualification est proposée par l'exploitant et est soumise à l'accord de l'autorité de sûreté. Il n'y a pas de règles établies mais une prise en compte systématique du retour d'expérience et des bonnes pratiques.

Étapes 3/3 bis : Fourniture et la fabrication du combustible nucléaire

La réalisation d'un combustible nucléaire comprend plusieurs étapes distinctes :

- L'approvisionnement des matières : il peut s'agir d'activités minières (extraction du minerai d'uranium, concentration et purification), ou de valorisation du plutonium et/ou de l'uranium issus des divers combustibles usés déchargés des réacteurs, mais aussi de l'utilisation de l'uranium appauvri ;
- L'enrichissement (si nécessaire) de l'uranium, pour amener la teneur isotopique en U235 (fissile) au niveau nécessaire compte tenu des performances de cœur ciblées. Cette étape est généralement précédée d'une opération de « conversion » pour mettre l'uranium sous une forme adaptée aux opérations d'enrichissement ; la teneur

en U235 est de 0,7 % dans l'uranium naturel, et doit être augmentée jusqu'à 5 % pour le combustible des réacteurs à eau légère, et parfois jusqu'à 20 % pour le combustible de certains projets AMR ;

- La fabrication des éléments combustibles y compris ses structures éventuelles, pour mettre les matières (uranium ou/et plutonium) sous la forme appropriée et spécifiée pour être introduites en réacteur (pastilles, aiguilles, assemblages, particules, compacts ou boulets, sels fondus...).

On passera dans un premier temps par la phase d'installations pilotes (pour l'alimentation en combustible des démonstrateurs) avant le passage à l'étape industrielle commerciale (étape 3 bis). Pour chaque étape, des programmes dédiés de qualification des procédés et des produits, puis de surveillance de la qualité et conformité des produits seront mis en place.

Étape 4 : Gestion des combustibles usés

Cette étape est directement liée aux choix stratégiques, généralement au niveau de chaque État, relatifs à la valorisation des matières et la gestion des déchets. Elle varie aussi beaucoup selon les capacités techniques de valorisation des matières des

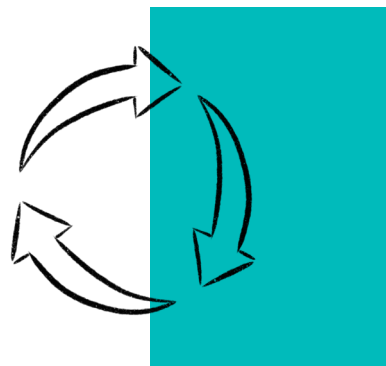
différentes technologies d'AMR. Il faut noter que la stratégie de cycle, et en cas de mise en œuvre du recyclage la nature des matières recyclées concernées, implique des contraintes différentes sur la conception du cœur et donc du combustible, lesquelles seront développées dans la note.

D'une manière générale, le combustible, durant son passage en réacteur, subit d'importantes transformations. Certains isotopes du plutonium et de l'uranium ont fissionné (libérant des « produits de fission »). D'autres matériaux dits « fertiles » tels que l'U238, auront subi des réactions de capture neutronique suivies de désintégrations bêta, permettant ainsi de régénérer (dans des proportions variables selon les concepts) sous forme de plutonium 239 la matière fissile consommée.

- soit après une période d'entreposage, être conditionné de manière spécifique pour être stocké de manière définitive en couche géologique profonde ;
- soit être traité afin de séparer les matières valorisables (uranium et plutonium, voire certains actinides mineurs) de celles qui constituent les déchets ultimes (produits de fission et actinides mineurs) ;
- soit rester en situation d'entreposage prolongé, dans l'attente du choix

d'une destination ultérieure (traitement ou conditionnement pour stockage direct).

Pour chacun des types de combustibles envisagés, il y a là un ensemble d'opérations industrielles complexes, aujourd'hui maîtrisées pour le combustible des réacteurs à eau légère (voir encadré). Ces opérations devraient être adaptées selon les projets d'AMR et les combustibles envisagés. Là encore, on passera dans un premier temps par la phase d'installations pilotes (pour la gestion des combustibles des démonstrateurs) avant le passage à l'étape industrielle commerciale.



LE CYCLE DU COMBUSTIBLE POUR LE PARC FRANÇAIS ACTUEL

Le parc nucléaire français actuel est composé de 57 réacteurs de type « REP » (réacteurs à eau pressurisée), d'une puissance de 900 MWe, 1300 MWe, 1450 MWe et 1600 MWe pour l'EPR Flamanville 3 mis en service en 2024.

Ce parc nécessite le chargement annuel d'environ 1000 tonnes d'uranium enrichi, issu de l'enrichissement d'environ 8000 tonnes d'uranium naturel. L'uranium extrait du minerai est purifié et converti en tétrafluorure d'uranium UF_4 dans l'usine de Malvesi, puis en hexafluorure d'uranium UF_6 sur le site du Tricastin. La teneur en U^{235} est portée à environ 4 % dans l'usine George Besse 2, puis l'uranium enrichi est converti en oxyde (UO_2), mis sous forme de pastilles introduites dans des « crayons » en alliage de zirconium, lesquels sont disposés en « assemblages » pour être transportés sur le site du réacteur ; ces opérations sont réalisées sur le site de Romans.

Le combustible déchargé est traité dans l'usine de La Hague. On y extrait l'uranium résiduel (environ 94 % du contenu, qui pourra être réenrichi et recyclé sous forme de combustible à base d'Uranium de Retraitement Enrichi, URE, sur le site de Romans), ainsi que le plutonium formé (environ 1 % du contenu, qui est recyclé sous forme de combustible à base de Mélange d'Oxydes, MOX, dans l'usine Melox). Les produits de fission et actinides mineurs (environ 5 % du contenu) constituent le déchet final et sont conditionnés dans une matrice de verre et entreposés en puits sur le site de La Hague, en attendant une mise en stockage géologique. Les combustibles MOX et URE usés ne sont pas recyclés de manière routinière à ce jour, et sont entreposés en piscine, dans l'attente d'un traitement et d'un recyclage de leurs matières utiles dans des réacteurs de technologie actuelle (multirecyclage en REP) et/ou des réacteurs à neutrons rapides.

1.4. Grands enseignements

Les petits réacteurs innovants étudiés dans cette note représentent, par principe, une rupture par rapport à la chaîne de combustible des réacteurs actuels. De nouveaux combustibles seront nécessaires, et aussi de nouvelles installations pour les produire et les gérer post-irradiation. La disponibilité des combustibles, pour les phases de démonstration et pour les phases industrielles, est sur le chemin critique du déploiement des nouvelles technologies de réacteurs.

La note fait un état des lieux sur chaque étape et sur chaque technologie :

- Pour la conception : des concepts de combustibles ont été déjà développés pour les HTR (États-Unis, Allemagne, Chine, Japon) et les RNR MOX (France, Russie). Ce n'est pas encore le cas sur les sels fondus ;
- Pour la qualification : même si plusieurs concepts ont été qualifiés soit à l'étranger (par la NRC aux États-Unis par exemple), soit dans le passé en France, le référentiel actuel de l'ASNR est différent ou a évolué. L'objectif de développement d'une grande série standardisée à vocation commerciale conduira très probablement à des démonstrations supplémentaires ou différentes

à apporter ;

- Pour qualifier un combustible, deux moyens peuvent être combinés : l'irradiation en réacteur de recherche (se pose alors la question de la disponibilité de moyens d'essais) et/ou la surveillance en réacteur tête de série (avec un impact sur la disponibilité du réacteur et de potentiels impacts sur la conception). À noter enfin que la qualification concerne à la fois la conception du combustible, mais aussi les procédés et installations mobilisés pour sa fabrication (ateliers pilotes puis industriels) ;
- Pour l'approvisionnement en matières nucléaires fissiles : de nombreux concepts au niveau mondial auront besoin d'Haleu. L'enrichissement de l'uranium naturel pour atteindre la catégorie Haleu ne pose aucun verrou technique, mais constitue actuellement un monopole russe. En l'absence de visibilité sur la demande, la décision de construction de telles installations nécessite entre autres un soutien via des programmes soutenus par les États, comme c'est le cas aux États-Unis et au Royaume-Uni (cf. soutien accordé par le Gouvernement britannique pour le site de Capenhurst). Il en est de même pour les capacités de déconversion sous

forme d'oxyde ou métal. Pour les combustibles au plutonium (Pu), au-delà du chargement des premiers cœurs nécessitant un apport exogène en Pu, les besoins ultérieurs dépendent à la fois du facteur de régénération en Pu, des durées de cycle ainsi que des capacités industrielles de traitement pour ces combustibles. Des réacteurs peuvent cependant éventuellement démarrer avec du combustible Haleu dans un premier temps, en attendant de pouvoir fonctionner avec du plutonium ;

- Pour la fabrication combustible : il n'existe pas de verrou technologique pour les technologies RTH, mais les installations doivent être dimensionnées et qualifiées pour répondre aux besoins futurs. Pour les combustibles RNR MOX, la France dispose d'un savoir-faire très conséquent, mais ne dispose plus de ses installations historiques de gestion des matières, là aussi des investissements seront nécessaires ;
- Pour l'aval du cycle : le développement des combustibles doit intégrer très tôt les enjeux liés à la gestion du combustible irradié, y compris pour les aspects liés au traitement-recyclage pour les réacteurs faisant usage d'un combustible retraitable

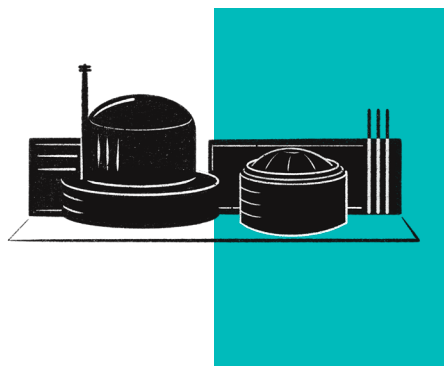
(forme physico-chimique du combustible, teneurs en Pu, conception de l'assemblage pour les MOX RNR, etc.). Les besoins d'évolution des procédés de traitement peuvent devenir très conséquents en fonction des orientations technologiques prises. Il en est de même pour le stockage des déchets ultimes. La fermeture du cycle, à travers la valorisation du plutonium et le multi-recyclage dans des réacteurs rapides, représente un objectif stratégique auquel certains concepts peuvent directement contribuer. La capacité à séparer les matières valorisables, à retraiter des combustibles usés spécifiques (Triso, MOX RNR, sels), et à conditionner les déchets ultimes constitue un facteur clé de soutenabilité à long terme. La gestion de l'aval devra donc être pensée dès la conception des cœurs et combustibles, et intégrée dans les choix industriels, technologiques et politiques.

La France est en ce domaine particulièrement bien positionnée au niveau mondial, de par la présence de son industrie sur l'ensemble des étapes au travers desquelles se déclinent les différentes approches de la gestion du combustible nucléaire : de l'amont (mine, conversion, enrichissement, fabrication, transport de combustible neuf) à l'aval (traitement des combustibles

usés, recyclage de l'uranium et du plutonium, transport et entreposage des combustibles usés, conditionnement des déchets ultimes pour mise en stockage profond). La France bénéficie également d'une expérience historique dans le domaine de la valorisation des combustibles usés au moyen de la filière des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (de Rapsodie jusqu'à Superphénix). Cette expérience couvre aussi bien la séparation de la matière valorisable des assemblages de combustible RNR usés, que son utilisation pour la fabrication de nouveaux assemblages. Ces compétences constituent un atout essentiel pour accompagner l'essor des AMR-RNR, qu'il s'agisse bien sûr de projets visant la France ou l'international.

La diversité des concepts soutenus dans le cadre de France 2030 représente à la fois un défi et une opportunité. Elle nécessite d'adapter les outils industriels et réglementaires à des filières hétérogènes, tout en valorisant les complémentarités entre projets. Elle offre également à la France l'opportunité de se positionner comme un acteur central du développement des combustibles innovants à l'échelle internationale, à condition de consolider ses savoir-faire, d'investir dans les infrastructures critiques, en cohérence avec sa stratégie globale ciblant la fermeture du cycle.

Pour permettre l'émergence industrielle de ces technologies, un certain nombre de conditions devront être réunies. Il s'agira notamment de disposer de capacités adaptées pour la qualification des nouveaux combustibles, de mettre en place des installations pilotes de fabrication des combustibles, d'assurer la disponibilité des matières fissiles nécessaires (Haleu, Pu extrait des combustibles usés), et de développer des solutions compatibles de traitement et de gestion des combustibles usés. Ces étapes devront être menées de manière coordonnée entre les industriels, les pouvoirs publics et les autorités de sûreté.

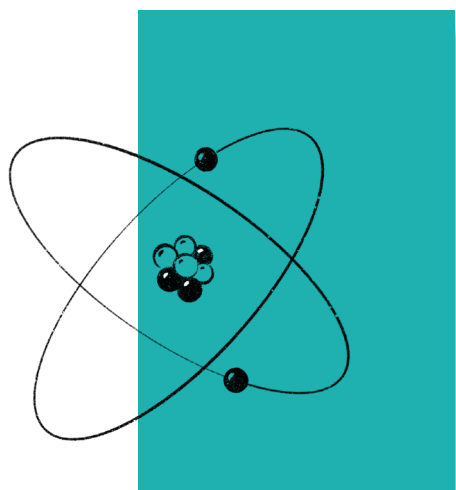


ÉTATS-UNIS RÉACTEURS INNOVANTS ET COMBUSTIBLES, LA DOUBLE ACCÉLÉRATION

La stratégie américaine repose sur deux dispositifs. L'ARDP, lancé en 2020, accompagne dix projets, dont trois démonstrateurs en cours pour TerraPower, X-Energy et Kairos Power. En 2025, le Reactor Pilot Program complète ce dispositif avec l'objectif de faire diverger trois prototypes d'ici juillet 2026, sous autorisation simplifiée du DOE.

Pour les soutenir, le DOE reconstruit une capacité nationale d'enrichissement Leu et Haleu pour réduire la dépendance à la Russie. L'Haleu Availability Program met à disposition 20 t d'Haleu, complétées par la production de Centrus (900 kg/an). Les besoins sont estimés à 50 t/an à l'horizon 2035. En parallèle, un appel d'offres porte sur 20 t de plutonium militaire excédentaire.

Le Fuel Line Pilot Program soutient les lignes de combustible de Standard Nuclear, Oklo, Terrestrial Energy, Triso-X et Valar Atomic. Framatome et Standard Nuclear lancent une coentreprise pour le Triso en 2027, tandis que Triso-X construit une usine commerciale à Oak Ridge pour alimenter douze réacteurs Xe-100.



PARTIE II

NOTE TECHNIQUE
DÉCEMBRE 2025



1. Les réacteurs RHT

1.1. Rappel sur les réacteurs RHT

1.1.1. Intérêt des RHT

Les réacteurs à haute température (RHT, ou *High Temperature Reactor*, *HTR* en anglais) se caractérisent par une technologie permettant au fluide caloporteur – généralement de l'hélium – d'atteindre de hautes températures en sortie de cœur. Ces réacteurs présentent d'excellentes caractéristiques en matière de sûreté, d'excellents rendements de conversion en électricité – supérieurs à ceux des REL – et permettent de fournir directement de la chaleur à haute température bas carbone pour des applications spécifiques.

L'intérêt du développement de cette filière du point de vue de la sûreté réside d'abord dans la robustesse du combustible. Sa conception sous forme d'un noyau fissile sphérique recouvert de couches de matériaux très résistants (dont la température de fusion est bien supérieure aux températures atteintes lors des accidents graves) bloque la libération des produits de fission dans l'environnement, y compris en conditions accidentelles. Au-delà du combustible, cette technologie bénéficie d'une sûreté intrinsèque, qui repose sur des transitoires (phénomène temporaire pendant lequel un paramètre s'écarte de la

valeur normale/stable) de faible amplitude, une évacuation passive de la chaleur résiduelle en cas de perte de la circulation forcée du fluide caloporteur, et l'absence de risque de fusion du cœur. En cas de perte de réfrigérant, la température du réacteur n'augmente que modérément en raison d'une faible densité de puissance du réacteur et de la grande capacité thermique de la structure en graphite. La température du cœur du réacteur reste donc inférieure à la température maximale acceptable pour le combustible Triso (*Tri-structural Isotropic*) spécifique de ces réacteurs.

Les RHT présentent un cycle thermique plus efficace que ceux des réacteurs classiques pour la production d'électricité. Le rendement d'un cycle thermique dépend en effet directement de la différence de température entre la source chaude (le réacteur) et la source froide (l'environnement). La haute température permet aussi d'utiliser des cycles thermodynamiques plus efficaces (cycle de Brayton vs. cycle de Rankine pour les REL). Ainsi, le rendement électrique des RHT peut atteindre 40-50 %, par comparaison avec 30-35 % pour un réacteur classique.

Les RHT sont particulièrement attractifs enfin pour fournir de

la chaleur bas carbone pour des procédés industriels ou la production de dihydrogène. Ils visent des températures allant de 500°C jusqu'à 1000°C – au-delà de 750°C on parle de réacteurs à très haute température dits RTHT (ou *Very High Temperature Reactor*, *VHTR*, en anglais). Ces températures correspondent aux besoins de chaleur de divers procédés industriels¹, comme dans l'industrie métallurgique (ex. : fusion des métaux, réduction du minerai de fer), du verre (ex. : fusion, formage du verre, trempe thermique) ou de l'industrie pharmaceutique (ex. : séchage de poudres et de produits chimiques, calcination des ingrédients actifs). Les RHT permettent enfin la production de dihydrogène par vaporeformage du méthane ou électrolyse haute température, la production d'ammoniac par procédé Haber-Bosch, et peuvent servir des procédés de pétrochimie en général². Du fait de leur excellent niveau de sûreté intrinsèque, lié à la structure de leur combustible et à l'évacuation passive de la chaleur résiduelle, l'installation de RHT pourrait être envisagée à proximité de sites industriels.

