

Réacteurs de 4^{ème} génération

Éléments d'analyse des technologies et perspectives

Par **Didier PILLET**

Ingénieur général des Mines, Conseil général de l'Économie

Alors que le déploiement de réacteurs nucléaires, dits de « troisième génération », amorce son démarrage au niveau mondial, notamment avec les réacteurs EPR de Taishan 1 et 2 récemment raccordés au réseau chinois, les études sur les réacteurs dits de « quatrième génération » se poursuivent au sein du forum « Génération IV ». Ce forum, regroupant 14 pays, a amorcé ses travaux en 2000, avec l'objectif d'identifier les meilleures solutions susceptibles de répondre aux nombreux défis posés, en ce début de XXI^e siècle, en matière d'énergie et de climat, avec, en toile de fond, la possible raréfaction des ressources en uranium fissile (²³⁵U) d'ici à la fin de ce siècle. Dans cet article, après une présentation des différentes technologies en lice dans le cadre de ce forum « Génération IV », un focus particulier sera fait sur les travaux d'ores et déjà réalisés au sein du projet ASTRID, ainsi que sur les conditions de déploiement des RNR-Na envisagé en France, dans le cadre de ce projet, compte tenu notamment de la décision récente de reporter le développement d'un démonstrateur au-delà de 2050.

Introduction

Après un bref rappel historique des étapes du déploiement du nucléaire civil au niveau mondial, cet article évoquera les raisons qui ont conduit aux études menées autour des réacteurs dits de « quatrième génération », et, en particulier, celles conduites dans le cadre du forum « Génération IV » (en anglais GIF pour : Generation IV international forum). Seront ainsi passées en revue les six technologies retenues dans le cadre de ce forum, en examinant tout particulièrement la question des réacteurs rapides au sodium (RNR-Na), technologie dans laquelle la France s'est investie, notamment à travers sa participation active dans le projet ASTRID. Nous analyserons également comment le déploiement de ces technologies peut s'envisager en France, avec la récente décision de reporter, au-delà de 2050, le développement du démonstrateur prévu dans le cadre de ce projet.

Des débuts du nucléaire civil, aux récents travaux du GIF

Depuis le démarrage du nucléaire civil dans les années 1950, deux générations de réacteurs se sont succédé (voir la Figure 1 de la page suivante).

Si la première période a été caractérisée par le déploiement des tout premiers prototypes de réacteurs nucléaires, ceux constituant la « génération I », ce n'est que lors de

la seconde période, amorcée au début des années 1970, que les réacteurs électronucléaires commerciaux, ceux de la « génération II », ont vu le jour et se sont rapidement déployés dans les deux à trois décennies qui ont suivi.

Vers la fin des années 1990, ces réacteurs constituaient la quasi-totalité des réacteurs alors en fonctionnement, lorsque la nécessité de relancer l'activité nucléaire s'est imposée au niveau mondial. Cette relance du nucléaire est intervenue après une période de stagnation et d'interrogation, qui, elle-même, avait fait suite aux accidents intervenus à Three-Mile Island (1979), d'une part, et à Tchernobyl (1986), d'autre part. Les raisons de cette relance étaient multiples. Il s'agissait notamment, avec cette « troisième génération » de réacteurs (GIII) : 1) d'anticiper le remplacement des réacteurs de génération II, 2) de profiter de cette étape pour concevoir des réacteurs à la fois plus sûrs et plus efficaces, ou encore 3) de prendre en compte la préoccupation grandissante à l'égard du réchauffement climatique, en capitalisant sur le faible impact climatique des technologies nucléaires.

Parmi les solutions mises au point dans le cadre de cette relance, et dont nous assistons actuellement au déploiement, on peut citer les réacteurs avancés à eau bouillante (Advanced boiling water reactor : ABWR), les AP1000 ou bien encore les réacteurs pressurisés européens (European pressurised reactor : EPR). Plus récemment, toujours dans cette catégorie, un intérêt s'est fait jour autour