Malgré sa maturité technologique et de nombreuses études indiquant la capacité des RHT à fournir de la chaleur industrielle à haute

température, aucun réacteur n'a encore été raccordé à un procédé industriel à cette fin. Il reste donc à démontrer concrètement comment cette technologie peut être appliquée à de telles installations tout en garantissant la sûreté nucléaire.

1.1.2. Deux configurations de cœur sont possibles

La configuration d'un cœur RHT peut être de type « lit de boulets » ou de type « blocs prismatiques » : dans le premier cas, l'élément combustible considéré est une sphère de 4 à 6 cm de diamètre, dans le second cas, il s'agit d'un cylindre de 1 à 2 cm de diamètre pour une hauteur de l'ordre de 5 cm (Figure 1).

Le cœur d'un réacteur à lit de boulets est constitué de blocs de graphite réflecteur formant un cylindre, lequel est rempli de sphères de combustible en mouvement continu par effet de la gravité. Le lit est constitué de deux types de boulets : en premier lieu des sphères de combustible contenant des particules Triso (dispersées dans une matrice graphite), en second lieu des boules servant à la réflexion des neutrons (ces dernières contiennent uniquement la matrice graphite, avec ou sans poison neutronique).

1 : E-Cube pour la Sfen : Perspectives de développement des SMR/AMR en France, mai 2025

2 : High-temperature Gas-cooled Reactors and Industrial Heat Applications, NEA No. 7629, 2022

Le mouvement permanent du lit de boulets, continuellement soutiré et complété en son sommet, comporte une étape d'évaluation radiologique des boulets pour la détection des sphères défectueuses, et la mesure de leur taux de combustion. Cela permet de sélectionner celles ayant atteint un taux de combustion cible, qui doivent donc être retirées, de celles à renvoyer vers le lit de boulets. Des sphères de combustible frais sont ajoutées pour maintenir la quantité de matière fissile du cœur.

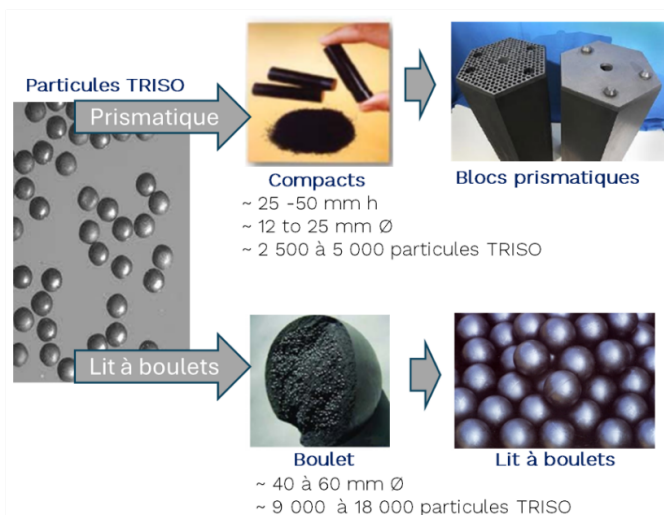
Le second type de réacteur adopte une configuration fixe de blocs prismatiques hexagonaux de graphite. Ces blocs de graphite agissent comme modérateur et comme assemblage combustible en accueillant les colonnes de compacts contenant les particules Triso. Au sein d'un cœur RHT

prismatique, il y a une répartition des blocs en fonction de leur rôle comme assemblage combustible ou comme modérateur seul. La réactivité du cœur est maîtrisée par des barres de contrôle s'insérant dans les blocs hexagonaux de graphite.

Les deux géométries de cœur emploient de l'hélium comme gaz caloporteur, bien que des concepts avec des sels fondus (FLiBe, fluorure de lithium et de béryllium) ou du sodium liquide soient proposés par Kairos Power et Blue Capsule, respectivement.

En France, les acteurs travaillant sur des réacteurs RHT tels Jimmy Energy et Blue Capsule ont opté pour un cœur prismatique avec un élément combustible de type « compact ».

Figure 1 – illustration de la mise en forme des particules TRISO pour les géométries prismatique et à lit de boulets des RHT



1.2. Expériences et perspectives industrielles et commerciales

Dans les années 1960, des HTGR expérimentaux ont vu le jour au Royaume-Uni, aux États-Unis et en Allemagne. Ils ont été suivis par des démonstrateurs à l'échelle commerciale aux États-Unis et en Allemagne, réacteurs qui ont fonctionné du milieu des années 1970 au début des années 1990. Début 2025, l'AEN répertoriait pas moins d'une vingtaine de nouveaux concepts en développement.

La Chine avait lancé au début des années 2000 la construction du HTR-10, à l'université de Tsinghua, un prototype de réacteur à haute température de 10 MWth, sur la base d'une technologie allemande à boulets. Depuis fin 2023³, elle exploite commercialement deux réacteurs HTR-PM dans la baie de Shidao : les deux réacteurs sont couplés à une turbine électrique de 200 MWe et sont connectés⁴ depuis 2024 au réseau de chaleur urbaine. China National Nuclear Corporation (CNNC)⁵ a annoncé un projet de couplage entre deux REP Hualong One et un HTR-PM 600 pour fournir à la fois de la chaleur industrielle et de l'électricité.

Le Japon exploite le réacteur

expérimental HTTR (*High Temperature Test Reactor*) de 30 MWth à Oarai, Ibaraki. La géométrie du réacteur est de type prismatique, dont l'élément combustible est un compact annulaire.

Aux États-Unis, les développeurs de RHT ont retenu l'intérêt de Gafam pour la fourniture d'électricité pour des centres de données numériques (en anglais *data centers*) et des industriels du domaine de la chimie. Ainsi, fin 2024, Google a signé un accord avec Kairos Power qui développe le RHT Hermes, un réacteur refroidi au sel de fluorure, pour la fourniture d'électricité et Amazon a annoncé un investissement de 500 M\$ dans X-Energy pour la finalisation de la conception et l'octroi de licences pour le réacteur SMR Xe-100, la production de combustibles dans l'installation de fabrication de combustible Triso-X à Oak Ridge, Tennessee, et le déploiement de douze de ses réacteurs Xe-100. Kairos Power a obtenu un permis de construire de la NRC en décembre 2023 pour son « Hermes Low-Power Demonstration Reactor » sur son site d'Oak Ridge dans le Tennessee. Le « Hermes 2 Demonstration reactor » suivra et sera construit sur le même site conformément au permis de la NRC de novembre

3 : Sfen RGN - Chine : le démonstrateur de réacteur à haute température est en service, 21 décembre 2023

4 : Sfen RGN AMR - La Chine chauffe ses habitants avec un nouveau réacteur nucléaire, mars 2024

5 : Sfen RGN - La Chine commande 11 nouveaux réacteurs nucléaires en un temps et à un coût records, 2024

2024.

X-Energy et Dow Chemical⁶ ont par ailleurs déposé en avril 2025 une demande de permis de construction pour 4 modules Xe-100 pour alimenter l'usine chimique de Seadrift, au Texas, avec le soutien du ministère de l'énergie fédéral.

Au printemps 2025, la signature de plusieurs décrets présidentiels a marqué un tournant pour le secteur nucléaire américain. Ces mesures, accompagnées d'annonces ambitieuses, dont l'une des plus emblématiques est la mise en service de nouveaux réacteurs avant le 4 juillet 2026, ont déclenché une dynamique intense autour de la refonte de la chaîne d'approvisionnement en combustible.

Dans ce contexte, le Département de l'énergie (DOE) a lancé en août 2025 un programme pilote destiné à répondre aux besoins immédiats en matière de réacteurs avancés. Ce programme s'inscrit en parallèle d'autres initiatives industrielles, notamment :

- l'annonce d'une production commerciale de combustible Triso par BWXT et Kairos-Power ;
- la création d'une coentreprise entre Framatome et Standard Nuclear visant à produire du combustible Triso à partir de 2027.

Parallèlement, le gouvernement britannique a accordé 3,34 millions de livres sterling à X-Energy et Cavendish Nuclear via le Future Nuclear Enabling Fund, pour soutenir la conception et le développement de la chaîne d'approvisionnement en vue du déploiement jusqu'à 12 réacteurs Xe-100 sur le site de Hartlepool, et dont l'exploitation serait conjointement assurée par X-Energy et Centrica.

Enfin, la Russie progresse activement sur le développement du MHR-T qui repose sur le design initial du GT-MHR réalisé au sein d'une collaboration internationale entre General Atomic (USA), Framatome (France) et Fudj Electric (Japon) pour laquelle vient d'être annoncée l'irradiation en réacteur expérimental du combustible Triso produit sur une installation pilote de Rosatom (LUCH JSC, Rosatom's science division in Podolsk) dont la capacité annoncée est de 250 000 compacts par an.

1.3. Étape 1 : Conception du combustible Triso

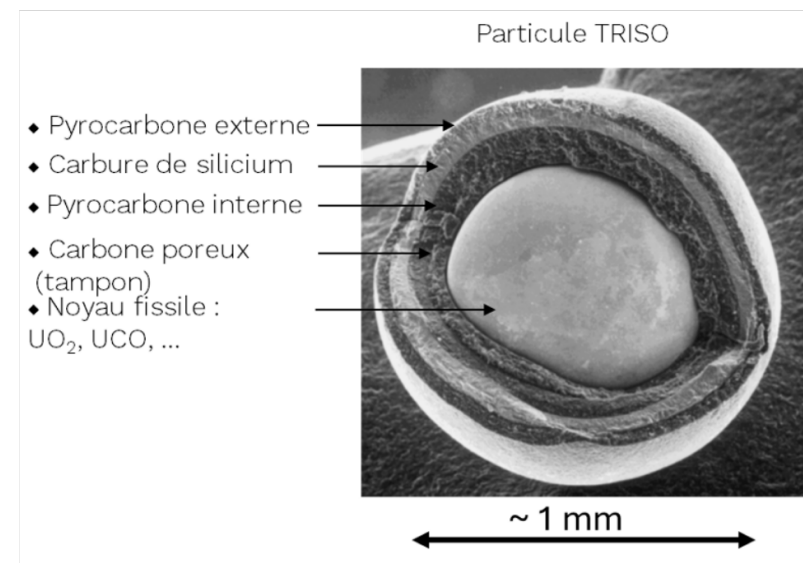
Le combustible des RHT se présente sous forme de particules sphériques appelées particules Triso (*Tri-structural Isotropic*) se caractérisant par une grande résistance mécanique, une importante capacité de rétention des produits de fission et une basse température du noyau fissile. La

faible différence de température entre le cœur et la périphérie de la particule, qui permet de maintenir le noyau à basse température, est une conséquence des petites dimensions de la particule (environ 1 mm de diamètre), et de l'excellente conductivité thermique du graphite qui les enrobe.

De plus, leur grande résistance mécanique leur permet d'atteindre des taux de combustion élevés et d'accommoder l'augmentation de pression qui les accompagne – produits de fission gazeux et gonflement du noyau sous irradiation. Ainsi les combustibles des RHT visent généralement des taux de combustion de l'ordre de 150 GWj/tML, soit environ le triple

des taux de combustion atteints en REP. Cette propriété, qui permet un cycle de rechargement de plusieurs années, est a priori favorable à une réduction de la consommation d'uranium naturel et du volume de déchets issus des réacteurs car elle permet de dégager plus d'énergie d'une quantité de combustible donnée. Néanmoins, à puissance équivalente, elle est en général contrebalancée par une faible fraction de combustible dans le cœur (proportion du volume du cœur du réacteur occupée par le combustible nucléaire par rapport au volume total du cœur incluant combustible, modérateur, matériaux de structure...) et un taux d'enrichissement généralement supérieur à 5 % en uranium 235.

Figure 2 – Ecorché d'une particule TRISO



6 : Sfen RGN Dow et X-Energy prêts à construire leur réacteur nucléaire innovant, avril 2025

Pour rentrer plus en détail dans la conception des particules Triso :

- le noyau est généralement constitué de dioxyde ou d'oxycarbure d'uranium, UO_2 ou UCO. Ce dernier correspond à un mélange de UO_2 , UC_2 et UC. Les niveaux d'enrichissement utilisés sont généralement de 5 à 20 % en U^{235} . Ces taux d'enrichissement sont supérieurs à ceux des REP et correspondent à une matière uranifère désignée par Haleu (*High Assay Low Enriched Uranium*) ;
- la première couche, dite couche « tampon », ou en anglais « *buffer* », est formée de carbone pyrolytique poreux. La porosité de la couche tampon permet d'atténuer la mise sous pression des couches suivantes lors du relâchement des gaz issus de la fission ou de CO produit à l'interface du noyau UO_2 et de cette couche, et d'accommoder le changement dimensionnel et la migration du noyau sous irradiation (effet amibe) ;
- les couches interne et externe sont également formées de carbone pyrolytique, mais ce sont des couches denses. Elles participent marginalement à empêcher la migration des produits de fission hors de la particule, mais permettent principalement de garantir

l'intégrité de la couche intermédiaire de carbure de silicium qu'elles protègent des contraintes mécaniques sous irradiation (fluage sous irradiation, densification, pression interne des gaz de fission et CO dans le cas des noyaux UO_2). Elles maintiennent la couche intermédiaire de SiC en compression ;

- enfin, la couche intermédiaire de carbure de silicium (SiC) est la principale barrière de rétention des produits de fission émis par le noyau. Le SiC est un matériau dur, réfractaire, résistant à la corrosion, d'une incomparable tenue sous irradiation et qui présente une excellente conductivité thermique. Il conserve son efficacité pour la rétention des produits de fission jusqu'à des températures dépassant largement les températures de fonctionnement prévues pour les RHT et leur offre donc d'importantes marges de sûreté en situation accidentelle.

1.4. Étape 2 : Qualification du combustible Triso

Pour tout concept de combustible nucléaire, les performances de sûreté et la capacité de rétention des produits de fission constituent les critères importants de l'examen du dossier de sûreté par l'autorité compétente. Du fait de la conception des combustibles Triso,

la démonstration du confinement des produits de fission repose sur la particule combustible elle-même à la fois pour les conditions de fonctionnement normales et les conditions d'accident potentielles. En conséquence, les performances du combustible et les capacités de rétention des produits de fission assurées par le maintien de l'intégrité structurelle des particules Triso sont à justifier par des programmes de qualification adaptés qui, selon le degré de maturité de la spécification du combustible Triso, pourront comporter :

- le programme de qualification de la fabrication permettant de démontrer le respect des spécifications du combustible ;
- la justification du comportement du combustible en fonctionnement, soit en prenant en compte les bases de données d'irradiation disponibles comportant les valeurs enveloppes de fonctionnement pour les conditions du réacteur considérées, soit au travers de la réalisation d'irradiations spécifiques en réacteur de recherche si les caractéristiques du combustible considéré ne figurent pas dans les bases de données ;
- la qualification des outils analytiques de modélisation des performances du combustible

(outils de calculs scientifiques, OCS) ;

- l'analyse du terme source pour les conditions d'accident potentielles ;
- le programme de test en température (aussi appelé test Kūfa) visant à établir les marges de sécurité ;
- le programme de surveillance du combustible dans le réacteur.

Le combustible Triso bénéficie comme on l'a vu d'un riche retour d'expérience à l'international, ce qui permet de disposer d'un référentiel de qualification pour les nouveaux projets RHT à combustible Triso.

Le retour d'expérience du comportement en réacteur AVR des particules Triso développées par la société Nukem dans les années 1980 a permis de démontrer un très haut niveau de qualité, un faible taux de particules défectueuses et de bonnes performances en irradiation, en conditions normales et pour des échauffements accidentels jusqu'à 1600 °C de particules Triso à noyau UO_2 (~18 %m U-235). Par ailleurs, ces particules ont été produites à une échelle industrielle tout en maintenant ces niveaux de performances. Enfin, les travaux réalisés sur le réacteur japonais HTTR opéré par JAEA complètent les données de qualification disponibles pour les combustibles UO_2 -Triso (LEU+).

Aux États-Unis, le programme de développement de combustible Triso au sein de l'AGR *fuel program* entamé en 2002 offre un précieux retour d'expérience sur le comportement en irradiation des particules Triso à noyau UCO. Les résultats des expériences d'irradiation AGR-1 et AGR-2 ont servi de base au *Topical Report* de l'EPRI⁷ certifié par la NRC, qui présente les performances enveloppes de combustibles UCO Triso (< 19,75 %m U-235) en conditions normales d'exploitation et accidentelles, constituant une base de qualification pour les développeurs de RHT. Les programmes d'irradiation AGR de 3 à 7, dont les examens post-irradiations et tests de sécurité sont en cours de finalisation, contribueront à compléter les études de qualification sur les performances du combustible Triso UCO et à consolider les marges de sécurité. L'expérience AGR-2 a permis d'irradier des compacts contenant des particules Triso à noyaux UO₂ fabriqués lors du programme collaboratif Antarès de Framatome et du CEA.

En complément de ces travaux d'irradiation et de leurs examens, des méthodes analytiques et des codes thermomécaniques et de diffusion ont été développés de manière à justifier et à accroître la compréhension du comportement

du combustible et ainsi appuyer la démonstration de qualification. Ces outils de calcul scientifique qui intègrent différents modèles analytiques ont été vérifiés, validés et évalués de manière comparative pour le combustible Triso dans des exercices de validation de code à code, permettant de proposer les lois de comportement des matériaux et thermomécaniques de la particule Triso. Le CEA et Framatome ont développé conjointement un code de calcul thermomécanique de la particule Triso, le code Atlas, dont la qualité des modèles a été démontrée dans le CRP-6 de l'AIEA⁸.

Une démarche possible de qualification accélérée d'un combustible Triso consiste à reproduire des spécifications de conception similaires à celles d'un combustible de référence et ainsi bénéficier de données relatives à la qualification et à l'expérience du combustible de référence. Plus spécifiquement, en France, un dialogue entre l'autorité de sûreté et les développeurs de RHT devra déterminer les conditions de qualification des combustibles Triso, notamment dans quelle mesure les retours d'expérience internationaux pourraient alléger ou se substituer à des campagnes d'irradiation expérimentales et permettre le démarrage d'un premier cœur avec un programme de surveillance adapté.

7 : Uranium Oxycarbide (UCO) Tristructural Isotropic (Triso) Coated Particle Fuel Performance: Topical Report EPRI-AR-1(NP). EPRI, Palo Alto, CA: 2019. 3002015750
8 : IAEA-TECDOC-CD-1674, Advances in High Temperature Gas Cooled Reactor Fuel Technology, 2012

1.5. Étape 3 : Fourniture du combustible Triso

1.5.1. Approvisionnement de la matière fissile : cas de l'Haleu

Les combustibles Triso utilisent une matière fissile enrichie en U235 comprise entre 5,0 % et 20,0 % dénommée Haleu pour *High Assay Low Enrichment Uranium*. La gamme 5-10 % est communément appelée LEU+.

Selon l'AEN, une trentaine de réacteurs avancés à travers le monde prévoient d'utiliser de l'Haleu comme matière fissile, en particulier les RHT, et huit prévoient d'utiliser du LEU+.

À l'heure actuelle, les capacités mondiales d'enrichissement d'uranium sont assurées par une poignée d'acteurs. Porter les capacités industrielles existantes, qui atteignent typiquement des enrichissements de 5 à des teneurs augmentées vers 6-8 % voire 10 %, est atteignable en modifiant les installations actuelles, et sujet à autorisation administrative. Atteindre des taux d'environ 20 % demandera en revanche le déploiement d'installations dédiées, pour lesquelles les industriels, avant d'investir, auront besoin d'une plus grande visibilité sur les prévisions de besoins du marché.

9 : L'usine GBII d'Orano, qui a lancé une augmentation de capacité de 30 %, est capable d'enrichir jusqu'à 6 % ; des enrichissements jusqu'à 8 % seront atteignables suite à la validation du dossier d'autorisation déposé à l'Autorité de sûreté.

10 : <https://www.ans.org/news/2025-07-24/article-7231/savannah-river-site-could-produce-31-mt-of-haleu-as-downblending-plan-okayed/>

En Russie, Tenex, une filiale de Rosatom, produit de l'Haleu à l'échelle commerciale (l'Haleu est également utilisé pour les réacteurs de recherche et d'irradiation et considéré pour certains réacteurs à neutrons rapides). À noter que les usines d'enrichissement de Zelenogorsk et Novouralsk ont des activités de dilution de HEU vers du LEU/LEU+.

À court terme, des solutions alternatives sont donc explorées pour rendre disponibles des quantités limitées d'Haleu, comme par exemple les mélanges d'uranium hautement enrichi (HEU) à de l'uranium appauvri afin d'atteindre l'enrichissement souhaité, pour les pays disposant de telles matières : par exemple, l'extension du programme « *Downblending* » du DOE à Savannah River aux États-Unis¹⁰. Cet Haleu serait ensuite envoyé à un fournisseur commercial pour être transformé en combustible nucléaire.

Préalablement à la fabrication de combustible, le processus de déconversion, qui correspond à l'étape de transformation de l'UF₆ enrichi vers un précurseur adapté à la fabrication du combustible Triso (noyaux UO₂ ou UCO), doit aussi être assuré par des installations dédiées. La principale différence avec les capacités actuelles

réside dans l'enrichissement de la matière manipulée, qui impose des précautions particulières, notamment vis-à-vis du risque de criticité.

De manière similaire, et généralement dès l'issue de la phase d'enrichissement et jusqu'à la livraison du combustible sur le réacteur – y compris les étapes de déconversion, fabrication de la matière combustible, fabrication des assemblages, acheminement vers le réacteur –, les opérations de manutention et de logistique (transport intra et inter-sites) présentent des défis qui sont sensiblement différents de ce

qui est typique des combustibles conventionnels, enrichis à 5 %, notamment vis-à-vis du risque de criticité. Ainsi, c'est toute une filière de logistique et transport qui est à adapter ou développer pour répondre au déploiement de combustibles à HALEU.

Le Royaume-Uni et les États-Unis ont récemment lancé des programmes nationaux en soutien à la production d'HALEU, visant à développer leurs capacités domestiques d'enrichissement et de déconversion ainsi que l'émergence de solutions de transport pour le début des années 2030.

Tableau 1 – “HALEU availability program” aux Etats-Unis

Appel d'offres	Date de publication	Date de la première phase de la sélection	Lauréats de la première phase de sélection	Plafond cumulé des contrats
HALEU Deconversion Services RFP	11/2023	08/10/2024	<ul style="list-style-type: none">OranoFramatomeBWXTCEntrusGE VernovaWestinghouse	800 millions \$
HALEU Enrichment Acquisition RFP	01/2024	17/10/2024	<ul style="list-style-type: none">Orano Federal ServicesLouisiana Energy ServicesGeneral MatterAmerican Centrifuge Operating	2,7 milliards \$
LEU Enrichment Acquisition RFP	06/2024	10/12/2024	<ul style="list-style-type: none">Orano Federal ServicesLouisiana Energy ServicesGeneral MatterAmerican Centrifuge OperatingGlobal Laser EnrichmentLaser Isotope Separation Technologies	3,4 milliards \$

Au Royaume-Uni, le gouvernement britannique a lancé un programme pour soutenir la production d'HALEU à hauteur de 300 M£. Urenco envisage la construction d'une usine d'enrichissement pour de l'HALEU, qui devrait être opérationnelle en 2031, et soutenue par un financement public de 196 M£. Nuclear Transport Solution a reçu un financement de 1 M£ pour développer des emballages de transport pour HALEU.

À ce jour, il n'existe pas de programme similaire en cours dans l'Union européenne.

La France dispose pourtant d'atouts, grâce à la maîtrise industrielle des technologies d'enrichissement et des moyens logistiques et de transport d'Orano, et au savoir-faire et à la maîtrise des procédés de déconversion – d'Orano (celui-ci ayant exploité des usines de déconversion d'HALEU) et de Framatome (pour la déconversion de LEU dans les installations de Romans-sur-Isère) – pour s'imposer comme producteur d'envergure mondiale sur ce potentiel marché de la fourniture d'HALEU.

Pour Orano, la mise en œuvre d'une unité d'enrichissement dédiée à l'HALEU, compte tenu des exigences spécifiques de sûreté-criticité, nécessiterait des engagements à long terme de clients, ainsi qu'un support des pouvoirs publics puisque le marché actuel (<1 tU/an) n'est pas suffisant pour rentabiliser

les investissements. En ce qui concerne la déconversion de l'UF₆ enrichi jusqu'à 20 % en UO₂ ou sous forme métal, Orano et ou Framatome pourraient envisager la construction d'une unité dédiée dans la décennie 2030, ayant déjà exploité une telle usine pendant des décennies. Néanmoins, des investissements publics à l'instar de ceux planifiés par les États-Unis ou le Royaume-Uni et des contrats d'engagement à long terme sont là aussi requis. Aux États-Unis, Framatome a débuté une évolution progressive de son site de Richland à la détention et la manipulation de LEU+ pour la déconversion et la fabrication de combustibles UO₂, Triso et d'uranium métal visant à terme à adapter l'ensemble de ses technologies et produits à l'HALEU. En France, grâce à sa division Cerca, Framatome dispose des installations nécessaires à la préparation de combustibles en HALEU.

Les projets français de Jimmy et Blue Capsule envisagent dans un premier temps des combustibles utilisant des matières fissiles ne nécessitant pas d'HALEU. Jimmy considère le démarrage de son premier réacteur en LEU+ (< 10 % U-235) et Blue Capsule a retenu une matière fissile LEU à 5 % en U235, commercialement disponible.

1.5.2. Fabrication du combustible

Les éléments combustibles des RHT se présentent sous la forme de compacts cylindriques ou de boulets sphériques au sein desquels les particules Triso sont dispersées. Le nombre de particules dans

un élément combustible est de plusieurs milliers et de plusieurs milliards dans un cœur de RHT. La fabrication des éléments combustibles RHT comporte deux étapes indépendantes : la fabrication des particules Triso et le compactage en matrice graphite.

Le procédé appliqué à la fabrication du combustible Triso vise à obtenir les noyaux des particules par la gélification d'un sol contenant l'actinide. Cette gélification est obtenue par l'ajout d'additifs de polymérisation à la solution initiale de nitrate d'uranyle, qui gélifient par modification des conditions de stabilité des espèces chimiques, typiquement le pH ou la température. Il existe deux procédés sol-gel classiquement employés à la préparation des noyaux, le procédé appelé *Gel Supported Precipitation* (GSP) ou procédé de gélification externe conduisant à un uranate d'ammonium (ADU) et un procédé de gélification interne conduisant à un complexe d'uranyle amalgamé à une résine polymère dégradable.

Une fois les gouttelettes formées et gélifiées, elles sont ensuite lavées pour évacuer l'excès de nitrate d'ammonium, puis séchées, calcinées sous air à une température de 400-600 °C, et enfin réduites et frittées à 1700 °C sous atmosphère réductrice d'argon et d'hydrogène pour l'obtention de noyaux d'UO₂. La formation de noyaux UCO nécessite d'intégrer une source de carbone au sol initial, généralement du noir de carbone, et d'appliquer aux noyaux une étape de carbo-réduction en fin de traitement thermique sous atmosphère mixte de CO ou H₂ et Ar, permettant la conversion d'une partie de l'oxyde d'uranium en carbure d'uranium.

Le dépôt des couches successives de pyrocarbone et de carbure de silicium est réalisé par dépôt chimique en phase vapeur. Le procédé de « dépôt chimique en phase vapeur en lit fluidisé » est un procédé utilisé pour déposer de manière homogène de fines couches de matériaux, des films minces, à la surface d'un substrat. Des gaz porteurs, typiquement de l'argon en mélange avec les gaz réactifs sont injectés dans la chambre réactionnelle contenant le substrat. Dans des conditions de fluidisation des noyaux et de températures, la pyrolyse des réactifs gazeux conduit au dépôt du film mince souhaité, les sous-produits gazeux de cette réaction étant évacués et traités.

Dans le cas de la fabrication de particules Triso, bien que de petites différences de recette ou de température existent entre les procédés de dépôt en fonction des spécifications visées, le processus d'élaboration est globalement similaire. Le dépôt des couches de pyrocarbone fait appel à l'argon comme gaz porteur et de l'acétylène C₂H₂ comme précurseur, déposé à haute température (environ 1300 °C). L'ajout de propylène permet d'obtenir les couches de pyrocarbone interne et externe denses, par rapport à la couche « *buffer* ». La couche de carbure de silicium est déposée via un gaz porteur, mélange d'argon et de dihydrogène, portant un précurseur de méthyltrichlorosilane, SiCl₃CH₃, à plus de 1500 °C.

Les particules Triso sont triées, typiquement par tamisage et à l'aide d'une table vibrante permettant la sélection en taille et en forme (sphéricité).

Qu'il s'agisse d'un compact cylindrique, d'un boulet sphérique ou d'une autre forme d'élément combustible, les particules Triso sont dispersées dans une matrice hôte, nécessaire pour assurer l'intégrité structurale des particules, la modération des neutrons et la conductivité thermique. Pour les applications électrogènes, le graphite constitue un milieu approprié par ses propriétés intrinsèques comme matériau réfractaire, ayant une excellente résistance à l'oxydation aux températures d'usage des réacteurs, une bonne stabilité dimensionnelle sous irradiation et une exceptionnelle qualité de modération des neutrons.

L'étape de base de la fabrication de l'élément combustible comprend donc la préparation de la poudre de matrice de graphite (MGP). Il existe plusieurs recettes ayant conduit à des produits qualifiés dont la base repose sur un processus de granulation d'un mélange de graphite naturel et de graphite synthétique avec ou sans liant additionnel selon la nature du graphite naturel employé.

Les étapes suivantes de préparation de l'élément combustible comprennent le sur-enrobage des particules Triso par la poudre de la matrice graphite, le mélange des particules Triso sur-enrobées avec la poudre de la matrice graphite, le compactage par pressage uniaxial à chaud (120-200 °C) dans le cas des compacts cylindriques et par pressage isostatique à température ambiante dans des moules de silicone pour les boulets sphériques. Les corps crus (compacts ou boulets verts) subissent un double traitement thermique de carburation à 800 °C sous atmosphère neutre puis de densification et d'élimination des impuretés à des températures supérieures à 1600 °C.

Afin de vérifier la qualité du combustible, les caractéristiques et les propriétés de l'élément combustible Triso doivent être testées et examinées par rapport à la spécification du combustible, qui comprend entre autres les exigences de conception et de fabrication. L'examen des propriétés du combustible doit assurer des performances du combustible et garantir les deux critères principaux contribuant au terme-source, à savoir le taux initial de particules défaillantes et la fraction d'uranium libre.

Indépendamment de la géométrie de l'élément combustible, le contrôle qualité comporte trois sections principales :

- l'inspection des noyaux fissiles,
- l'inspection des particules enrobées,
- l'inspection de l'élément combustible.

Les techniques expérimentales permettant de mesurer les propriétés des produits sont réalisées sur des prélèvements et classiquement par des méthodes dites destructives. Au regard du grand nombre de particules et de compacts dans un cœur, le programme d'assurance qualité comporte un modèle statistique justifiant d'une fraction aussi faible que possible de particules défaillantes introduites en réacteur.

1.5.3. Expériences et perspectives françaises et internationales

La fabrication de combustible Triso a atteint différents niveaux de maturité suivant les pays. Un préalable à la production est la réalisation de lignes pilotes préfigurant les futures installations industrielles pour la qualification du combustible et des procédés de fabrication. Les installations industrielles nécessitent quant à elles une implantation sur

des sites aptes à recevoir une INB permettant l'utilisation de quantités importantes d'uranium enrichi.

Les deux seuls pays ayant atteint un niveau industriel de production d'éléments combustibles RHT sont l'Allemagne et la Chine, respectivement pour les réacteurs AVR et RTH et les réacteurs HTR-PM, ce dernier étant actuellement le seul RHT en exploitation commerciale (le combustible du HTR-10 est produit à l'échelle pilote à l'université de Tsinghua, département INET). Le design de l'élément combustible utilisé dans le HTR-10 et le HTR-PM est similaire à celui développé en Allemagne pour les boulets UO_2 LEU Triso. La production chinoise s'est fortement inspirée de la ligne de production développée par la société Nukem sur la base du procédé Holbeg. La capacité de la ligne Nukem/Holbeg de Hanau (Allemagne) entre 1980 et 1988 était de 200 000 éléments

combustibles par an. La capacité de la ligne de production de Baotou (Chine) est annoncée à 300 000 éléments combustibles sphériques par an pour des besoins domestiques.

Les États-Unis et le Japon ont développé des lignes de production de compacts Triso à l'échelle pilote pré-industrielle. À partir de 1995, Nuclear Fuel Industry Ltd a assuré la fabrication du premier cœur du HTTR japonais (900 kg d'uranium) et les recharges successives. Depuis le début des années 2010, la ligne de production a été mise en sommeil.

Aux États-Unis, à côté des lignes de fabrication à l'échelle R&D des laboratoires nationaux de ORNL et INL, les startups telles X-Energy, Kairos Power et Standard Nuclear (ex-USNC) ont développé des installations à l'échelle de pilote pour des travaux de prototypage essentiellement mais qui ne permettent pas la fourniture d'un premier cœur. X-Energy annonce le développement de moyens de production propres tandis que Nuclear Standard (ex-USNC) et Framatome ont signé un accord de création d'une co-entreprise pour la production du combustible Triso à l'échelle industrielle sur le site de Richland. Parallèlement, Standard Nuclear renforce la capacité de sa ligne pilote du Tennessee pour répondre aux besoins potentiels de combustibles Triso des projets sélectionnés pour le programme Dome.

La société BWXT Inc. dispose d'une ligne de production pré-industrielle ayant permis la fabrication des compacts des irradiations du programme AGR (à partir de l'irradiation AGR-2). Cette installation produit également les compacts du réacteur Pele qui est un démonstrateur de réacteur transportable. BWXT évalue actuellement les possibilités d'installer une unité de production dans le Wyoming et s'est rapproché de Kairos Power pour la production commerciale de combustible Triso.