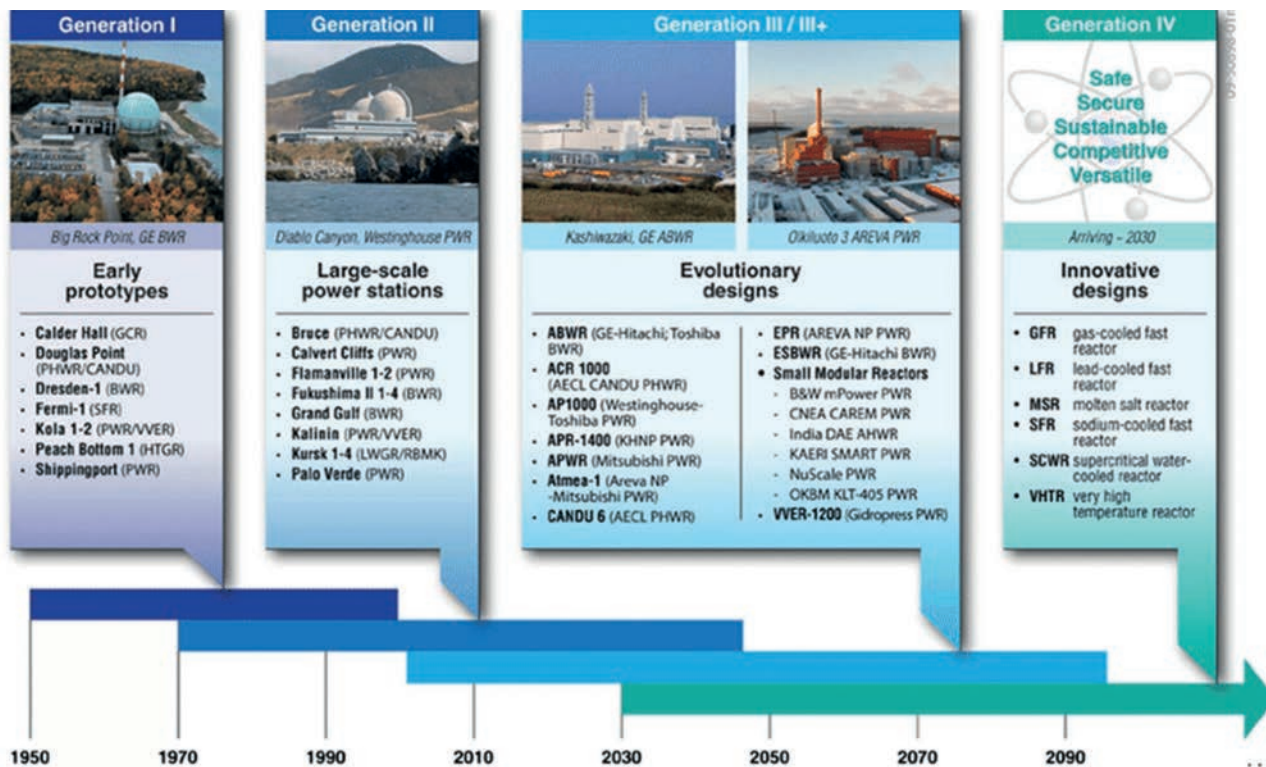


Figure 1 : Les générations de réacteurs nucléaires passées présentes et futures (source : https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9260/Public).

du concept de réacteur modulaire de petite taille, le SMR (Small modular reactor). Ce type de réacteur se caractérise par de faibles puissances (de 10 à 300 MWe), et une construction modulaire standardisée en usine, pouvant le rendre compétitif sur le plan économique, malgré la perte de gains d'échelle. Des études sont actuellement en cours sur les perspectives de marché et la compétitivité du concept développé par le consortium français rassemblant EDF, TechnicAtome, Naval Group et le CEA⁽¹⁾.

Ces développements récents interviennent alors que l'étape suivante, la préparation de la « génération IV », est engagée depuis maintenant près de vingt ans. À cet effet, deux programmes internationaux, l'INPRO et le GIF, ont été initiés en 2000. L'INPRO (International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles) a été lancé pour faire en sorte que l'énergie nucléaire continue de contribuer à répondre aux besoins mondiaux en énergie jusqu'à la fin du XXI^e siècle. Pour cela, il offre aux experts et aux décideurs politiques des pays industrialisés, ainsi qu'à ceux des pays en développement, un espace de discussion et de coopération sur des questions, telles que la planification, le développement ou encore l'exploitation durable de l'énergie nucléaire. Le GIF a, pour sa part, une orientation essentiellement technologique, dont les détails font l'objet des paragraphes qui suivent.

Le forum GIF et ses objectifs

Le forum GIF est une initiative du département de l'Énergie des États-Unis destinée à instaurer une coopération internationale dans le cadre du développement des systèmes nucléaires dits de quatrième génération. Aux neuf membres fondateurs⁽²⁾, signataires de la charte du GIF en juillet 2001, se sont ajoutés par la suite cinq autres membres, également signataires de la charte. Il s'agit de la Suisse (2002), d'Euratom (2003), de la Chine et la Russie (2006), et, plus récemment, de l'Australie (2016).

Très concrètement, il s'agit de mener au sein de ce forum des recherches pour tester la faisabilité et le rendement des futures filières nucléaires de génération IV, et d'en assurer la disponibilité, à des fins industrielles, à l'horizon 2030. Pour cela, plusieurs objectifs ont été assignés aux membres du GIF, à savoir :

- améliorer la durabilité du nucléaire par une utilisation plus efficace du combustible : en l'occurrence, il s'agit d'économiser l'uranium 235 (²³⁵U), soit en améliorant l'efficacité des réacteurs actuels, soit, surtout, en ayant recours à la surgénération en s'appuyant sur les ressources en uranium 238 (²³⁸U) ou en thorium 232 (²³²Th), qui sont les isotopes fertiles⁽³⁾ envisagés pour alimenter les réacteurs de génération IV ;

(1) Le 17 septembre 2019, lors de la Conférence générale de l'Agence internationale de l'énergie atomique à Vienne, le CEA, EDF, Naval Group et TechnicAtome ont dévoilé NUWARDTM, un projet de petit réacteur modulaire. Cette solution, basée sur la technologie REP, est destinée à répondre aux besoins croissants du marché de l'électricité décarbonée, sûre et compétitive, sur le segment de puissance 300-400 MWe.

(2) Les neuf membres fondateurs du GIF sont : l'Argentine, le Brésil, le Canada, les États-Unis, la France, le Japon, la Corée du Sud, le Royaume-Uni et l'Afrique du Sud.

(3) Un isotope fertile est un isotope qui peut produire un isotope fissile à la suite de la capture d'un neutron, directement, ou après désintégration radioactive.

- améliorer la sûreté et la fiabilité des réacteurs : une des voies envisagées consisterait à aller vers plus de passivité dans le système de sauvegarde, en particulier en cas d'accident du réacteur ;
- réduire la production de déchets : cette minimisation de la production de déchets serait réalisée en recyclant le plus possible les noyaux lourds actuellement rejetés, et en limitant l'activation des matériaux de structure environnant le cœur ;
- assurer une compétitivité économique aux filières de génération IV : cela au regard des autres énergies, mais également vis-à-vis des technologies nucléaires de générations III/III+ ;
- réduire le risque de prolifération : il s'agit ici, sur l'ensemble du cycle du combustible, d'éviter que de la matière fissile puisse être isolée afin de produire une matière fissile de qualité militaire.

Les filières technologiques retenues dans le cadre du GIF

En 2002, après avoir examiné les quelque 200 concepts proposés par les membres du GIF, ces derniers ont retenu six filières technologiques. Ces filières sont détaillées dans un document élaboré au sein du forum GIF et intitulé « Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems »⁽⁴⁾. Il est à noter que parmi ces six filières, quatre fonctionnent en régime dit « neutrons rapides », les deux autres constituant des variantes de réacteurs fonctionnant en régime dit « neutrons thermiques ». Ces deux régimes se distinguent par le spectre énergétique des neutrons intervenant dans les processus de fission, ainsi que par les combustibles mobilisés dans ces processus (voir l'Encadré 1 ci-après).