La France, l'Afrique du Sud, le Royaume-Uni et la Corée du Sud ont développé des installations à l'échelle R&D pour tout ou partie d'une chaîne de fabrication d'éléments combustible. En France, le CEA et Framatome (ex-AREVA NP) ont collaboré dans le cadre du projet Antarès au développement d'une ligne R&D de fabrication de combustible Triso, constituant une base de propriété intellectuelle souveraine utile au développement d'une ligne de prototypage.

Du fait des perspectives de la filière RHT, Framatome a engagé la construction d'une ligne pilote de fabrication de combustible Triso sur son site de Romans-sur-Isère qui servirait de démonstrateur pré-industriel. Elle permettra, entre autres, la qualification des procédés de fabrication et la qualification des combustibles Triso jusqu'à un enrichissement à 19,75 % en uranium-235.

Jimmy annonce un atelier de fabrication de combustible Triso dont la production sera destinée à alimenter ses réacteurs.

1.6. Étape 4 : La gestion du combustible Triso usé

Les premiers développements de RHT en Allemagne, ainsi qu'aux États-Unis, ont considéré l'uranium hautement enrichi (HEU) et le retraitement comme l'option de référence. L'utilisation d'uranium enrichi (Haleu) initiée à la fin des années 1970, en raison de préoccupations liées à la prolifération nucléaire, a conduit à considérer l'entreposage direct comme la solution intérimaire de référence pour la gestion de combustible Triso en attendant la mise en place d'une solution définitive.

La gestion aval du combustible des RHT est principalement régie par les grandes quantités de graphite, dont 92 % proviennent des éléments combustibles et environ 2 % des couches de pyrocarbone (PyC) de l'enrobage Triso de la particule. En outre, la quantité de matières valorisables récupérables dans un boulet de combustible usé est de moins de 4 % en poids d'uranium, l'élément combustible étant très majoritairement composé de graphite, pour les compacts et pour le bloc prismatique les contenant. Le graphite est le premier déchet issu de cette filière. Différentes options de gestion des combustibles

usés peuvent être envisagées, selon le degré de séparation entre la matière fissile et les composants en graphite.

- La première option qui ne concerne que les RHT de conception prismatique consisterait à conditionner, entreposer et stocker directement l'ensemble du bloc combustible, c'est-à-dire le bloc prismatique en graphite avec les compacts qu'il contient.
- La deuxième option viserait à séparer les compacts de particules des blocs prismatiques qui les contiennent, avant de stocker séparément les deux éléments.
- La troisième voie consisterait en l'extraction des particules des éléments combustibles (compacts ou boulets). Cette opération doit être effectuée sans entraîner de ruptures des particules qui conduiraient à la libération des produits de fissions contenus dans celles-ci.
- Une quatrième option consisterait à retraiter les particules elles-mêmes, après avoir libéré la matière fissile de ses couches de revêtement. Le point de difficulté majeur est la destruction de l'enrobage autour du noyau pour accéder à ce dernier.

Des études de R&D sur le retraitement ont été réalisées en France par le CEA au début des années 2000. Les études internationales réalisées ou en cours sur ces diverses options, sembleraient montrer que la mise en stockage direct avec ou sans séparation des compacts pourrait être l'option la plus facile à mettre en œuvre pour ce type de combustibles. Toutefois, en France, il convient de rappeler que le traitement des

combustibles usés est la voie de gestion privilégiée. À ce titre, le stockage direct des combustibles usés n'est étudié dans les études d'adaptabilité du projet Cigéo de stockage en couche géologique profonde qu'à titre conservatif en cas de changement de la politique de traitement des combustibles. À ce stade, les combustibles Triso, non présents sur le territoire français, ne font pas l'objet de ces études.



QU'EST-CE QU'UN RÉACTEUR RAPIDE ?

Rappel sur le fonctionnement des réacteurs actuels :

Le fonctionnement de la totalité des réacteurs de puissance du parc nucléaire français et la quasi-totalité des réacteurs électrogènes déployés dans le monde repose sur la fission de l'isotope 235 de l'uranium¹¹ qui se produit, avec une certaine probabilité, lorsque ce dernier absorbe un neutron. À la suite de la fission, deux à trois neutrons ($\sim 2,4$ en moyenne) sont libérés avec une énergie cinétique de l'ordre de 2 MeV. Les neutrons émis lors d'une fission peuvent à leur tour interagir avec d'autres noyaux d'U235 et, dans certaines conditions, être absorbés et provoquer leur fission. Une réaction en chaîne peut alors s'enclencher.

L'absorption d'un neutron de la part d'un noyau d'U235 se réalise avec une probabilité qui augmente au fur et à mesure que l'énergie cinétique du neutron incident approche l'ordre de grandeur de l'énergie d'agitation thermique à température ambiante ($\sim 0,025$ eV) : on parle alors de neutrons « thermiques ». Les réacteurs qui exploitent l'énergie libérée par la fission de l'U235 induite par l'absorption d'un neutron thermique sont donc conçus de telle manière que les neutrons issus des fissions se propagent dans un milieu, dit modérateur, qui les ralentit par chocs successifs avec les noyaux qui le composent. Un bon matériau modérateur permet de réduire efficacement l'énergie cinétique des neutrons tout en minimisant les réactions d'absorption.

L'isotope fissile 235 de l'uranium ne constitue que 0,7 % de l'uranium naturel qui, pour le reste, est essentiellement composé de l'isotope 238, qui lui n'est pas fissile (sa probabilité de fissionner à la suite de l'absorption d'un neutron thermique est extrêmement faible). Par conséquent, lorsque l'on utilise l'uranium issu de l'extraction minière pour fabriquer le combustible, il n'y a que deux alternatives possibles : soit on utilise un modérateur extrêmement performant qui ralentit très efficacement les neutrons et qui en absorbe très peu (c'est par exemple le cas des réacteurs Candu

qui utilisent comme modérateur l'eau lourde, qui absorbe moins les neutrons que l'eau légère, ou le cas des réacteurs modérés au graphite), soit on augmente la concentration de l'isotope 235 jusqu'à atteindre une teneur telle que la probabilité qu'un neutron rencontre un noyau d'U235 après avoir été ralenti est suffisante pour que la réaction en chaîne s'entretienne (entre environ 3,7 % et 4,5 % dans le combustible des réacteurs de puissance de type REP).

Production de plutonium dans les réacteurs actuels

Dans un réacteur en fonctionnement, plusieurs autres réactions nucléaires se produisent en plus de la fission de l'U235. L'une des plus importantes à l'égard du fonctionnement du cœur est la suivante : l'U238 contenu dans le combustible peut absorber un neutron, devenir U239 et puis, à la suite de deux désintégrations nucléaires successives (désintégrations beta), se transformer en l'isotope 239 du plutonium, un élément qui n'existe pas dans la nature. Cet isotope est fissile (lorsqu'il absorbe un neutron, il a une haute probabilité de fissionner) et peut être utilisé à son tour comme combustible nucléaire. On dit que l'U238 est fertile, car il a la capacité de produire un isotope fissile par capture neutronique.

Une partie du plutonium produit pendant l'irradiation du combustible fissionne avant le déchargement des assemblages et contribue ainsi à l'énergie générée. On retrouve également une quantité significative de plutonium (environ 1 % en masse) dans les assemblages de combustibles à l'uranium enrichi usés. Pourvu qu'on dispose des technologies et des capacités industrielles nécessaires à la séparation de cette matière, il est possible de la valoriser pour fabriquer des assemblages de type MOX (mélange d'oxydes d'uranium appauvri et de plutonium) qui peuvent être réutilisés dans les réacteurs à eau légère.

Valorisation et production de plutonium dans les réacteurs rapides

Une approche alternative pour la valorisation du plutonium issu du retraitement des combustibles usés est possible dans des réacteurs de conception différente utilisant des neutrons rapides pour déclencher les fissions de noyaux lourds. On parle dans ce cas de réacteurs à neutrons rapides (RNR). Cette voie fut étudiée aux États-Unis très tôt après la fin de la Seconde Guerre mondiale, ainsi que

11 : Ou, dans une moindre mesure, de certains isotopes du plutonium générés in-situ ; pour la suite de ce paragraphe, nous nous contenterons de mentionner l'uranium-235 par souci de simplification.

dans de nombreux autres pays dont la France, et puis abandonnée à la faveur des réacteurs à neutrons thermiques. Les neutrons rapides permettent de faire fissionner l'U235 ainsi que tous les isotopes du plutonium.

La probabilité de fission d'un noyau fissile (U235 ou isotopes du plutonium) par interaction avec un neutron rapide étant plus faible que lorsque le neutron incident est de basse énergie, il est nécessaire d'augmenter la teneur en U235 ou en plutonium pour compenser cet effet et faire en sorte que la réaction en chaîne s'entretienne. Le recours à des concepts de combustible pour RNR avec forte teneur en plutonium présente des avantages considérables. D'abord, le Pu239 est produit à partir de l'U238 par capture neutronique, aussi bien dans des réacteurs à neutrons lents que dans ceux à neutrons rapides. Le plutonium (Pu239 majoritairement, accompagné d'autres isotopes) est donc une matière que l'on retrouve dans le combustible usé et qui peut être valorisée.

Pour des raisons d'« économie neutronique », la production de Pu239 à partir de l'U238 est particulièrement efficace dans les RNR alimentés avec des assemblages avec fort contenu initial de Pu ; en effet, le nombre de neutrons émis par fission en spectre rapide est significativement plus élevé pour le Pu239 (2,4) que pour l'U235 (1,9), ce qui fait que la fission du Pu239 en spectre rapide met à disposition plus de neutrons pour réaliser d'autres fissions ou la transmutation de l'U238 en U239 (ce qui conduit à la formation de Pu239). Dans un réacteur à neutrons rapides, plusieurs isotopes du plutonium, y compris les isotopes pairs comme le Pu240 et le Pu242, peuvent fissionner (leur probabilité de fission en spectre rapide est plus élevée que la probabilité de capture stérile), contrairement à ce qui se passe dans les réacteurs à neutrons thermiques où, parmi les isotopes du plutonium, seuls les isotopes impairs comme le Pu239 et le Pu241 sont fissiles. Cela constitue un avantage important des réacteurs rapides, car la valorisation énergétique du plutonium y est moins dépendante de sa composition isotopique. Ainsi, le plutonium issu du combustible MOX utilisé en réacteur à eau légère peut être exploité de manière plus efficace dans un réacteur à neutrons rapides.

La génération de Pu239 peut être ultérieurement optimisée au travers du design du cœur. Trois régimes de fonctionnement d'un

cœur RNR composé d'assemblages MOX avec haute teneur de Pu peuvent exister en fonction de son design et des spécificités du combustible : sous-génération (ou « brûleur », le réacteur consomme plus de Pu239 qu'il n'en crée), isogénération (le réacteur consomme autant de Pu239 qu'il en crée), surgénération (le réacteur crée plus de Pu239 qu'il n'en consomme). Dans les trois scénarios, de la matière fissile est générée lors du fonctionnement du réacteur et peut être valorisée.

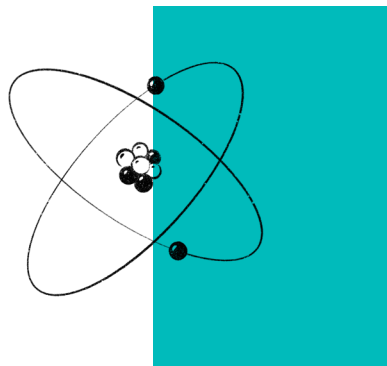
Les réacteurs à neutrons rapides permettent d'utiliser pleinement le potentiel de l'uranium via la fission de l'U235 (0,7 % de la ressource naturelle) mais également, voire surtout, celle du plutonium régénéré en cœur à partir de l'U238 (99,3 % de la ressource naturelle) et suivant des régimes adaptables à l'évolution du besoin de production énergétique.

Le Pu239 n'étant pas disponible à l'état naturel, il est nécessaire de l'extraire de combustibles nucléaires ayant été irradiés dans un cœur REP ou RNR. Un cycle de valorisation du plutonium au travers d'un parc de RNR nécessite donc de disposer des technologies de séparation/extraction du plutonium issu du combustible usé, et de la capacité à fabriquer des combustibles RNR.

La France a été pionnière dans la filière des RNR-Na en développant les réacteurs rapides Rapsodie (1967-1983), Phénix (1974-2010) et Superphénix (1984-1997) qui étaient alimentés avec du combustible de type MOX (mélange d'oxydes d'uranium et plutonium). L'objectif du programme était de lancer une filière de RNR surgénérateurs qui auraient remplacé progressivement les réacteurs modérés à eau légère. Le déploiement de ces derniers était initialement considéré comme étant une étape transitoire pour produire le Pu239 nécessaire au démarrage de la future flotte de RNR surgénérateurs. La poursuite de cette stratégie aurait permis de s'affranchir de la dépendance afférente aux importations de minerai d'uranium, peu abondant en France et dont l'évolution du prix est cyclique et difficilement prévisible à moyen-long terme¹². Il est aisé de comprendre que la maîtrise et le déploiement d'une telle filière de production d'électricité revêt une dimension stratégique et géopolitique d'énorme portée pour un pays avec peu de ressources sur son territoire. L'approche consistant à alimenter une flotte de réacteurs uniquement avec la matière fissile produite en fonctionnement et un stock d'uranium appauvri

est dite « fermeture du cycle » car la matière fissile nécessaire au fonctionnement des réacteurs est extraite du combustible irradié. Une telle approche peut fonctionner sur des échelles de temps très longues (de l'ordre de plusieurs milliers d'années en France) mais toutefois non infinies.

12 : Si l'uranium est un métal relativement abondant dans la croûte terrestre, son extraction nécessite l'identification de gisements suffisamment concentrés pour que celle-ci soit rentable. Comme toute extraction minière, la concrétisation de nouveaux projets miniers nécessite en outre plusieurs années et est sujette à de nombreuses contraintes (économiques, politiques, géopolitiques, environnementales, acceptabilité) pouvant entraîner des déséquilibres temporaires entre offre et demande. Le cours de l'uranium peut enfin être affecté par des comportements spéculatifs, des contraintes géopolitiques, et l'évolution du parc nucléaire mondial.



2. Les réacteurs à neutrons rapides refroidis au métal liquide (RNR)

2.1. Intérêt des RNR-Na et RNR-Pb

Tout comme les RHT, ils fonctionnent à une température élevée, quoique moindre. Ils peuvent donc trouver des applications de décarbonation de chaleur industrielle. Si l'on considère les trois projets français, Hexana (RNR-Na) déclare projeter de produire de la chaleur à 500°C, Otrera (RNR-Na) à 100-180°C, et Newcleo (RNR-Pb) à 500°C.

Les réacteurs à neutrons rapides se distinguent aussi, à la différence des RHT, par leur capacité à valoriser non seulement l'uranium-235, mais aussi l'uranium-238 issu des flux d'enrichissement (uranium appauvri) et le plutonium issu du retraitement des combustibles usés.

2.2. RNR refroidis à métal liquide

Tous les réacteurs ont recours à un fluide caloporteur qui évacue la chaleur générée par les réactions nucléaires, vers les machines thermiques pour conversion en électricité ou usage de la

chaleur brute. Le choix du fluide caloporteur représente un optimum de fonctionnement, du point de vue de la thermo-hydraulique, des matériaux et de la neutronique. Les RNR nécessitent, comme les autres réacteurs, un fluide caloporteur qui garantisse une évacuation efficace de la chaleur (bonnes capacité thermique et conductivité thermique, faible viscosité, haute température d'ébullition). Spécifiquement, par principe, leur caloporteur doit aussi garantir une faible probabilité d'absorption des neutrons ainsi qu'un faible pouvoir ralentisseur. Enfin, le caloporteur doit être compatible avec les autres matériaux avec lesquels il entre en contact pendant le fonctionnement nominal du cœur et en situation accidentelle.

Si l'on se restreint aux caloporteurs métalliques, les deux principales options retenues sont le sodium et le plomb, et certains de leurs eutectiques (NaK et PbBi)¹³. Si le sodium est beaucoup moins corrosif que le plomb, ce qui est un atout précieux, il présente l'inconvénient d'être très réactif lorsqu'il entre en contact avec l'eau et l'air. Les

13 : C'est le cas de l'eutectique sodium-potassium (NaK) ou de l'eutectique plomb-bismuth (PbBi), ces derniers présentant l'avantage de baisser la température de fusion du caloporteur par rapport à l'usage de sodium seul ou de plomb seul, un avantage contrebalancé dans le cas de l'eutectique PbBi par l'inconvénient d'une production de polonium 210. Des réacteurs à eutectique PbBi ont été développés dans les années 60-70 en Union soviétique pour propulser les sous-marins nucléaires de classe alpha.

deux options se traduisent en deux conceptions de RNR : RNR-Na d'une part, RNR-Pb (ou RNR-PbBi) d'autre part. Il est intéressant de noter qu'à l'échelle mondiale, la filière RNR-Na bénéficie d'un large retour d'expérience y compris le savoir-faire accumulé pour la filière combustible MOX RNR associée, particulièrement en France et au Japon ; là où la filière RNR-Pb n'a pas été déployée de manière commerciale.

Du point de vue du combustible, plusieurs options ont été historiquement considérées pour ces types de réacteurs :

- combustibles métalliques UPuZr,
- mélange d'oxydes d'uranium et de plutonium MOX,
- mélange de carbures d'uranium et de plutonium,
- mélange de nitrures d'uranium et de plutonium.