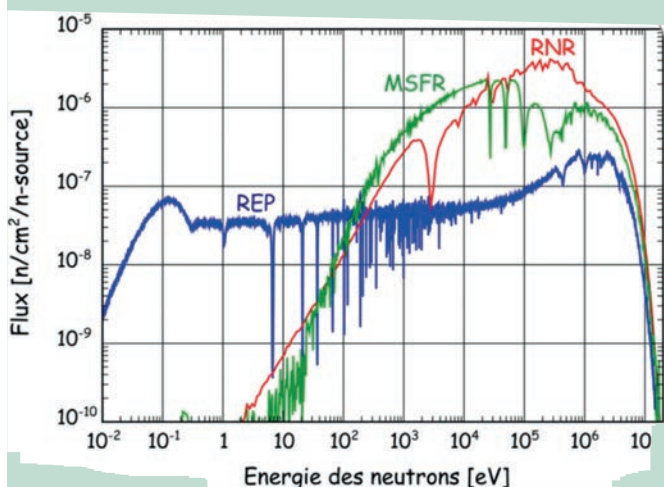
(4) Voir : https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_40481/technology-roadmap

Dans leurs grandes lignes, les six technologies retenues par le GIF présentent les caractéristiques suivantes :

- *le réacteur à neutrons rapides à caloporteur sodium (RNR-Na)* : le réacteur dont il est question ici est un réacteur régénérateur à combustible solide et refroidi au sodium. De nombreux pays ont étudié ce type de réacteur, par exemple la Russie, le Japon, les États-Unis et, plus récemment, l'Inde et la Chine. Sans oublier la France qui possède une longue expérience de ce type de réacteurs avec les réacteurs Rapsodie, Phénix et Superphénix, une expérience mise à profit dans le cadre du projet ASTRID, sous maîtrise d'ouvrage CEA, et sur lequel nous reviendrons dans la suite de cet article. L'une des difficultés avec les RNR au sodium réside dans l'inflammabilité du sodium, ce qui impose des contraintes en termes de conception. Par ailleurs, une particularité du réacteur Superphénix était de présenter un « coefficient de vidange »⁽⁵⁾ positif, ce qui, dans le cadre du GIF, représente un des points à traiter en vue d'une amélioration de la sûreté ;
- *le réacteur à neutrons rapides refroidi au plomb (RNR-Pb)* : ce réacteur fonctionne selon le même principe que le RNR au sodium, mais cette fois-ci avec du plomb liquide comme caloporteur. Si cette solution permet de résoudre le problème d'inflammabilité rencontrée avec le sodium, son « coefficient de vidange », également positif, est en revanche plus marqué que celui du RNR au sodium ;

(5) S'agissant des RNR-Na, ce coefficient traduit la variation de réactivité du cœur du réacteur intervenant lors d'une élévation de température conduisant à une amorce d'ébullition du sodium. Dans le cas de Superphénix, ce coefficient était positif, ce qui conduisait à une possibilité d'emballement des réactions en chaîne en pareille situation. Ce coefficient est à ne pas confondre avec le « coefficient de température », celui-ci traduisant la réaction du réacteur à des fluctuations de température, et devant être systématiquement globalement négatif afin de garantir la stabilité de ce dernier. Celle-ci est principalement due à ^{238}U , dont les captures stériles s'accroissent avec la température (effet « Doppler »), entraînant donc une contre-réaction négative.

Régime de neutrons « rapides » versus régime de neutrons « thermiques » Comparaison des spectres neutroniques entre réacteurs REP et RNR-Na/MSFR



La figure ci-contre donne la répartition des flux de neutrons, en fonction de leur énergie, exprimée en électronvolt (eV). Les différences entre REP, d'une part, et RNR/MSFR, d'autre part, proviennent notamment des effets liés au spectre énergétique des neutrons. Ceux-ci sont majoritairement lents (quelques eV) dans le cas des REP, car ralentis par un modérateur afin de favoriser la fission de ^{235}U . On parle alors de régime thermique. À l'inverse, ils sont majoritairement rapides dans le cas des RNR et des MSFR, où l'absence de modérateur les maintient dans une plage énergétique de l'ordre de quelques centaines de keV, favorisant cette fois-ci la fission de l'ensemble des isotopes de l'uranium, ainsi que ceux des transuraniens (Pu, Np, Am, Cu...). On parle dans ce cas de régime rapide.

Encadré 1 : Différence de fonctionnement des réacteurs, entre régimes de neutrons « rapide » et « thermique »
(source : https://www.sauvonsleclimat.org/images/articles/pdf_files/ue_2016/05-Heuer_Creusot-2016_MSFR.pdf).