Chacune de ces options présente des avantages et des inconvénients à l'égard de la fabricabilité, de la compatibilité avec le matériau de gainage, de la compatibilité avec le fluide caloporteur, du comportement en cœur (fonctionnement normal et transitoires accidentels) et de la retraitabilité. Dans une perspective de déploiement des réacteurs à neutrons rapides à des fins de multirecyclage, le choix du mélange d'oxydes d'uranium et de plutonium (MOX) présente

l'avantage d'un vaste et solide retour d'expérience sur toutes les étapes de la fabrication au retraitement. À noter cependant que le MOX présente des enjeux de réactivité avec le caloporteur sodium en cas de rupture de gaine. Aussi, lorsque le caloporteur est le plomb, le choix d'un combustible plus dense que le MOX (e.g. à base de nitrures ou de carbures) pourrait être privilégié pour compenser l'espacement plus important entre les aiguilles nécessaire pour limiter les phénomènes de corrosion et d'érosion des gaines par le plomb.

Les RNR à caloporteur sodium et plomb peuvent être alimentés en combustible MOX de conception relativement similaire. Par conséquent, les principaux aspects liés à l'approvisionnement des assemblages frais et la gestion du combustible irradié sont similaires et seront par la suite traités de la même manière.

Par ailleurs, la valorisation du plutonium existe déjà dans le cadre d'un parc REP. L'alimentation initiale d'un parc AMR à neutrons rapides exige un processus progressif impliquant différentes parties prenantes, et qui devrait être défini avec l'objectif d'une gestion optimale d'une matière précieuse, d'accès difficile, et dont la production et la circulation sont fortement réglementées.

Certains des acteurs répondant à l'appel à projets France 2030 pour

les réacteurs innovants proposent des concepts de RNR comportant des innovations importantes (technologiques et en termes d'usages) par rapport à la filière historique. La capacité de ces concepts à s'inscrire dans une logique visant la fermeture du cycle en France dépend, d'une part, de leur régime de fonctionnement par rapport à la production de plutonium (sous-, iso- ou surgénérateur) et de leur horizon de disponibilité industrielle ; et, d'autre part, de la stratégie de valorisation du plutonium en cours et à venir. Nous rappelons que cette dernière ne repose pas uniquement sur un choix ou des choix de réacteurs mais aussi d'un système industriel de cycle du combustible qui n'est pas le même suivant les différentes gestions de la matière que l'on peut envisager. Le cycle combustible inhérent aux RNR est détaillé dans la suite de cette note.

2.3. Étape 1 : Conception du combustible MOX RNR

Différents choix de combustible sont envisageables pour les RNR. La céramique nucléaire MOX est l'option la plus répandue et bénéficie d'un riche retour d'expérience, aussi bien en France (par les programmes Phénix et Superphénix) qu'à l'international (en Russie par les programmes BN-350 et BN-800, au Japon par les réacteurs Joyo et Monju). Le MOX se présente sous forme de pastilles d'oxydes frittées (chauffées à haute température

pour les densifier sans atteindre le point de fusion). Ces pastilles sont empilées et insérées dans des gaines, formant des barres de combustible appelées « aiguilles », agencées en assemblages combustibles dont certains sont dédiés à la production de chaleur (assemblages fissiles) et d'autres à la production de Pu239 à partir de l'U238 (assemblages fertiles). Dans le cas du combustible MOX Superphénix, un assemblage se composait de 271 aiguilles combustibles de 2,7 m de longueur, insérées dans un tube hexagonal.

Dans la suite de ce paragraphe, nous allons indiquer certains des aspects dimensionnants les plus importants lorsqu'il s'agit de la conception du combustible pour les RNR à caloporteur métallique.

De manière générale, les cœurs des réacteurs rapides ont un facteur de fuite élevé (un nombre important de neutrons s'échappe du cœur sans avoir donné lieu à une fission ni avoir enclenché la conversion de l'U238 en Pu239). Ce phénomène est généralement compensé par une grosse taille de cœur, le positionnement de couvertures fertiles en U238 sur le pourtour du cœur ainsi que l'usage d'un réflecteur neutronique. Dans le cas des AMR, qui visent des tailles de cœur réduites, la seule façon de pallier ce déficit de neutrons consiste à agir sur le combustible en augmentant la quantité de matière fissile qu'il contient. Cela peut être fait soit en utilisant des

combustibles plus denses que le MOX, par exemple ceux à base de nitrures (en dehors du périmètre de la présente note), soit en augmentant la teneur en Pu dans chaque assemblage. Cette dernière option permet d'augmenter le nombre de fissions mais peut avoir une conséquence délétère sur la génération de Pu239 : en effet, l'augmentation de la teneur de matière fissile est faite au détriment de la matière fertile. À titre d'exemple, la teneur en Pu du combustible MOX Superphénix était d'environ 20 %. Les AMR de type RNR métal liquide ciblent parfois des teneurs en Pu plus élevées encore (jusqu'à 30 %) correspondant aux limites de qualification pour un combustible Superphénix. On notera qu'une teneur en Pu élevée introduit des difficultés du point de vue de la fabrication, de la manutention, de la transportabilité des assemblages aussi bien à l'amont (transport du combustible frais) qu'à l'aval du cycle (transport du combustible usé) et au retraitement du combustible usé.

Certaines conceptions d'AMR visent à limiter la puissance volumique en réduisant la teneur en plutonium pour disposer de davantage de matière fertile et ainsi améliorer le gain de régénération. Cela conduit à une augmentation de la taille de cœur pour maintenir un même niveau de puissance. Cette approche s'écarte des conceptions historiques : des travaux de démonstration seront nécessaires

pour la valider.

En ce qui concerne les dimensions et la géométrie de la pastille et des gaines, ces dernières doivent être dimensionnées afin de faciliter l'évacuation de la chaleur d'un cœur avec une densité de puissance plus élevée que celle d'un réacteur à eau légère. Dans certains cas, les pastilles présentent une forme « annulaire », ce qui permet d'abaisser la température de l'axe central de plus de 200 °C en irradiation.

Finalement, dans un cœur RNR, le flux de neutrons étant plus important que celui typique d'un réacteur à neutrons thermiques, des matériaux spécifiquement qualifiés sont nécessaires pour la structure du cœur et le gainage des pastilles afin d'en garantir l'intégrité.

2.4. Étape 2 : Qualification du combustible MOX RNR

Les performances de sûreté de l'élément combustible (i.e. le confinement des radioéléments par la matrice céramique et par la gaine métallique) constituent un volet important de l'examen du dossier de sûreté par l'autorité compétente. L'exploitant se doit de justifier ces performances par un programme de qualification préalablement au démarrage du réacteur puis par le programme de surveillance du combustible postérieurement au démarrage. Ces essais complètent les dispositions de maîtrise de

la qualité de la fabrication et de justification par les études et la simulation numérique (cf. la validation et la qualification des outils de calculs scientifiques).

En France, le combustible MOX RNR bénéficie déjà d'un retour d'expérience significatif, grâce aux programmes de qualification des combustibles Phénix et Superphénix et des développements réalisés dans le cadre du programme Astrid. Ce retour d'expérience porte sur la gaine et l'oxyde mixte UPuO₂ (MOX), sur la fabrication, le comportement sous irradiation et en situation accidentelle.

Pour la gaine métallique du RNR-Na, le CEA a développé une nuance d'acier optimisée. Il dispose d'une base de connaissances relatives à son comportement en réacteur (plage de température et de fluence rapide) et aux limites d'utilisation (fragilisation sous irradiation...). Pour l'étude du combustible, le CEA dispose d'un outil de calcul scientifique (le code Germinal) validé par comparaison à l'expérience sur un grand nombre d'observations expérimentales (base de validation des objets issus de Phénix). Les développeurs de projet souhaitent pouvoir s'appuyer sur ce corpus de connaissances et ainsi réduire le nombre d'essais à réaliser dans le cadre du processus réglementaire d'autorisation d'un

premier réacteur. Framatome, en tant que concepteur de combustible, apporte également ses compétences pour la conception et la justification du combustible des réacteurs RNR ; et Orano est impliqué sur la démonstration de la fabricabilité à échelle industrielle ainsi que la retraitabilité du combustible usé.

A minima, le besoin de qualification doit intégrer les modifications de design réacteur et des conditions de fonctionnement ainsi que la rupture de continuité de la chaîne de fabrication¹⁴. Le soutien technique du CEA est sollicité pour éclairer le positionnement de ces nouveaux designs en regard de la connaissance antérieure. La qualification des matériaux des combustibles nécessite d'avoir accès à des réacteurs de recherche en mesure de reproduire les conditions de fonctionnement (nominales et accidentelles) couvertes par le modèle de réacteur. Les campagnes d'irradiation s'étalent sur plusieurs années.

Le comportement de la gaine dans le caloporteur plomb est un sujet à fort enjeu de sûreté pour lequel il n'existe qu'un faible retour d'expérience, en particulier en France. Pour autant, c'est un sujet qui a fait l'objet de travaux de R&D en Europe. Des dispositions constructives et/ou d'exploitation

14 : On peut parler de « nouveaux » produits combustible et gaine dans la mesure où ces objets seront issus de nouvelles chaînes de fabrication comparativement à celles utilisées dans les années 80-90.

sont envisagées pour gérer le risque de corrosion. En cas de rupture de gaine en réacteur, les conséquences de l'introduction du caloporteur dans l'aiguille fissile tant au niveau de l'aiguille elle-même qu'au niveau du réacteur doivent être prises en compte.

Une difficulté réside dans l'absence de réacteur d'irradiation facilement accessible. Pour illustrer ce propos, rappelons que le projet Astrid envisageait une qualification de son combustible par des irradiations expérimentales dans les réacteurs russes (réacteur expérimental et réacteur de puissance). Dans le contexte de 2025, une irradiation dans le réacteur expérimental japonais Joyo pourrait être envisageable mais avec des contraintes de transport très supérieures. Si on se réfère à la qualification du combustible Superphénix préalablement au démarrage de celui-ci (des irradiations faites principalement dans le réacteur Phénix), la balance entre programme de qualification et programme de surveillance en sera modifiée.

2.5. Étape 3 : Fourniture du combustible MOX RNR

2.5.1. Approvisionnement de la matière fissile

Dans l'attente de pouvoir s'auto-alimenter avec le Pu issu de ses propres combustibles usés, l'alimentation des réacteurs AMR en combustible MOX RNR nécessitera du Pu issu du retraitement des combustibles REP. Au-delà des capacités industrielles de traitement existantes à La Hague permettant de traiter des combustibles UOX, le schéma industriel de renouvellement des installations de traitement d'Orano intègre des capacités industrielles de traitement de MOX REP usés. À noter que certains AMR envisagent de démarrer avec du combustible Haleu avant de passer à une alimentation en MOX.

Dans une seconde phase, des installations spécifiques seront nécessaires pour traiter les combustibles usés MOX RNR, ainsi que pour valoriser le Pu extrait sous forme de nouveaux combustibles MOX RNR. Le besoin potentiel d'un apport permanent en Pu provenant des combustibles usés tiers sera fonction du mode de fonctionnement isogénérateur/sous-générateur des AMR RNR-MOX.

Aux États-Unis, suite à la publication d'un décret signé par le président Trump fin mai 2025, l'administration envisage de mettre à disposition en tant que combustible potentiel pour les AMR du plutonium en

excès des besoins de défense. Une source Reuters¹⁵ a évoqué fin août 2025 le chiffre de 20 tonnes de plutonium produites pendant la guerre froide et contenues dans des ogives nucléaires démantelées. À noter, et en anticipant sur le paragraphe suivant, que les États-Unis n'ont pas, à la différence de la France, d'installations industrielles capables de fabriquer du MOX-REL aujourd'hui. Le projet fédéral MOX Fuel Fabrication Facility (MFFF), qui avait pour vocation de convertir 34 tonnes de plutonium en excès des besoins de défense en combustible MOX REL, a été abandonné en 2018.

2.5.2. Fabrication du combustible

La céramique MOXRNR est fabriquée par un procédé de métallurgie des poudres à partir des oxydes d'actinides ; un procédé similaire à celui déployé à échelle industrielle par Orano pour la fabrication de MOX REL. Le procédé de fabrication des pastilles MOX RNR de référence consiste à broyer en une seule étape les poudres de dioxyde d'uranium UO₂ et de plutonium PuO₂ dans les proportions correspondant aux teneurs souhaitées. À ces poudres sont ajoutées de la chamotte, une poudre déjà cuite formée des rebuts de pastilles réinjectés dans le procédé. Une fois le cobroyage réalisé, la poudre est tamisée pour garantir l'homogénéité de la taille des agrégats. Ensuite, cette poudre, à laquelle des additifs sont ajoutés, est pressée en pastilles crues. Les

pastilles crues sont frittées, c'est-à-dire traitées thermiquement à haute température pour résorber la porosité et atteindre la microstructure visée, cela grâce à un profil de chauffe. L'intégration de chamotte permet d'optimiser les opérations de frittage, en plus de recycler une grande part des pastilles dites de « rebut ».

Une fois les pastilles obtenues, elles sont introduites dans une gaine métallique, le matériau retenu étant un alliage d'acier. Les alliages de zirconium utilisés pour les gaines des combustibles REP ne sont pas adaptés aux flux de neutrons intenses des RNR. Enfin, pour les combustibles français historiquement irradiés et donc qualifiés, le faisceau d'aiguilles est placé sur une grille elle-même soudée au tube hexagonal, qui, avec la tête, la protection neutronique supérieure et le pied, forment l'assemblage final.

Il est à noter que certaines conceptions d'AMR visant à limiter la puissance volumique en réduisant la teneur en plutonium s'éloignent de façon plus ou moins significative de ces concepts d'assemblage historiques, et nécessiteront un effort de qualification a priori spécifique, en fonction des requis de l'ASNR.

15 : Reuters Exclusive: Trump plans to make Cold War-era plutonium available for nuclear power. August 22, 2025

Combustible fissile

Un combustible fissile contient des noyaux capables de subir une fission spontanée ou induite par des neutrons lents ou rapides, libérant ainsi de l'énergie et des neutrons supplémentaires. Ces neutrons peuvent à leur tour provoquer d'autres fissions, entretenant une réaction en chaîne.

Exemples :

- Uranium-235
- Plutonium-239
- Uranium-233

Dans le MOX, le Pu239 est le principal isotope fissile, même si l'ensemble des autres isotopes du plutonium (pouvant être présents en quantités significatives dans le cas de plutonium issu de MOX REP usé) est également fissile sous flux de neutrons rapides.

Combustible fertile

Un combustible fertile n'est pas directement fissile, mais peut être converti en isotope fissile après capture d'un neutron, via un processus de transmutation.

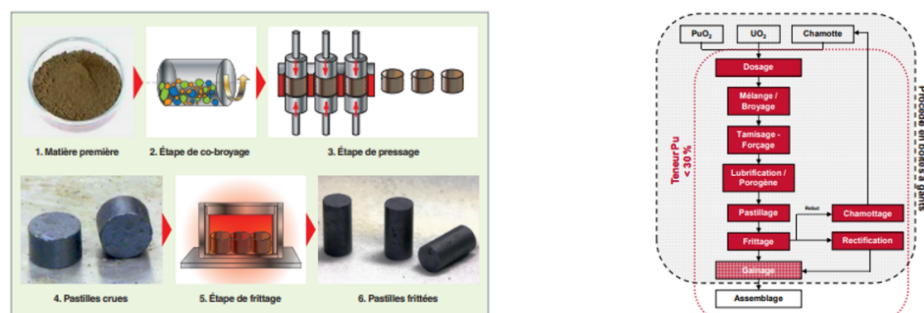
Exemples :

Uranium-238 → se transforme en Pu239

Thorium-232 → se transforme en U233

Dans les RNR, l'uranium-238 joue un rôle fertile essentiel, car les neutrons rapides favorisent sa conversion en Pu239, permettant ainsi un gain de régénération de matières fissiles et donc une meilleure utilisation des ressources pouvant aller jusqu'à s'affranchir d'uranium naturel grâce au stock historique d'uranium appauvri.

Figure 3 – Schémas de principe de la fabrication de combustible MOX RNR



La mise en service d'éventuels prototypes d'AMR alimentés en combustible MOX RNR nécessiterait de disposer d'un atelier d'une certaine capacité de fabrication. Cet atelier devrait être alimenté en plutonium par des usines de traitement des combustibles REP. Le schéma industriel de renouvellement de l'usine de fabrication (programme « Aval du futur » d'Orano) intègre en option une ligne de fabrication de MOX RNR d'une capacité d'environ 10 tML/an¹⁶. La conception de cet atelier s'appuiera sur le retour d'expérience des ateliers ayant permis la fabrication des cœurs des réacteurs Phénix et Superphénix ainsi que de la R&D réalisée dans le cadre de la préconception de l'Atelier de fabrication des cœurs envisagé pour Astrid. Une R&D complémentaire sera nécessaire pour répondre aux besoins spécifiques de cet atelier. Il pourrait aussi prévoir des aménagements pour tester des solutions innovantes mieux adaptées aux fabrications capacitives et aux vecteurs isotopiques du plutonium différents de ceux du passé.

En parallèle, la chaîne d'approvisionnement nécessaire à la fourniture des composants

spécifiques au MOX RNR tels que les gaines, les fils espaceurs pour les aiguilles, les tubes hexagonaux pour les assemblages, les pastilles d'uranium appauvri à destination de couvertures fertiles, etc. devra être recréée, ce qui nécessitera une collaboration étroite entre les porteurs de projets d'AMR, le CEA et des industriels du secteur pour la réacquisition et la mise en œuvre des savoir-faire associés.