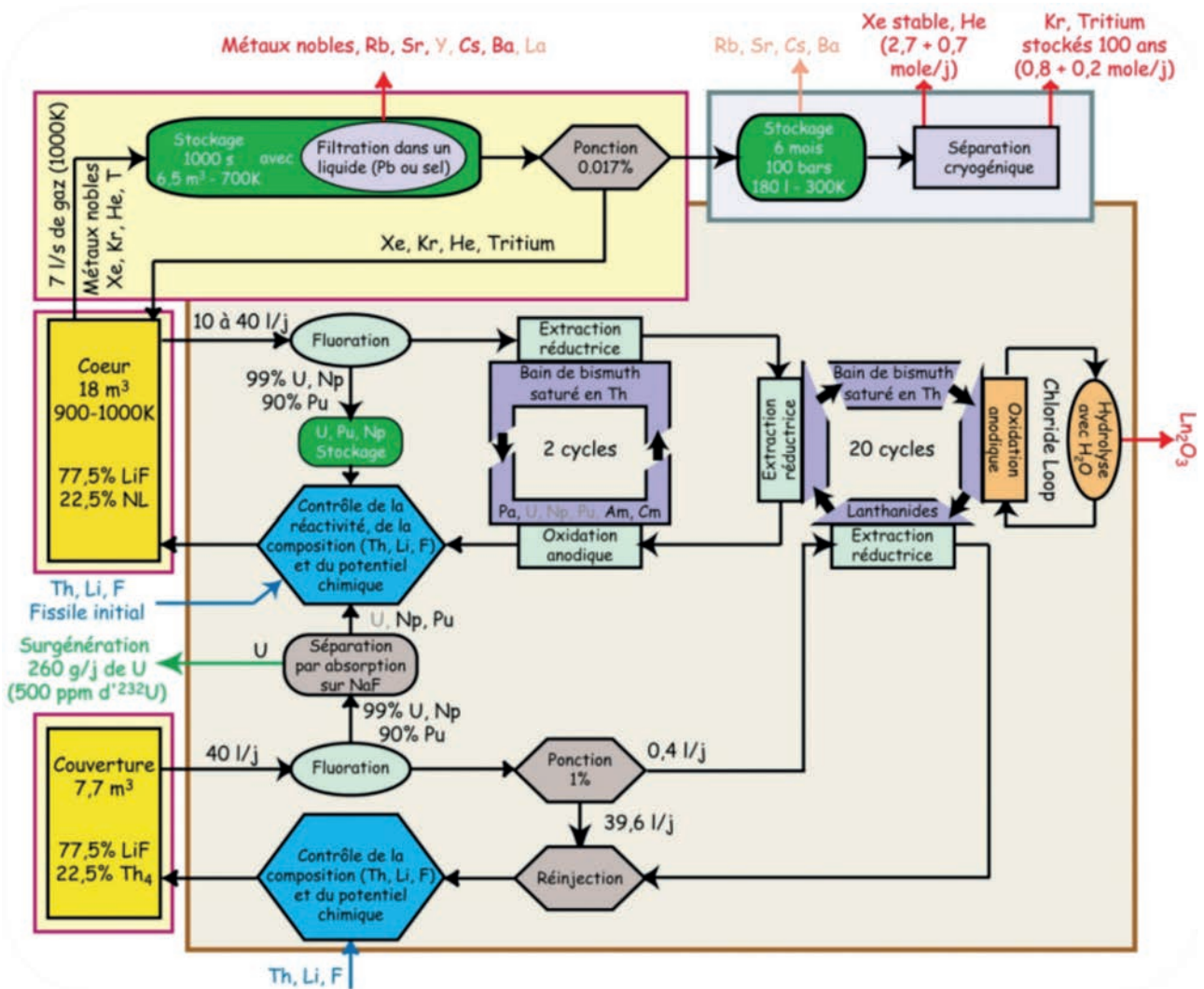


Figure 2 : Synoptique d'un réacteur MSFR « de référence » au thorium fonctionnant en mode surgénérateur⁽⁶⁾.

- **le réacteur à neutrons rapides à caloporteur gaz (RNR-G)** : il s'agit ici d'un réacteur régénérateur en combustible solide, le refroidissement étant assuré par de l'hélium. La haute température obtenue avec ce réacteur (plus de 1 000°C), outre l'obtention de très bons rendements de production d'électricité, offre la possibilité d'utiliser directement la chaleur dans des procédés industriels, comme la production d'hydrogène par craquage de l'eau. En France, le CEA travaille lui aussi sur cette technologie, avec une option à long terme étudiée dans le cadre du projet de réacteur expérimental ALLEGRO, pour lequel plusieurs verrous technologiques importants subsistent (assurer la bonne tenue jusqu'à 1 600 °C des gaines en carbure de silicium, sûreté en cas de dépressurisation...). Cette solution suscite également un intérêt dans quelques pays de l'Est (Hongrie, Pologne, Slovaquie et République Tchèque) ;
- **le réacteur à sels fondus (RSF)** : le concept ici mis en œuvre est totalement différent des précédents, avec un combustible liquide, mélange de fluorures où sont dis-

soutes les matières fertiles et fissiles, un mélange qui fait également office de caloporteur. En France, le concept a été repris par le CNRS qui a abouti au projet MSFR (Molten salt fast reactor). Cette solution présente plusieurs avantages, tels que :

- la possibilité, en cas d'accident, de vidanger le cœur du réacteur en quelques minutes seulement ;
- la possibilité de contrôler la composition du combustible au jour le jour (voir la Figure 2 ci-dessus), minimisant ainsi les risques de prolifération ;
- des « coefficients de température » et des « coefficients de vidange » négatifs ;
- un fonctionnement à des températures de l'ordre de 800°C.

En outre, s'agissant des combustibles utilisés, il a été établi que le fonctionnement d'un tel réacteur présentait les meilleurs résultats avec le couple $^{233}\text{U}/^{232}\text{Th}$ associé à du fluorure de lithium (LiF), ce qui ouvre des perspectives intéressantes, dans la mesure où les ressources terrestres en thorium seraient 2 à 3 fois plus importantes que les ressources en uranium.

Néanmoins, le manque de retour d'expérience sur cette technologie nécessitera de reprendre à la base des études dans nombre de domaines, avant de valider une version

(6) Source : https://www.sauvonsleclimat.org/images/articles/pdf_files/ue_2016/05-Heuer_Creusot-2016_MSFR.pdf

industrialisable. C'est en particulier le cas du système de traitement, au jour le jour, du combustible liquide.

Par ailleurs, l' ^{233}U , l'élément fissile du couple $^{233}\text{U}/^{232}\text{Th}$, est un isotope de l'uranium qui n'entre pas dans la composition de l'uranium disponible dans la nature. L'amorçage d'un réacteur MSFR à partir d'un mélange $^{233}\text{U}/^{232}\text{Th}$ ⁽⁷⁾ nécessitera donc de constituer au préalable un stock de cet isotope, ce qui peut se faire en soumettant du thorium naturel à un flux de neutrons. En pratique, cela sera obtenu en disposant ce thorium autour d'un cœur de réacteur⁽⁸⁾ afin que les neutrons échappés du cœur puissent contribuer à la fertilisation du thorium, puis, par décroissance radioactive, à la production d' ^{233}U . Dans le cas d'un MSFR « de référence » au thorium, une telle couverture pourra également être mise en place afin, par exemple, de produire plus d' ^{233}U que la quantité consommée par le réacteur. Le réacteur fonctionne alors en mode « surgénérateur », comme illustré dans la Figure 2 de la page précédente, où l'on notera que la surgénération se traduit par un surplus de 260 g/j d' ^{233}U ⁽⁹⁾.

- *le réacteur refroidi à l'eau supercritique (RESC)* : contrairement aux quatre technologies présentées ci-dessus, ce type de réacteur fonctionne en régime thermique. Il se situe dans le prolongement des réacteurs actuels, avec un fonctionnement à 550°C au lieu de 320°C pour les REP actuels, le but étant ici de tirer avantage d'une température de fonctionnement supérieure, tout en gardant les acquis des réacteurs actuels ;
- *le réacteur à très haute température (RTHT)* : fonctionnant également en régime thermique, ce type de réacteur est un système associant le graphite pour la fonction de modération, et l'hélium pour le refroidissement, ce dernier circulant sous pression (50 à 90 bars). Bien que non régénérateur, le fonctionnement de ce réacteur très haute température autorise une réduction de la consommation de combustible, rendue possible par l'augmentation des rendements thermodynamiques de conversion de la chaleur en électricité, conséquence des températures de l'ordre de 800-900°C permises par l'hélium. Un exemple de réacteur THT est donné par le réacteur, dit « à lit de boulets », où le combustible, qui se présente sous forme de boulets⁽¹⁰⁾, assure une réten-

tion quasi parfaite des produits de fission, mais aussi une quasi-impossibilité de réaliser un retraitement, un avantage du point de vue du risque de prolifération, mais plutôt un inconvénient s'agissant des possibilités de recyclage en réacteur RNR.

Les contributions des différents membres au sein du GIF

Le Tableau 1 de la page suivante reprend les six technologies retenues par le GIF et résumées brièvement ci-dessus. Il indique, par ailleurs, les contributions apportées dans chacune des filières par les membres du forum, telles qu'elles étaient définies en septembre 2016. La nature des contributions y est spécifiée selon trois niveaux qui vont de la participation en tant que simple observateur, à la contribution active, en passant par une contribution plus limitée. Parmi les six filières, la filière RNR-Na se détachait alors particulièrement du lot en comptabilisant pas moins de cinq contributeurs actifs, dont la France avec le projet ASTRID. Telle était la situation à la fin 2016, mais nous verrons plus loin que, depuis cette date, quelques changements sont intervenus concernant ce dernier projet.

Focus sur le développement des RNR en France et dans le monde

L'idée des réacteurs à neutrons rapides est apparue dès le début des développements du nucléaire civil, avec notamment la perspective intéressante d'un fonctionnement en mode surgénérateur dans le cas d'une utilisation du plutonium comme combustible, cela compte tenu de l'excellent bilan neutronique de ce dernier. Dit autrement, le RNR est un réacteur qui permet de produire plus de matière fissile (le plutonium) qu'il n'en consomme⁽¹¹⁾, en exploitant l' ^{238}U , présent à 99,3 % dans l'uranium naturel, et qui, après capture neutronique, conduit à la production de ^{239}Pu . Initiées aux États-Unis, dans les années 1944-45, les premières études sur les RNR surgénérateurs (en anglais *breeder*), alors motivées par la crainte d'un manque d'uranium, ont conduit à la réalisation d'un réacteur expérimental de puissance (1,4 MWth), l'EBR-1 (Experimental breeder reactor n°1), conçu pour produire de l'électricité.

De nos jours, sur le plan international, la filière des réacteurs rapides est au centre des stratégies à long terme sur l'énergie nucléaire. Comme souligné ci-dessus, c'est la filière RNR-Na qui, dans le cadre du GIF, regroupe le plus de contributeurs actifs. Parmi ceux-ci, on mentionnera tout spécialement la Russie qui exploite actuellement deux démonstrateurs RNR-Na industriels : 1) le réacteur

(7) Il est à noter que, s'agissant des réacteurs MSFR, l'amorçage peut également se faire plus directement à partir d'éléments fissiles transuraniens (TRU), tels que le plutonium, le neptunium, l'américium ou le curium, voire à partir d' ^{235}U enrichi (enrichissement de l'ordre de 13%).

(8) Ce réacteur n'est pas nécessairement de type MSFR, il peut également être de type REP. Ce qui compte ici, c'est la production d'un flux de neutrons capables de fertiliser le thorium installé autour du cœur.

(9) Ce surplus d' ^{233}U est obtenu en considérant une composition du cœur en éléments lourds quasi stabilisée, laquelle est atteinte après une durée de fonctionnement de l'ordre de 50-60 ans. Pour ce qui concerne l' ^{233}U , cela correspond à une masse stabilisée de 7,5 tonnes, sachant que pour initialiser ce réacteur d'une puissance de 1,4 GWe, une masse d' ^{233}U avoisinant les 5 tonnes aura été nécessaire. Le rapprochement de ces quelques chiffres conduit à un temps minimal de doublement de l'ordre de 50 ans, c'est-à-dire le temps nécessaire pour accumuler les 5 tonnes d' ^{233}U considérées.

(10) Il s'agit ici de billes d'un diamètre d'environ 60 mm, où le combustible se présente sous forme d'une sphère d'oxyde UOx d'environ 1 mm de diamètre, et gainée par plusieurs couches de carbone de propriétés différentes de sorte à remplir les fonctions : 1) de « vase d'expansion » des produits de fission gazeux, 2) de rétention des produits de fission et 3) de transfert thermique.

(11) Dans le cas des RNR-Na, ce fonctionnement en mode surgénérateur n'est possible qu'en entourant le cœur du réacteur d'une « couverture » d' ^{238}U , ce qui permet de capturer une grande partie des neutrons s'échappant du cœur du réacteur, conduisant ainsi à une production de ^{239}Pu . Ce n'est qu'en cumulant la production de plutonium du cœur, avec celle de la couverture fertile, que l'on peut générer plus de plutonium que n'en consomme le réacteur. À l'inverse, sans couverture fertile, il se consommerait plus de plutonium qu'il ne s'en créerait, le réacteur fonctionnant alors en mode incinérateur. Lorsqu'il se crée autant de plutonium qu'il s'en consomme, on parle d'iso-générateur, ce qui est l'option retenue dans le cadre du projet ASTRID.

Système du GIF	Canada	Chine	France	Japon	Corée	Russie	Suisse	US	EU
RNR-sodium <i>Spectre rapide</i>		CEFR, CFR-600, CFR-1200	ASTRID (CEA)	JSFR	PGSFR	BN-800, 1200, MBIR		(PRISM), AFR100 TWR (TerraPower)	ESNII Projets R&D ESFR-SMART
R-Très Haute Température <i>Spectre thermique</i>		HTR-10, HTR-PM	Matériaux, techno Hydrogène	HTTR	NHDD (H ₂ prod.)			NGNP, Xe-100	NC2I
RNR-gaz <i>Spectre rapide</i>			ALLEGRO (CEA)					EM ² (GA)	ESNII/ ALLEGRO
R. eau- supercritique <i>Spectre thermique ou rapide</i>	Pressure- tube SCWR	CSR-1000		SCR2000					(HPLWR), NUGENIA/ SCWR-FQT
RNR-Plomb <i>Spectre rapide</i>		CLEAR				BREST- OD-300 SVBR-100		SSTAR	ESNII/ ALFRED, MYRRHA
Sels fondus <i>Spectre thermique ou rapide</i>		TMSR (SINAP)	MSFR (CNRS)			MOSART		MCFR (TerraPower) FHR	SAMOFAR

Situation - Septembre 2016

Active contribution
 Limited contribution
 Observer

Tableau 1 : Les filières technologiques fixées dans le cadre du GIF et les contributions (septembre 2016) des membres du forum (source : « Quel avenir pour le nucléaire et pour ses différentes applications civiles ? » – 5^{ème} colloque organisé par le groupe régional PACA-Corse de la SFEN, 20 avril 2018, Nicolas Devictor).