2.5.3. Gestion du combustible MOX RNR usé

En ce qui concerne le retraitement des combustibles usés, qui reste un des critères principaux lorsqu'on vise le déploiement d'un parc d'AMR alimentés en MOX RNR, la voie hydrométallurgique (envisagée pour les MOX RNR usés) bénéficie d'un très long retour d'expérience à l'échelle industrielle portant sur le retraitement des assemblages UOX. En France, un effort de R&D se poursuit pour développer les procédés industriels permettant le multi-recyclage d'assemblages MOX RNR – dont la teneur en plutonium est significativement plus élevée que les assemblages UOX¹⁷ REP et même MOX REP – par la même voie et à une échelle compatible avec les capacités

16 : L'unité tML désigne une tonne de métal lourd, c'est-à-dire de l'ensemble des métaux lourds (uranium et plutonium) contenus dans le combustible.

17 : Des installations de retraitement de combustible UOX existent et ont existé en France, au Royaume-Uni, en Russie, en Inde. La France est le seul pays où le retraitement des assemblages de combustible usés des REP est aujourd'hui réalisé à l'échelle industrielle pour traiter les combustibles UOX usés générés par l'intégralité du parc et alimenter grâce au plutonium récupéré une partie de certains réacteurs. Le démarrage d'une usine de retraitement au Japon est planifié depuis plusieurs années.

requis par un parc de RNR. En effet, la faisabilité du traitement de tels assemblages a été démontrée dans les installations existantes, optimisées pour le traitement des assemblages REP usés. Toutefois, opérer un tel traitement à cadence industrielle nécessite des installations dédiées.

Le procédé de retraitement du combustible usé comprend une première étape dite de cisailage au cours de laquelle les aiguilles de combustible sont taillées en tronçons de quelques centimètres, et une deuxième étape, dite de dissolution, pendant laquelle les tronçons sont plongés dans une solution d'acide nitrique dissolvant la matière constitutive des pastilles qu'ils contiennent (les gaines du combustible ne sont pas dissoutes). À la suite de ces deux étapes, la matière valorisable est extraite par des procédés d'extraction liquide-liquide.

L'usine de retraitement de La Hague est conçue pour le retraitement des assemblages combustibles d'oxyde d'uranium issus des REP. Le schéma industriel du renouvellement de l'installation de La Hague intègre le retraitement industriel de combustibles UOX et MOX REL ainsi qu'une option pour un potentiel atelier de petite capacité permettant le retraitement de combustibles non standards dont les MOX RNR. Le

retraitement de combustible MOX RNR requerrait à la fois un nouveau procédé et un outil industriel dédiés en raison de la plus haute teneur de plutonium et des spécificités structurales des assemblages MOX RNR. Dans les combustibles MOX RNR, les faisceaux d'aiguilles sont généralement insérés dans un tube hexagonal épais qui ne permet pas le cisailage direct de l'assemblage entier, entraînant la nécessité de « dégainer » les aiguilles en tête d'usine. En outre, le matériau de gainage n'est pas le même : il est en acier et non en zirconium.

À titre d'exemple, dans le cas de Phénix, l'assemblage était démantelé en amont de l'envoi vers les centres de retraitement. À l'APM¹⁸, le cisailage du combustible Phénix était donc réalisé aiguille par aiguille ou sur une seule rangée d'aiguilles. À l'usine UP2-400, les aiguilles étaient cisailées directement dans leur étui de transport.

L'étape de désassemblage et de cisailage des aiguilles n'étant pas une solution satisfaisante à l'échelle industrielle, il sera nécessaire de prévoir, d'une part, des évolutions des assemblages MOX RNR qui facilitent leur retraitement et, d'autre part, une tête de procédé adaptée à la structure de ces assemblages et aux capacités industrielles inédites requises pour garantir la continuité du cycle des

combustibles d'un parc comprenant plusieurs RNR.

La complexité exprimée plus haut pour qualifier un nouveau combustible en amont du démarrage des premiers RNR en France (du fait notamment du peu de capacités d'irradiation disponibles) pourra cependant conduire les premiers projets à repartir de combustible type Superphénix, le temps de pouvoir qualifier un nouveau combustible. Le retraitement de combustible de ce type devrait le cas échéant être envisagé, malgré les difficultés évoquées.

Une fois les aiguilles découpées, les tronçons sont plongés dans une solution d'acide nitrique pour dissoudre le combustible qu'ils contiennent et préparer l'extraction des différentes espèces d'intérêt. Si le dioxyde d'uranium est très soluble dans l'acide nitrique, le dioxyde de plutonium est quant à lui très peu soluble, ce qui impose de limiter la teneur en Pu dans l'oxyde mixte pour la dissolution de combustible MOX. Aux conditions de dissolution en œuvre aux usines de La Hague, **cette teneur massique maximale est évaluée autour de 30 %**. Au-delà, l'oxyde mixte d'uranium et de plutonium conduit à des teneurs en plutonium trop élevées dans les résidus solides non dissous – appelés « fines de dissolution ».

Même à des teneurs inférieures à 30 %, des concentrations importantes en Pu nécessitent de mettre en place des conditions de dissolution plus « dures » et pénalisent la cinétique de dissolution. Concrètement, la dissolution de combustible MOX RNR irradié requiert des acides plus concentrés, chauffés jusqu'à ébullition, et des durées de dissolution jusqu'à trois fois supérieures à celles du combustible UOX REP. Par ailleurs, l'augmentation des teneurs en plutonium impose également de redimensionner un certain nombre d'outils dont la géométrie garantit par conception le maintien de conditions sous-critiques pour les solutions traitées, notamment les cuves des dissolvants qui recevront le MOX RNR non dilué. Enfin, la gestion des déchets de structure, tels les tronçons de gaines des aiguilles avec une contamination résiduelle en plutonium significative à l'issue des opérations d'accès à l'oxyde et de dissolution, requiert la qualification industrielle de procédés dédiés pour rendre ce flux compatible avec les exutoires existants¹⁹.

Les étapes de séparation-extraction peuvent ensuite être réalisées en dilution dans le flux de matières issues du cycle REP avec un minimum de modifications, et ce, tant que les volumes de combustibles MOX RNR usés restent faibles par rapport aux

18 : Atelier pilote de Marcoule

19 : Pour les RNR à caloporteur plomb, l'impact dû à la contamination résiduelle du Pb qui aura été activé (isotope Pb210) sera à instruire afin de permettre la compatibilité avec les exutoires déchets.

combustibles usés REPs. Dans un scénario où les RNR à métal liquide constitueraient la majorité du parc nucléaire français, la séparation-extraction en dilution ne serait plus praticable, consolidant le besoin d'un nouveau procédé plus apte à séparer/purifier des flux de plutonium plus élevés et plus concentrés, faisant appel à un changement probable de molécule extractante et des paramètres physico-chimiques du procédé, dont le développement est en cours.

Il est à noter que certaines conceptions d'AMR visant à limiter la puissance volumique en réduisant la teneur en plutonium proposent des assemblages significativement différents des assemblages historiques, tant sur la teneur en plutonium que sur la structure même de l'assemblage, se rapprochant d'un combustible REP hexagonal de type VVER. Ces évolutions de conception seraient a priori bénéfiques, limitant les opérations de désassemblage et favorisant les cinétiques de dissolution.

2.6. Retour d'expérience français

Parmi les combustibles à destination des AMR, les combustibles MOX RNR bénéficient en France de l'expérience de fabrication et d'irradiation la plus riche. Dans le cadre des programmes Phénix et Superphénix, l'atelier de technologie plutonium (ATPu) de Cadarache

avait une capacité de production nominale de 18 t de combustible par an, soit l'équivalent de la charge d'environ une dizaine de RNR de petite puissance. L'ATPu a été arrêté définitivement en 2003 puis démantelé. Aucun combustible MOX RNR n'a été produit depuis, mais un procédé voisin est aujourd'hui à l'œuvre à l'usine d'Orano Melox pour fabriquer le combustible MOX REP. Le procédé de cobroyage direct qui sert de référence pour redévelopper la fabrication de MOX RNR à destination des réacteurs innovants a démontré sa capacité à produire du combustible à des volumes compatibles avec le déploiement d'une première flotte.

Cependant, le combustible MOX RNR anticipé pour ces réacteurs exige des taux de plutonium supérieurs aux combustibles historiques, et mettra en œuvre du plutonium de qualité isotopique différente de l'historique, ce qui nécessitera des modifications et/ou adaptations de procédé ou des développements technologiques. L'ensemble des étapes du procédé jusqu'à la mise en gaine des pastilles est historiquement réalisé en boîtes à gants. L'utilisation potentielle de plutonium issu des combustibles MOX REP crée un certain nombre de difficultés supplémentaires liées à l'isotopie encore plus dégradée de cette matière. La présence en proportions plus importantes de Pu238 et de Pu241 impose de prendre des mesures de radioprotection et d'évacuation

de chaleur supplémentaires pour manipuler la matière. Le Pu238 est en effet un important émetteur de rayonnements alpha, et le Pu241 décroît naturellement en Am241, émetteur gamma. Concrètement, cela peut impliquer l'automatisation ou la télé-opération de certaines étapes de fabrication (montage des faisceaux d'aiguilles en assemblage) et le réexamen des solutions de transport et d'entreposage qui devront prendre en compte la charge thermique à évacuer, quitte à modifier et recertifier des emballages dédiés. La charge thermique du Pu238 pourrait également entraîner la dégradation de certains additifs ajoutés pour la fabrication des pastilles, et nécessiter de ce point de vue des modifications du procédé.

Si le combustible utilisé issu de Superphénix n'a pas encore été retraité et est aujourd'hui entreposé en piscine à l'atelier pour l'entreposage des combustibles (Apec), le combustible Phénix a quant à lui permis de démontrer la faisabilité du retraitement du MOX RNR à une échelle intermédiaire (en référence aux procédés et technologies plus capacitaires requis pour un parc de réacteurs). Une partie de ce combustible a été retraitée à l'atelier pilote de Marcoule (APM) entre 1973 et 1997 pour une capacité de 2-5 t/an, et en dilution dans des combustibles uranium à l'usine UP2-400 de La Hague. L'APM comme l'UP2-400 sont aujourd'hui en cours de démantèlement. Les

usines de retraitement en opération à La Hague sont l'UP2-800 et l'UP3, et elles n'ont quant à elles pas retraité de MOX RNR.

2.7. Perspectives industrielles / internationales

La filière nucléaire française jouit d'une position privilégiée pour développer les AMR RNR refroidis au Na liquide. Les acquis des programmes passés permettent aux concepteurs de réacteurs innovants de s'appuyer sur un ensemble de briques technologiques déjà éprouvées : combustible, codes de calcul et matériaux qualifiés. En parallèle, les industriels du cycle ont su démontrer historiquement leur capacité à fabriquer et retraiter les combustibles de cette filière.

La Russie dispose également d'un retour d'expérience important et possède des capacités de production de combustible MOX RNR. Entamé durant les années 1960, le programme RNR-Na russe vise le développement de réacteurs de forte puissance et des capacités de fabrication de combustible associées dans une perspective de fermeture du cycle. Deux réacteurs rapides à caloporteurs sodium sont actuellement en opération : le BN-600 (600 MWe), mis en service en 1980, et son successeur le BN-800 (789 MWe), démarré en 2014. Un RNR de 1220 MWe dit BN-1200 est également annoncé pour 2035. En 2022, le BN-800 a pu être chargé pratiquement entièrement en

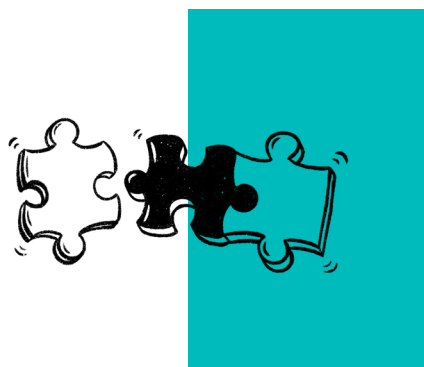
combustible MOX RNR, fabriqué sur le site russe Mining and Chemical Combine à partir de plutonium issu de combustibles uranium usés VVER. Pour fermer le cycle du combustible, la Russie a démarré en 2025 l'usine pilote de traitement RT2 qui traitera 200 t/an de combustibles usés issus des VVER-1000 et 1200. L'usine de retraitement historique de Mayak devrait subir une jouvence à l'horizon 2029 pour être en mesure de traiter des combustibles RNR MOX. Par ailleurs, un RNR au plomb de 300 MWe, le BREST-300, qui serait alimenté en combustible mixte nitrure UPuN, est également en construction depuis 2016.

La stratégie de fermeture du cycle nucléaire se retrouve également en Chine : un RNR sodium expérimental (20 MWe), le CEFR, est en exploitation depuis 2011. La construction de deux réacteurs CFR-600 (600 MWe) a débuté en 2017 et 2020. Le premier a été mis en service en 2024, le second devrait l'être en 2026. Ces réacteurs devraient à terme être alimentés par un combustible MOX produit domestiquement. Une usine de retraitement pour combustible REP de 200 t/an est en construction depuis 2015, dont une partie devrait être opérationnelle en 2025. Cette usine de retraitement sera combinée à une installation de démonstration de fabrication de combustible MOX de 20 t/an, prévue pour 2025 également. D'autres usines pilotes sont en cours de construction, et un RNR 1200

tête de série est en construction.

Dans leurs avancées vers le déploiement de RNR à caloporteur métal liquide, ces deux nations favorisent pour le moment les réacteurs de forte puissance mieux adaptés à la fermeture du cycle et ne semblent donc pas se positionner en tant que développeurs ou exportateurs d'AMR RNR.

Côté américain, certaines startups travaillent sur des concepts de petits RNR, à l'instar du réacteur Natrium de Terrapower. Le design de ces réacteurs repose sur des combustibles métalliques à base d'uranium enrichi jusqu'à potentiellement 19,75 % (Haleu), et ne s'insère pas dans une stratégie de valorisation du plutonium.



3. Les sels combustibles pour RSF

Les réacteurs à sels fondus (RSF) couvrent une grande variété de concepts de réacteurs ayant pour point commun d'utiliser un milieu liquide constitué d'un sel mixte fondu servant à la fois de combustible nucléaire et de caloporteur²⁰. Ce liquide circule entre le cœur du réacteur – où la réaction en chaîne est rendue possible par la géométrie de la « zone critique » – et l'échangeur où la chaleur produite est évacuée vers le circuit intermédiaire.

Différentes filières de RSF peuvent être envisagées. Celles-ci se distinguent par des différences fondamentales dans leur choix de conception :

- la famille de sels formant le combustible : sels chlorure ou fluorure ;
- l'énergie des neutrons provoquant les fissions : rapides ou thermiques ;
- les matières nucléaires utilisées : uranium, plutonium et/ou thorium, en mélange ou non avec des actinides mineurs ;
- et le modérateur utilisé le cas échéant, pour les filières à neutrons thermiques.

Si chaque filière présente des particularités qui lui sont propres,

elles partagent un ensemble de caractéristiques liées à l'utilisation des sels fondus.

L'un des avantages potentiels des réacteurs à sels fondus réside dans leur excellent niveau de sûreté intrinsèque. L'emploi d'un combustible sels fondus a une propriété auto-stabilisante : dans un RSF en fonctionnement, une augmentation de réactivité entraîne l'échauffement du combustible liquide, qui se dilate fortement sous l'effet de cette chaleur. La chaleur est déposée majoritairement dans le combustible comme pour tout réacteur. Le combustible est un liquide, dont la dilatabilité (variation relative de densité par degré d'échauffement) est d'un ordre de grandeur supérieure à celle d'un solide. Tant que le combustible est libre de se dilater, cela mène à une baisse de la densité de noyaux fissiles dans le cœur, ce qui fait baisser la réactivité. Cette dilatation provoque une contre-réaction fortement négative pour les RSF à spectre rapide et rend le réacteur très robuste face aux excursions de puissance ou aux pertes de débit du circuit primaire. Pour les RSF à spectre thermique, cet effet peut être compensé par d'autres effets qui dépendent de la conception du réacteur et de son combustible.

20 : Quelques concepts recourent à un sel fondu seulement comme caloporteur tout en conservant un combustible solide mais ne sont pas détaillés dans ce paragraphe focalisé sur les combustibles dits liquides.

Du point de vue de la pilotabilité, cet effet permet de gouverner la puissance du réacteur de manière très souple, à travers le débit imposé au niveau des échangeurs de chaleur. Les sels fondus se maintenant à la température critique par effet de densité, augmenter le débit du circuit secondaire et donc l'extraction de chaleur du circuit primaire entraîne une augmentation de la puissance fournie, et inversement pour une diminution du débit. Les réacteurs à sels fondus sont particulièrement adaptés à des systèmes électriques avec une forte proportion de renouvelables, où ils sont amenés à faire du suivi de charge sur la demande résiduelle.