BN-600, mis en service en 1980, d'une puissance de 600 MWe, et initialisé à partir d'²³⁵U, enrichi à 26 %, et 2) le réacteur BN-800, mis en service en 2015, d'une puissance de 800 MWe, et fonctionnant à partir d'un mélange de dioxyde d'uranium et de plutonium (MOX)⁽¹²⁾.

De leur côté, les Chinois exploitent, depuis 2011, un réacteur RNR-Na expérimental, le CEFR (China experimental fast reactor), d'une puissance de 20 MWe, et démarré avec un combustible à base d'oxyde d'²³⁵U. Ces derniers ont par ailleurs entamé la construction d'un RNR de 600 MWe en 2017.

De l'autre côté du spectre neutronique, et à l'inverse des RNR surgénérateurs, les réacteurs « thermiques », exploitant l'²³⁵U, présent à 0,7 % dans l'uranium naturel, sont de fait tributaires des ressources en ²³⁵U, qui, sur la base des consommations mondiales actuelles (~ 65 000 tonnes d'uranium naturel/an), ainsi que des ressources en uranium naturel, estimées à 8 Mt⁽¹³⁾, laissent de l'ordre d'une centaine d'années avant qu'une pénurie d'uranium naturel ne se manifeste. Par comparaison, dans le cas des RNR, et du fait de l'utilisation de l'²³⁸U, la perspective d'une pénurie d'uranium serait repoussée à une échéance de l'ordre de quelques milliers d'années.

(12) Le terme MOX est l'abréviation de « Mélange d'oxydes » (en anglais : Mixed oxide fuel), à savoir : le dioxyde de plutonium (PuO₂) et le dioxyde d'uranium (UO₂). Ce combustible nucléaire est constitué d'environ 8,5 % de plutonium et 91,5 % d'uranium appauvri.

(13) Il s'agit des ressources récupérables identifiées à des coûts inférieurs à 260 USD/kg. Voir à ce sujet : "Uranium 2018, resources, production and demand" (source : International atomic energy agency & Nuclear energy agency).

En France, au début du nucléaire civil, le but était de construire quelques réacteurs à neutrons thermiques afin de constituer un stock initial de plutonium, de manière à amorcer la filière RNR. Cela a conduit à opter pour le retraitement des combustibles usés (oxydes d'uranium, UOx) des réacteurs REP, afin de constituer cette masse initiale de plutonium, avec, en parallèle, le démarrage d'un petit réacteur RNR-Na, Rapsodie, d'une puissance de 38 MWth, refroidi au sodium, et démarré en 1967 (puis arrêté en 1983), afin de mettre au point la technologie. Ce premier réacteur a été suivi par Phénix, un démonstrateur industriel d'une puissance électrique de 250 MWe, raccordé au réseau en décembre 1973 (et arrêté en 2010), puis par Superphénix, un RNR d'une puissance de 1 200 MWe, démarré en 1986, et dont l'arrêt est intervenu en 1997, pour des motivations à caractère essentiellement politique.

Au final, les enseignements tirés de ce programme RNR-Na français tiennent beaucoup au retour d'expérience réalisé autour du fonctionnement du réacteur Phénix, dont les bilans matières ont permis d'établir un taux de surgénération de 1,16⁽¹⁴⁾ (contre 1,13 attendu théoriquement),

(14) S'agissant des RNR-Na, la masse de plutonium requise pour un cœur de réacteur de 1 GWe est de l'ordre de 7,5 tonnes. Par ailleurs, avec un temps d'irradiation de 5 ans, puis d'un temps de refroidissement de 5 ans, et enfin d'un temps de fabrication de 2 ans, l'inventaire total de plutonium sur l'ensemble cycle serait de 18 tonnes [soit : $7,5 \cdot (5+5+2)/5 = 18$ tonnes Pu]. En rapprochant cette donnée avec le taux de régénération de 1,16 constaté sur Phénix, cela conduit à un temps de doublement de l'ordre de 75 ans [soit : $5 \cdot 18 / (0,16 \cdot 7,5) = 75$ ans]]. Avec le taux de régénération visé pour les futurs RNR-Na, ce temps passerait à 60 ans (Source : Sylvain David, CNRS/IN2P3, séminaire LIED, octobre 2017).

comme le rappelle Dominique Grenèche dans un ouvrage paru en 2016⁽¹⁵⁾. Il y précise par ailleurs que sur les 4,4 tonnes de plutonium récupérées durant son exploitation, 3,3 tonnes ont été recyclées dans le cœur de Phénix, sous forme de combustible MOX, concluant qu'avec ce programme, la mise en œuvre pratique de la surgénération dans les RNR aura donc été démontrée en France, à une échelle préindustrielle.

Sur la conception d'un nouveau démonstrateur industriel RNR-Na : le projet ASTRID

Pour rappel, fin 2019, le projet ASTRID est arrivé en fin de phase d'avant-projet détaillé. Ce projet, décidé en 2006 par le président Jacques Chirac, dans le cadre de la loi sur la gestion des matières et des déchets, puis lancé en 2010, prévoyait la mise en service d'un prototype de réacteur de « quatrième génération » en 2020. Par la suite, après un glissement du calendrier initial en 2012, puis, en 2014, suite au ralentissement du nucléaire dans le monde, consécutif à l'accident de Fukushima, la phase d'étude a été prolongée jusqu'en 2019, avant une éventuelle décision de poursuite du projet, suivie d'une phase de consolidation sur la période 2020-2023 en cas de décision favorable.