Un autre atout des RSF est que l'absence de combustible solide permet de s'affranchir des limites généralement imposées pour le maintien de l'intégrité des matériaux et structures combustibles. En REP, les interactions entre les pastilles et la gaine, notamment la dilatation des pastilles et l'augmentation de la pression dans la gaine par relâchement de produits de fission gazeux, peuvent entraîner des ruptures de gaine à des taux de combustion élevés ou lors de transitoires de puissance trop brusques. Au contraire, les réacteurs à sels fondus sont théoriquement capables d'atteindre de hauts taux de combustion et de fonctionner en « suivi de charge », c'est-à-dire d'assumer des variations de puissance de l'ordre de plusieurs

dizaines de pour-cent par minute. Globalement, pour les RSF, la physique du réacteur n'est plus le facteur limitant la variation de puissance. À titre de comparaison pour les réacteurs REP du parc français, on parle généralement de variations de puissance de l'ordre de 80 % en 30 minutes – ce qui représente déjà une prouesse de pilotage unique au monde. A *contrario*, l'absence de gainage autour du combustible repousse intégralement le problème du confinement de la matière fissile sur la cuve du réacteur et conduit à un relâchement permanent des gaz de fission qui doivent être gérés (filtrés, entreposés...) au niveau du réacteur.

L'utilisation de sels fondus permet également d'envisager un cycle du combustible simplifié par rapport aux combustibles solides. En effet, le cycle d'un réacteur à sels fondus, parce qu'il utilise un combustible liquide, fait l'économie de la fabrication du combustible oxyde (mélange des poudres et frittage alors que pour le combustible liquide il s'agit d'une mise en solution) et de la gestion post-irradiation des gaines et autres éléments issus des structures assemblages, et pourrait simplifier les étapes requises impliquant les matières entre les usines de retraitement et de fabrication. L'absence de refabrication de combustible solide est par ailleurs l'une des raisons amenant à évaluer les RSF à spectre rapide comme possibles

brûleurs d'actinides mineurs : les actinides mineurs pourraient être directement injectés dans les sels à l'usine de retraitement, en évitant ainsi les délicates étapes de manipulation et fabrication de combustibles solides chargés en actinides mineurs²¹. De plus, dans un combustible liquide, il n'y a pas de limitation par les quantités d'actinides mineurs (robustesse vis-à-vis de la concentration) contrairement aux combustibles solides.

En regard de leurs potentialités spécifiques, des verrous technologiques sont à lever pour le développement des réacteurs à sels fondus :

- la chimie des sels est complexe, non totalement appréhendée, d'autant plus qu'au cours du fonctionnement du réacteur vont se former de nombreux produits de fission (gaz, métaux nobles...). La maîtrise de la chimie d'un sel mixte complexe nécessitera donc de nombreuses connaissances : solubilité des éléments associée aux risques de précipitation, de dépôt des métaux nobles, de nucléation de bulles de produits de fission gazeux, etc. ;
- la corrosion des matériaux par le sel est une question centrale dans la faisabilité

industrielle des RSF : les fluorures et les chlorures sont des environnements corrosifs, le risque pouvant être accru par la présence de certains produits de fission dans les sels comme le tellure. Des stratégies sont à l'étude pour minimiser la corrosion par la maîtrise de la chimie du sel via le contrôle redox (REX MSRE) ;

- les matériaux, outre la corrosion, sont soumis à une température élevée (600 à 700 °C en général) entraînant un fluage significatif et à un dommage d'irradiation important, les structures du réacteur faisant office de première barrière de confinement au même titre que la gaine combustible des autres réacteurs ; bien que ces réacteurs fonctionnent en général à basse pression, certaines structures du réacteur peuvent être soumises à des chargements mécaniques en fonctionnement normal ou incidentel/accidentel ;
- l'exploitation et la maintenance seront nécessairement complexes : la matière nucléaire se déplace dans le réacteur et dans l'ensemble du circuit, les produits de fission également ; les questions de radioprotection et de maintenance des composants (changer un

21 : Les actinides mineurs sont produits dans les réacteurs, représentent environ 600 grammes par tonne de combustible irradié en REP.

échangeur, par exemple) se posent très différemment par rapport aux autres réacteurs et nécessitent donc des réponses spécifiques. La faible maturité technologique de ces concepts conduit à un besoin d'expérimentations de grande ampleur pour accompagner la montée en maturité.

Le développement de nouveaux concepts de réacteurs repose sur l'utilisation accrue d'outils de simulation pour caractériser les phénomènes physiques et les performances des concepts. Pour les réacteurs à sels fondus, les phénomènes physiques à modéliser incluent la neutronique, la thermohydraulique, l'évolution du sel, la chimie du sel, la thermomécanique, la mécanique dynamique ainsi que les couplages entre ces physiques.

On notera enfin que l'approche de sûreté est différente pour ces réacteurs avec un comportement intrinsèque favorable, mais potentiellement sources de nouveaux initiateurs d'accidents. Il est nécessaire d'identifier l'ensemble des initiateurs potentiels d'accidents et de les étudier. Les questions posées sont principalement sur ce qu'est la défense en profondeur dans un RSF et comment l'applique-t-on, et sur la phénoménologie, la courbe de Farmer (diagramme probabilité d'occurrence X danger), où certaines défaillances de la première barrière

pourraient être plus fréquentes (mais avec moins de conséquences puisque mineures) qu'avec les réacteurs actuels. Des référentiels restent à établir (initiatives dans le cadre de l'AIEA, du Forum de la Génération IV (Generation IV Forum – GIF), au niveau européen...).

3.1. Étape 1 : Conception des sels combustibles

Les sels fondus sont des milieux couramment utilisés dans l'industrie non nucléaire, par exemple dans le traitement de minerai, la production de métaux (l'aluminium suivant le procédé Hall-Héroult, par exemple), la purification du $ZrCl_4$ et la séparation sélective de certains éléments (Nd métal pour les aimants) ou même pour le stockage de la chaleur dans les centrales solaires thermiques.

Les combustibles à sels fondus se distinguent en deux grandes familles que sont les sels fluorures et les sels chlorures. Le choix de la famille de sels employée est fondamental puisqu'il a des conséquences importantes sur la neutronique du combustible, son comportement thermochimique, la corrosion des matériaux de la cuve du réacteur et tous les matériaux en contact avec le sel et ses vapeurs et les procédés de retraitement des sels usés.

Les sels fluorures bénéficient d'un retour d'expérience en réacteur et d'une maturité supérieure aux sels

chlorures. Le seul réacteur à sels fondus à avoir fonctionné, le MSRE (*Molten Salt Reactor Experiment*) américain actif entre 1965 et 1969, était en effet un RSF à spectre thermique ayant pour combustible un mélange de sels fluorures – en %mol : LiF 65 %, BeF_2 29,1 %, ZrF_4 5 % et UF_4 0,9 % (d'abord $U235$ puis $U233$). De nombreux programmes à travers le monde se sont appuyés sur cette expérience pour développer des concepts de RSF fluorure à spectre thermique ou rapide, si bien que les propriétés thermochimiques de ces sels et les effets de corrosion sur les matériaux qu'ils entraînent sont globalement mieux connus que ceux des sels chlorures.

Du point de vue de la neutronique, le fluor est un bien meilleur modérateur que le chlore et présente notamment des résonances de diffusion inélastique dans le domaine des centaines de keV. Ce facteur tend donc à **favoriser le fluor pour un fonctionnement en spectre thermique**.

Pour les réacteurs rapides, on lui préférera généralement les sels chlorures qui permettent d'obtenir un spectre plus dur²², et ainsi d'être à la fois un meilleur régénérateur de matière fissile, et un meilleur brûleur d'actinides mineurs. Par ailleurs, le trifluorure de plutonium est peu soluble, notamment à basse

température, ce qui crée un risque accru de dépôt de plutonium solide dans le circuit primaire du réacteur en cas de baisse de température. Les sels chlorures sont donc considérés plus adaptés pour les RSF fonctionnant en spectre rapide, *a fortiori* à partir de plutonium. Cette règle n'est cependant pas systématique : l'un des concepts les plus aboutis de RSF, quoiqu'encore à un stade conceptuel, le MSFR (*Molten Salt Fast Reactor*) est un réacteur rapide à sels fluorures. Additionnellement, les sels chlorures sont plus immédiatement compatibles avec les procédés de retraitement hydrométallurgiques mis en œuvre en France notamment car plus solubles en milieu aqueux. Pour toutes ces raisons, la filière rapide à sels chlorures est privilégiée par l'ensemble des startups concevant des RSF dans le cadre de l'appel à projets BPI France 2030.

Maîtriser le comportement des sels fondus sous irradiation exige de connaître une multitude de propriétés thermochimiques et thermophysiques de ce combustible liquide : température de fusion et d'ébullition, viscosité, densité, conductivité thermique, potentiel redox. Maintenir ces propriétés dans une gamme acceptable est nécessaire pour garantir la sûreté de l'installation vis-à-vis d'un ensemble de risques chimiques, notamment la corrosion des matériaux de cuve

22 : Le durcissement d'un spectre neutronique désigne le processus par lequel le spectre est déplacé vers des énergies plus élevées.

et la précipitation des actinides, dont les dépôts éventuels peuvent notamment créer des points chauds. Or, l'irradiation subie par le combustible au cours de son séjour en réacteur en altère la composition. Un ensemble d'éléments transuraniens, de produits de fission et de produits de corrosion se forme et leur apparition entraîne une évolution des propriétés du sel. Il faut donc être capable de maîtriser de manière spécifique chaque composition du sel au cours de l'irradiation, ou de prévoir par des travaux de modélisation les différentes compositions et de simuler leur comportement.

Ces modélisations doivent intégrer et mettre en relation chimie, thermohydraulique et neutronique du combustible. Or, le retour d'expérience sur les combustibles liquides étant faible, tous les modèles et codes de calcul qualifiés actuellement sont conçus pour des combustibles solides. Des travaux de recherche et développement sont en cours pour mettre au point ces modèles inédits, ceux-ci requièrent la synthèse et l'irradiation de combustibles liquides pour constituer une base de données expérimentales des propriétés des sels et pour confirmer la qualité des simulations de leur comportement.

3.2. Étape 2 : Qualification du combustible « chlorure d'actinide » pour les RSF

Dans la réglementation française, pour toute installation ou projet d'installation nucléaire, certains matériels et équipements sont classés « éléments importants pour la protection des intérêts » (EIP). Les dispositions de l'arrêté INB (Installation nucléaire de base) s'appliquent. Ils doivent être qualifiés (par des essais, analyses, calculs...) et autorisés avant toute mise en œuvre dans l'installation. L'objet de la qualification est d'apporter la preuve que le matériel fonctionnera correctement, dans toutes les conditions d'ambiance et d'environnement pour lesquelles il est requis ; les situations de fonctionnement nominales et accidentelles sont décrites dans le rapport de sûreté ainsi que les conditions opératoires du matériel. La qualification est un élément de la démonstration de sûreté²³.

En projection sur le RSF, le sel combustible est un EIP ; il participe aux fonctions de sûreté. Comme combustible, il participe de la maîtrise de la réactivité du cœur ; comme caloporteur, il participe du refroidissement du réacteur. Il joue également un rôle dans le confinement des matières

radioactives. La première barrière de confinement n'est pas une gaine métallique (cas des REP, des RNR-Na ou Pb) ; la fonction est portée par d'autres matériels : cuve, tuyauteries, échangeurs, pompes, etc. Le sel combustible interagit avec ces matériels²⁴. Les interactions sont à la fois physiques (interactions neutrons-matière, flux de chaleur, chargements mécaniques) et chimiques (corrosion, transfert de masse). Toutes ces interactions sont à décrire et à analyser dans le rapport de sûreté.

Des publications récentes aux USA^{25,26} éclairent le chemin vers la démonstration de sûreté tenant compte de l'état des connaissances sur ce type de combustible (une liste de questions sur les phénomènes opérant au sein du sel, sur les interactions sel/parois métalliques et aussi sur la façon dont ces phénomènes et interactions interfèrent avec les fonctions de sûreté). **À l'évidence, la notion de « qualification du combustible »** prendra pour cette filière une forme très différente comparativement à l'existant.

La recommandation est de mettre en place une approche scientifique structurée et traçable pour justifier les contributions des sels combustibles au respect des fonctions de sûreté. Le prototypage

et l'irradiation d'échantillons en réacteur expérimental est un passage obligé pour alimenter l'acquisition de connaissance, la formulation de modèles puis la validation de ceux-ci.

3.3. Étape 3 : La fabrication/fourniture des sels combustibles

En fabrication, les sels fluorures comme les sels chlorures réclament non seulement la préparation de sels d'actinides mais également une étape de séparation isotopique de certains éléments en amont de la synthèse des sels. À titre d'exemple, pour les sels chlorures, bien que les concepts développés à ce jour en France nécessitent des compositions de sel et des quantités différentes, les points suivants sont généraux :

- les sels envisagés sont des chlorures fortement enrichis en ³⁷Cl (> 95 %). En effet, le chlore naturel est composé à 76 % de ³⁵Cl et 24 % de ³⁷Cl et cette composition isotopique a un impact sur le bilan neutronique du réacteur (la section de capture neutronique du ³⁵Cl étant plus grande que celle du ³⁷Cl), sur la production du ³⁶Cl (qui est un produit d'activation

23 : Voir la démarche de qualification du combustible REP
<https://www.irsn.fr/sites/default/files/documents/larecherche/publications-documentation/collection-ouvrages-irsn/Element%20s%C3%BBret%C3%A9%20REP%20chapitre%2028.pdf>

24 : Par extension, le gaz au contact du sel contient des matières radioactives. Il interagit également avec la barrière de confinement qui s'étend au circuit gaz.

25 : Fuel Qualification for Molten Salt Reactors – USNRC NUREG/CR-7299 - Décembre 2022

26 : Liquid Fuel Qualification for Molten Salt Reactors : Identification of Gaps and Challenges - INL/RPT-24-80651

à vie longue et mobile dans l'environnement des stockages géologiques) et sur la production de soufre (qui est un élément corrosif dont la teneur dans le sel doit être maintenue à un niveau de traces) ;

- les sels combustibles sont à base de NaCl (sel porteur), UCl_3 - PuCl_3 - AmCl_3 , voire avec ThCl_4 , MgCl_2 ou KCl_2 pour baisser significativement le point de fusion du sel et pour d'autres spécificités neutroniques et chimiques. La transmutation de certains actinides (tels que l'américium) ayant un impact fort sur le stockage géologique reste une opportunité à l'étude pour ces types de réacteurs. La préparation du sel combustible passe a priori par des briques élémentaires de synthèse des chlorures d'actinides pris séparément et les procédés de synthèse sont différents pour chaque actinide du fait de leur chimie spécifique ;
- ces sels (sels d'actinides et NaCl/ MgCl_2) se présentent à température ambiante sous forme de poudre. Ils seront mélangés dans les proportions souhaitées, fondus à haute température et purifiés dans le but d'obtenir un sel homogène, exempt de toute trace d'impureté, d'oxygène ou d'eau, prêt à être introduit en réacteur ;
- en réacteur, ce sel combustible

est fondu à haute température pour composer une solution ionique. Ce sont ces liaisons ioniques qui font la stabilité thermique des sels fondus et permettent le fonctionnement à haute température du réacteur.

Pour les sels fluorures, l'isotope ^6Li du lithium, présent à 7,6 % dans le lithium naturel, est également un absorbeur important de neutrons en spectre thermique (section efficace de capture de 940 barns à 0,025 eV) et crée du tritium à la suite de cette absorption. Or, le fluorure de lithium LiF étant généralement l'espèce principale des mélanges de sels fluorures, il est nécessaire d'enrichir autant que possible le lithium en ^7Li (supérieur à 99,9 % de ^7Li).

Contrairement aux combustibles des réacteurs à eau pressurisée, des réacteurs à neutrons rapides refroidis par métal liquide ou même des réacteurs à haute température, la synthèse de combustibles à base de sels ne repose pas sur la métallurgie des poudres. La synthèse des sels se fait typiquement par réactions gaz-solide, comme on synthétise industriellement UF_4 par exemple en four tournant, four à lit coulant ou lit fluidisé. D'autres méthodes utilisent des réactions en milieux sels fondus mais cela reste au niveau du laboratoire. La synthèse en sel fondu limite la manipulation de poudres et permet de réaliser in situ des purifications de sels.

La synthèse industrielle des trichlorures comme PuCl_3 ou UCl_3 reste à faible TRL (TRL ≤ 3). Les développements à mener sont d'une envergure nouvelle sur le sujet. Néanmoins, ils s'appuient sur un paysage en mutation depuis quelques années à l'échelle de la R&D à bas TRL, en France (projets institutionnels France 2030) et à l'international (projets européens par exemple), qui seront développés plus loin.

Il convient de noter que la synthèse des sels « porteurs », NaCl ou MgCl_2 pour les sels chlorures, est largement maîtrisée à l'échelle industrielle. En revanche, à ce jour, aucune capacité industrielle de séparation isotopique du chlore n'existe. Cela étant, plusieurs technologies d'enrichissement en ^{37}Cl ont été mises au point en laboratoire et devraient pouvoir être adaptées à grande échelle en quelques années.

S'agissant des actinides, une capacité de production est jugée atteignable sur un temps de l'ordre de la dizaine d'années si les conditions suivantes sont remplies : une stabilisation des designs pour les différents concepts en lice, en termes de composition de sel et de volume nécessaire, et un étalement du démarrage des démonstrateurs car il faudra plusieurs années pour produire la totalité du sel nécessaire. Les quantités requises et la date de besoin en chlore enrichi en ^{37}Cl

restent des points à préciser par les porteurs de projets.

La voie chimique est généralement privilégiée pour obtenir les trichlorures et plusieurs chemins de synthèse sont envisageables. Deux points de départ sont majoritairement étudiés : leur conversion à partir d'oxyde, ou plutôt un de ses précurseurs, et celle à partir de la forme métal.