Selon le calendrier établi, cette période devait être suivie d'une décision de construction, puis d'une phase de développement, de 2024 à 2028, avant d'enchaîner sur la phase de construction d'un démonstrateur industriel d'une puissance de 600 MWe, cette construction étant programmée de 2029 à 2039. Mais la décision récente (voir *supra*) de ne pas aller au-delà de la phase d'avant-projet détaillé, a cependant mis un terme au projet tel qu'envisagé initialement.

À ce jour, sur la base de l'expérience acquise avec les réacteurs Rapsodie, Phénix, puis Superphénix, ainsi qu'avec le projet européen de réacteur EFR (European Fast reactor)⁽¹⁶⁾, les principales innovations tirées des travaux accomplis dans le cadre du projet ASTRID ont porté sur trois points :

- Afin de traiter la question du « coefficient de vidange » positif rencontré avec le réacteur Superphénix, un nouveau concept de cœur a été développé. Il s'agit d'une solution mettant en œuvre le concept dit de « Cœur à faible effet de vidange » (CFV), qui correspond à une configuration géométrique du cœur donnant à celui-ci une forme aplatie (on parle alors d'un cœur « galette »), ce qui favorise la fuite des neutrons hors du cœur en cas de surchauffe, réduisant ainsi la réactivité de l'ensemble, et conduisant au final à un « coefficient de vidange » négatif.
- Afin de prendre en compte les situations accidentelles pouvant entraîner la fusion du combustible et des gaines

métalliques qui l'entourent, ce qui conduirait à la formation d'un magma très chaud (plus de 2 000°C), appelé corium, un dispositif innovant a été conçu. Placé en fond de cuve, ce dispositif permet une récupération et un étalement du corium afin de faciliter son refroidissement, et évite ainsi tout problème d'emballement de la réaction en chaîne.

- Le sodium étant réactif chimiquement avec l'eau, le générateur en eau-vapeur actionnant le turbogénérateur est remplacé par un système de conversion en gaz. Ainsi, la chaleur du sodium du circuit secondaire est communiquée à de l'azote sous pression, qui se détend ensuite dans les turbines du générateur électrique.

Stratégies de déploiement des RNR-Na en France

La stratégie de déploiement des RNR en France a fait l'objet de plusieurs rapports, le dernier en date ayant été rendu public le 25 octobre 2018. Élaboré par la direction de l'Énergie nucléaire (DEN) du CEA, ce rapport⁽¹⁷⁾ répond à l'article 51 de l'arrêté du 23 février 2017 pris en application des prescriptions de l'édition 2016-2018 du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs (PNGMDR). Contrairement à l'hypothèse avancée lors d'études précédentes (2012), où un remplacement à grande échelle des REP par des RNR avait été envisagé, le rapport de 2018 a retenu une approche plus graduelle, avec un déploiement progressif des RNR, tirant parti des matières et des infrastructures existantes. Le scénario industriel pris en compte dans le cadre de cette étude est constitué de 4 paliers, notés (A), (B), (C) et (D) dans le rapport. Par ailleurs, à des fins de comparaisons, un cinquième palier a également été considéré. Ce palier, noté (0), correspond à un parc français hypothétique qui n'aurait fonctionné qu'en cycle ouvert, sans retraitement des combustibles UOx usés. Concernant les paliers (A), (B), (C) et (D), les objectifs de chacun d'eux sont les suivants :

- Palier (A) : l'objectif de ce palier est la stabilisation de l'inventaire des combustibles UOx usés par mono-recyclage sous forme de MOX. L'uranium et le plutonium contenus dans ces combustibles sont ainsi valorisés, permettant par ailleurs de réaliser une économie de ressources naturelles (de l'ordre de 20 %). Le parc est à ce stade constitué exclusivement de réacteurs à eau, principalement les REP actuels ;
- Palier (B) : l'objectif de ce palier B, qui sera amorcé en 2040, est la stabilisation de l'inventaire des combustibles MOX REP usés. Pour cela, la totalité des REP actuels seront progressivement remplacés par des réacteurs EPR, le parc EPR, constitué à horizon 2065, étant composé de : 22 EPR UOx, 4 EPR URE⁽¹⁸⁾ et 10 EPR moxés à

(15) *Histoire et techniques des réacteurs nucléaires et de leurs combustibles*, GRENÈCHE Dominique, EDP sciences, 2016.

(16) Le projet de réacteur EFR de 1 500 MWe avait été conçu en 1988 par une association d'organismes européens, dont EDF, Novatome et le CEA. Finalement gelé fin 1998, le projet EFR avait pour objectif principal de démontrer la viabilité des RNR-Na en visant des performances économiques plus intéressantes que les réacteurs construits jusqu'alors.

(17) Voir <https://www.asn.fr/Media/Files/00-PNGMDR/PNGMDR-2016-2018/Inventaire-prospectif-entre-2016-et-2100-des-matieres-et-des-dechets-radioactifs-produits-par-le-parc-francais-selon-differents-scenarios-d-evolution-avec-evaluation-de-l-emprise-au-stockage?>

(18) L'uranium « URE » correspond à de l'uranium issu du réenrichissement de l'uranium récupéré lors du retraitement des combustibles UOx usés. Cet uranium issu du retraitement est lui désigné sous l'appellation « URT ».

30 %. Ce parc EPR sera par ailleurs complété par une première série de RNR, à savoir le réacteur ASTRID de 600 MWe, auquel s'ajouteraient 2 RNR de 1 000 MWe. Cette puissance RNR correspond à celle requise afin de stabiliser l'entreposage des MOX usés, grâce au recyclage d'un volume de plutonium égal à celui issu du retraitement des UOx et MOX usés produit par le parc d'EPR (on parle alors de bi-recyclage « REP, puis RNR »). Il est à noter que les combustibles RNR usés, ainsi que les combustibles URE usés, ne sont pas recyclés dans le cadre de ce palier ;

- Palier (C) : l'objectif de ce palier est la stabilisation de l'inventaire total en plutonium, par multi-recyclage des MOX en REP (voir l'Encadré ci-après), à partir de réacteurs EPR et RNR (parc constitué à horizon 2125 : 25 EPR moxés à 30 %, 1 EPR moxé à 100 % et 12 RNR 1 450 MWe). L'idée est ici de ne pas accumuler des quantités de plutonium au-delà des besoins nécessaires pour le déploiement de la filière RNR jusqu'à la fermeture complète du cycle (palier D). Il est toutefois à noter

que, compte tenu de la dégradation de la composition isotopique du plutonium au fil des recyclages, les RNR fonctionnent ici en mode surgénérateur afin de produire du plutonium susceptible de relever la qualité du plutonium issu des multi-recyclages ;