En partant de l'oxyde d'actinides ou de son précurseur, le CCR²⁷ (Karlsruhe, Allemagne) a, par exemple, développé un schéma de synthèse de l' UCl_4 par réaction solide-gaz entre l'oxyde d'uranium UO_2 et les gaz Cl_2 et CCl_4 .

Alternativement, certaines solutions passent par la forme métallique des actinides lorsque cette forme est disponible (comme pour l'uranium appauvri). Celles-ci sont généralement privilégiées aux États-Unis. L'Idaho National Laboratory (INL) a récemment synthétisé de l' UCl_3 à partir d'uranium métal selon un procédé confidentiel et dans le cadre de son programme MRTI (*Molten-salt Research Temperature controlled Irradiation*). Également à l'INL, du PuCl_3 a été synthétisé à partir de poudre de Pu métal mis au contact de NH_4Cl . Enfin, la société NAAREA a conduit des travaux sur la synthèse de NaCl- PuCl_3 dans un sel fondu à partir de NaCl et PuO_2

27 : Centre Commun de Recherche (JRC pour Joint Research Centre, en anglais).

en collaboration avec le JRC (Joint Research Centre).

Enfin, d'autres variantes de procédés de chloration sont envisagées, potentiellement plus directes grâce à une mise en cohérence avec les procédés industriels actuels de conversion des matières purifiées issues du traitement hydrométallurgique. Typiquement, le plutonium est précipité sous forme d'oxalate dans les dernières étapes de retraitement hydrométallurgique actuel, avant sa calcination en oxyde.

Ces procédés sont en cours de mise au point, et présentent un niveau de maturité actuel correspondant à une montée en capacité à l'échelle du laboratoire (TRL 4-5).

3.4. Gestion aval du sel

Les réacteurs à sels fondus proposent une approche différente des autres technologies de réacteurs puisqu'il s'agit de mettre en œuvre un combustible liquide, sous forme de sels fondus, qui sert également de caloporteur. Cette innovation nécessite une attention particulière quant à la nature des déchets formés au cours de la vie de ces réacteurs, aussi bien au niveau des matériaux au contact ou à proximité de ce sel combustible, qu'au niveau de la gestion du sel usé et de son retraitement. À l'heure actuelle, en France, la question des déchets est abordée dans des projets financés dans le cadre des

Plans d'Investissement d'Avenir France 2030 (Isac, Mosarwaste) et de projets européens (H2020/Mimosa, Eurad-2 – WP Forsaff), qui sont présentés dans le paragraphe 2.4.7. La nouveauté pour ces futures générations de réacteurs et ces projets réside dans le fait de placer cette problématique « déchets » au cœur des préoccupations, dès la mise en place des concepts de réacteurs.

Les propriétés des sels fondus (liquides très corrosifs si les conditions redox et les impuretés ne sont pas strictement contrôlées) conduisent à se pencher attentivement sur la gestion des déchets de structure au cours de la vie du réacteur et dans les unités de retraitement. À titre d'exemple pour la partie réacteur, il est envisagé dans les concepts qui émergent de prévoir de la maintenance préventive périodiquement de certaines pièces du réacteur, fortement sollicitées dans ce milieu sel fondu. Dans ce cas, un flux de déchets est à considérer, principalement métallique ou céramique, dont la(es) nature(s) est(sont) encore à l'étude pour définir le meilleur compromis, parmi un faisceau de contraintes telles que la tenue du matériau dans ces conditions (haute température, forte irradiation neutronique, tenue à la corrosion), la faisabilité de l'usinage/mise en forme des pièces selon le matériau choisi et le coût. Le volume et la radiotoxicité de ces déchets (contamination et

activation) seront à estimer afin d'évaluer l'exutoire le plus adapté et les volumes que cela représente sur l'ensemble de la filière.

Enfin, par déchets, on pense bien sûr au devenir du sel combustible usé, contenant les produits de fission – sous forme soluble dans le sel, gazeuse ou insoluble – ainsi que les actinides résiduels ou formés par capture neutronique. L'objectif de cette technologie de réacteur est double : premièrement, en s'inscrivant dans un paysage constitué de différentes filières de réacteurs nucléaires, les RSF pourraient permettre de réduire par transmutation l'inventaire final des déchets de haute activité (HA). Deuxièmement, il s'agit de promouvoir dans ces RSF un recyclage optimisé des actinides afin de les réinjecter en réacteur sous forme d'un sel usé retraité. Cette dernière possibilité est à l'étude, en s'intéressant soit à des procédés de retraitement par voie hydrométallurgique ou pyrochimique. Les procédés pyrochimiques sont couramment utilisés dans l'industrie conventionnelle, et à petite échelle aux États-Unis. L'utilisation de sels chlorures permet en soi un retraitement via des procédés hydrométallurgiques plus classiques, en adaptant ce qui est actuellement mis en œuvre à l'usine Orano de La Hague (il faudra toutefois veiller à la compatibilité des chlorures des sels et de l'usine de La Hague en ce qui concerne

les déchets et la corrosion des matériaux d'équipements).

3.5. Retour d'expérience

Bien que prometteurs, les réacteurs à sels fondus restent globalement des technologies de faible maturité. Le retour d'expérience français dans ce domaine se limite principalement à des travaux d'études, de conception, de modélisation et d'optimisation de différents designs de réacteur et de leur combustible.

Historiquement, trois concepts de réacteurs ont été développés. EDF a proposé en 1999 un concept de RSF inspiré du *Molten Salt Breeder Reactor* (MSBR) américain, à sels fluorures, modéré au graphite et nommé Amster (*Actinide Molten Salt Transmuter*). Si ce projet a permis d'avancer dans la compréhension du fonctionnement de ces réacteurs et le développement de codes de calcul, la présence du modérateur graphite ne permettait pas de satisfaire simultanément aux exigences de sûreté et de régénération de matière. En conséquence, le CNRS et EDF ont chacun proposé un concept de RSF isogénérateur sans modérateur, respectivement le *Molten Salt Fast Reactor* (MSFR) à sels fluorures en 2008, et le Rebus à sels chlorures en 2004. Bien que le MSFR se soit imposé au cours des années 2000 comme un design de référence pour les réacteurs à sels fondus, aucun prototype n'a été construit. Par conséquent, la caractérisation

des combustibles à sels liquides, leurs propriétés thermophysiques et thermochimiques et l'évolution de leur composition sous irradiation sont encore insuffisamment documentées.

Au niveau européen, plusieurs projets de recherche se sont intéressés aux sels fondus depuis les années 2000 : Evol, Samofar, Samosafer, Endurance et Mimosa. Ces recherches ont permis des progrès de conception, le développement d'outils de modélisation et la démonstration d'un ensemble d'options de sûreté, mais se sont historiquement concentrées sur le design MSFR. Néanmoins, le programme Mimosa, lancé en 2022 et coordonné par Orano, se concentre sur le multirecyclage en réacteur à sels fondus chlorures et vise à démontrer la faisabilité technique de certains verrous de ces réacteurs. Par ailleurs, le JRC (Joint Research Center) porte un ensemble de programmes de recherche sur les sels fondus. L'institut des éléments transuraniens (ITU) du JRC à Karlsruhe travaille sur la synthèse, la purification et la caractérisation de ces combustibles. Un réacteur de recherche européen, le HFR (*High Flux Reactor*) à Petten aux Pays-Bas a ainsi pu irradier certains de ces combustibles fluorures dans le cadre du programme Salient. De plus, un programme d'irradiation de sels chlorures a démarré. Ces travaux permettront de compléter la base de données

sur la thermodynamique des sels compilée par le JRC.

Au niveau français, le projet Isac (*Innovative System for Actinides Conversion*), bénéficiant d'un financement de France 2030 dans le cadre de l'appel à projets « Matières et déchets » / volet 3 « Solutions innovantes pour la gestion des matières et déchets radioactifs et la recherche d'alternatives au stockage géologique profond », a pour objectif d'étudier la faisabilité et les performances d'un réacteur à sels chlorures fondus, à spectre rapide, pour la conversion d'actinides mineurs, la cible principale étant l'américium. En cohérence avec les objectifs de cet appel à projets, Isac vise à évaluer la possibilité de réduire l'inventaire des déchets de haute activité (HA) à stocker en couches géologiques profondes et donc de réduire l'emprise du stockage grâce à l'introduction dans le parc de ce type de réacteur. Les études s'adossent à un ensemble d'expériences à petite échelle sur les principaux verrous de cette filière : la chimie des sels, le traitement/recyclage, la prévention de la corrosion appliquée aux matériaux constitutifs du circuit primaire qui devraient permettre d'amener la maturité du concept d'un TRL de 2 à un TRL de 3. Ce projet, lancé en 2022, et qui durera cinq ans, fédère la filière nucléaire française autour de la R&D sur les RSF : il implique le CEA, le CNRS, Orano, EDF et Framatome qui travaillent en consortium.

3.6. Perspectives industrielles / internationales

Dans le domaine des réacteurs à sels fondus, la France bénéficie d'une expertise théorique liée à l'intérêt historique porté par le CNRS à cette filière, à la participation aux programmes de recherche européens, et au savoir-faire des grands industriels de la filière. Cependant, d'autres pays ayant bénéficié de programmes de développement de cette technologie présentent un savoir-faire plus avancé. La majorité des concepts de RSF actuellement en construction à travers le monde s'appuient sur les acquis historiques des programmes américains et favorisent de fait l'utilisation de sels fluorures. Nombreux sont ceux parmi eux qui envisagent l'utilisation d'uranium enrichi entre 5 et 20 % (dit Haleu).

La Chine a achevé en 2021 la construction d'un RSF pilote d'une puissance de 2 MWth, le TMSR-LF1, modéré au graphite, à sels fluorures et utilisant de l'uranium enrichi à 19,75 % et du thorium. Ce réacteur, inspiré du MSRE, devrait permettre de valider un ensemble de paramètres techniques en vue de la fabrication d'une unité de forte puissance courant 2030, ouvrant pour le pays la voie du cycle thorium surgénérateur et pérennisant ainsi la filière.

La construction d'un réacteur prototype à sels fondus est

également en cours en Russie, sur la base du design du réacteur Mosart (*Molten Salt Actinide Recycler and Transformer*) de l'institut Kurchatov. Ce réacteur à sels fondus fluorures mais à spectre rapide vise à brûler les actinides mineurs issus du retraitement des combustibles VVER-1000.

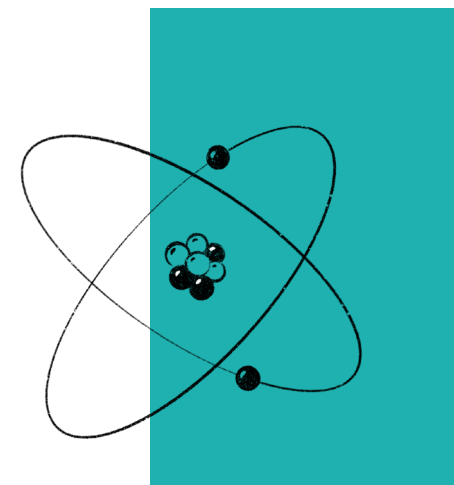
Aux États-Unis, le projet phare de réacteur à sels fondus est un réacteur rapide en chlorure, le *Molten Chloride Fast Reactor* (MCFR).

Un prototype (maquette critique 0 puissance), le MCRE (*Molten Chloride Reactor Experiment*), doit notamment être construit à l'INL pour 2029-2030. Ce projet, fruit d'un partenariat entre plusieurs grands acteurs privés, dont TerraPower, Southern Company, Core Power, Orano, et plus récemment Hyundai, est largement soutenu par le DOE, qui y a investi près de 200 M\$. En parallèle, les mêmes partenaires travaillent sur la conception du démonstrateur MCFR qui devrait suivre le MCRE. En parallèle, un programme d'études (MRTI pour *Molten Salt Research Temperature-Controlled Irradiation*) portant sur les sels fondus chlorures et comprenant synthèse, irradiation et études post-irradiations est également mené à l'INL. Bien que le MCFR prévoit l'utilisation d'uranium de type Haleu, des recherches sur la synthèse et les propriétés de chlorures de plutonium ont été financées et sont en cours aux

laboratoires INL et LANL.

Au Canada, deux entités développent des AMR à sels fondus : l'IMSR de Terrestrial Energy et le *Stable Salt Reactor* de Moltex Energy. Le premier, à sels fondus fluorures et modéré au graphite, a passé en 2023 la seconde phase de pre-licensing de l'autorité de sûreté canadienne. Le second, un réacteur rapide à sels fondus chlorures, est conçu pour permettre le multirecyclage des combustibles usés des centrales canadiennes. Moltex Energy a obtenu en janvier 2024 un brevet pour son procédé de conversion de l'oxyde d'uranium en sels fondus combustibles pour le réacteur.

En France, les trois sociétés qui proposent des concepts de RSF (Naarea, Stellaria et Thorizon France) requièrent, pour améliorer à la fois la performance du réacteur et le profil de déchets produits, la production de sels chlorures de plutonium, uranium et potentiellement thorium, et l'enrichissement de chlore en ^{37}Cl . De plus, ces sociétés disent explorer la possibilité d'ajouter ultérieurement des actinides mineurs dans le sel combustible afin de les incinérer.



Liste des figures & tableaux

PARTIE I.

Tableau 1 : Huit concepts d'AMR soutenus par le programme France 2030 23

Figure 1 : Chaîne de développement et d'approvisionnement du combustible 24

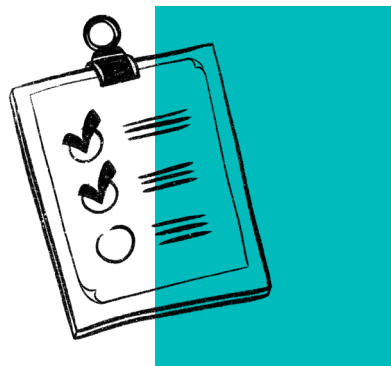
PARTIE II.

Figure 1 : Illustration de la mise en forme des particules Triso pour les géométries prismatique et à lit de boulets des RHT 27

Figure 2 : Écorché d'une particule Triso 34

Tableau 1 : « HALEU availability program » aux États-Unis 40

Figure 3 : Schémas de principe de la fabrication de combustible MOX RNR 46

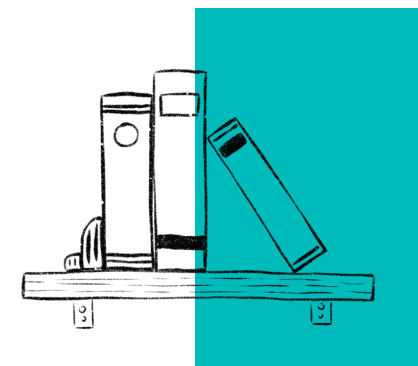


Liste des sigles & acronymes

Amster	Actinide Molten Salt Transmuter
AMR	Advanced Modular Reactor
AIEA	Agence Internationale pour l'Énergie Atomique
AEN	Agence pour l'Énergie Nucléaire (de l'OCDE)
AtPU	Atelier de technologie plutonium
APM	Atelier Pilote de Marcoule
Apec	Atelier Pour l'Entreposage des Combustibles
BPI	Banque pour l'investissement
Candu	CANada Deuterium Uranium
CCR (JRC)	Centre Commun de Recherche (Joint Research Centre)
CNRS	Centre National de la Recherche Scientifique
UO ₂	Dioxyde d'uranium
EDF	Électricité de France
EIP	Éléments Importants pour la Protection des intérêts
FLiBe	Fluorure de lithium et de béryllium
GIF	Generation IV Forum
Gafam	Google Amazon Facebook Apple Microsoft
HA	Haute Activité
UF ₆	Hexafluorure d'uranium
HALEU	High Assay Low Enrichment Uranium
HFR	High Flux Reactor
HTR	High Temperature Reactor
HTTR	High Temperature Test Reactor

INL	Idaho National Laboratory
Isac	Innovative System for Actinides Conversion
INB	Installation Nucléaire de Base
ITU	Institut des éléments transuraniens
MW	Mégawatt (10 ⁶ W)
MOX	Mélange d'OXides
MCFR	Molten Chloride Fast Reactor
MCRE	Molten Chloride Reactor Experiment
Mosart	Molten Salt Actinide Recycler and Transformer
MSBR	Molten Salt Breeder Reactor
MSFR	Molten Salt Fast Reactor
MSRE	Molten Salt Reactor Experiment
MRTI	Molten-salt Research Temperature controlled Irradiation
OCS	Outils de Calculs Scientifiques
UCO	Oxycarbure d'uranium
REP	Réacteur à Eau Pressurisée
RHT	Réacteur à Haute Température
RNR	Réacteur à Neutrons Rapides
RNR-Pb	Réacteur à Neutrons Rapides refroidi au plomb
RNR-Na	Réacteur à Neutrons Rapides refroidi au sodium
RSF	Réacteur à Sels Fondus
RTHT	Réacteur à Très Haute Température
SMR	Small Modular Reactor
TRL	Technology Readiness Level

UF ₄	Tétrafluorure d'uranium
tML	Tonne de métal lourd, c'est-à-dire de l'ensemble des métaux lourds (uranium et plutonium) contenus dans le combustible
Triso	Tri-structural Isotropic
URE	Uranium de Retraitement Enrichi
UNE	Uranium Naturel Enrichi



sfen.org



**103 rue Réaumur
75002 Paris**

**NOTE TECHNIQUE
DÉCEMBRE 2025**