- Palier (D) : ce palier vise la fermeture complète du cycle, à savoir la suppression de tout besoin d'uranium naturel pour alimenter le parc, ainsi que la stabilisation de l'inventaire en plutonium comme pour le palier C. L'ensemble du parc est alors globalement iso-générateur, avec deux options envisagées pour y parvenir, à savoir : 1) un parc homogène 100 % RNR (palier D1, parc constitué à horizon 2180) ; et 2) un parc mixte composé de RNR surgénérateurs produisant le plutonium, et de REP 100 % MOX consommant le plutonium ainsi produit dans les RNR (palier D2, parc également constitué à horizon 2180). Par ailleurs, dans les deux cas, il est procédé au multi-recyclage de l'ensemble des combustibles MOX RNR et REP.

Le multi-recyclage des combustibles MOX en REP

La question du multi-recyclage du MOX en REP avait déjà fait l'objet d'études menées par le CEA à partir des années 1990, cela afin de permettre une optimisation de l'utilisation de la ressource uranium. Cette optimisation est toutefois rendue délicate du fait de la dégradation isotopique du plutonium observée après passage du MOX en réacteur⁽¹⁹⁾. Réaliser le multi-recyclage de ce MOX implique donc d'en augmenter la teneur en plutonium afin de préserver le niveau de réactivité nécessaire au bon fonctionnement du réacteur. Cependant, poursuivre ce processus au-delà d'un premier recyclage poserait un problème de sûreté du réacteur, notamment en situation de « vidange »⁽²⁰⁾ du modérateur (de l'eau légère dans le cas des REP) susceptible de survenir à l'occasion d'une forte élévation de la température du cœur de réacteur. En pareille situation, le ralentissement des neutrons serait moins efficace. On parle alors de durcissement du spectre énergétique, avec pour conséquence une augmentation de la probabilité de fission pour tous les isotopes du plutonium, ce qui conduirait à un « coefficient de vidange » positif. Il existe donc une teneur maximale en plutonium dans le combustible au-delà de laquelle la sûreté du réacteur ne serait plus garantie. Cette limite se situe entre 12 et 15 % selon la composition isotopique du plutonium, et est en pratique fixée à 12 %.

Afin de surmonter cette difficulté, la mise au point d'un nouveau type de combustible, le MOX2, a été lancée sur la base des recherches réalisées par le CEA dans les années 1990. Celles-ci avaient notamment permis de dégager deux concepts susceptibles de répondre à la question, à savoir : le concept MOXEUS (MOX sur support d'uranium enrichi), également connu sous l'appellation MIX ; et le concept CORAIL (Combustible recyclage à îlots). Avec le concept MIX, il s'agit de limiter la teneur en plutonium dans le combustible à une teneur proche de celle des MOX actuels, et de compléter le besoin en noyaux fissiles par un apport d'uranium enrichi. Le concept CORAIL consiste, quant à lui, à faire cohabiter, au sein d'un même assemblage, des crayons UOx et des crayons MOX à support d'uranium appauvri. Ces deux concepts ont récemment été repris dans le cadre de l'étude sur l'« Inventaire prospectif 2016-2100 des matières et déchets » menée en 2017-2018 par le CEA (voir la note de bas de page 15). Il est à noter que l'emploi de ce type de combustible nécessitera de mener un programme préalable de recherche et développement, ainsi que des études d'ingénierie portant sur les nouvelles infrastructures du cycle, avec, notamment, l'adaptation des installations de La Hague et de l'usine Mélox. En termes de calendrier, l'introduction d'un assemblage test de combustible MOX2 en réacteur est visée à l'horizon 2025-2028, avec un possible déploiement industriel au-delà de 2040⁽²¹⁾.

(19) Après un premier passage en réacteur, le plutonium est constitué principalement des isotopes ²³⁹Pu, ²⁴⁰Pu, ²⁴¹Pu et ²⁴²Pu (dans la terminologie nucléaire, on parle de « vecteur » plutonium). Cependant, en régime thermique, seuls les isotopes ²³⁹Pu et ²⁴¹Pu sont fissiles, les isotopes pairs étant essentiellement captivants. Ces derniers, issus de captures obtenues à partir d'isotopes impairs, ont tendance à s'accumuler plus rapidement que les isotopes impairs, une partie de ceux-ci disparaissant par fission. Au final, la teneur en éléments fissiles du plutonium diminue au fil du temps passé en réacteur.

(20) Il s'agit ici d'un effet similaire à celui déjà mentionné plus haut (voir note de bas de page 4) avec le sodium des RNR-Na, mais s'appliquant cette fois-ci à l'eau qui assure ici la double fonction de modérateur et de caloporteur.

(21) Source : <https://participons.debatpublic.fr/processes/pngmdr/f/41/questions/728>

La définition de ces différents paliers conduit ainsi à considérer deux scénarios de transition – « ABCD1 » et « ABCD2 » –, découlant des deux variantes introduites pour le palier D. En plus de ces deux scénarios, et pour tenir compte de certaines analyses basées sur des hypothèses d'une demande nucléaire soutenue au niveau mondial ⁽²²⁾, qui concluent à des tensions sur les prix de l'uranium à horizon de la fin de ce siècle, rendant ainsi les RNR plus compétitifs que les technologies REP, l'étude du CEA envisage un basculement anticipé vers le palier D2 (suivant directement le palier B), amorcé aux alentours de 2090. Il est à noter que pour ces trois scénarios – « ABCD1 », « ABCD2 » et « ABD2 » –, l'hypothèse retenue est une production nucléaire constante de 420 TWh/an.

Le report du démonstrateur industriel ASTRID au-delà de 2050 et ses conséquences

S'agissant de la construction d'un démonstrateur industriel, le CEA, maître d'ouvrage du programme, a, début 2018, et pour des considérations budgétaires, proposé au gouvernement français de revoir à la baisse les ambitions initiales, en visant une puissance de réacteur de 200 MWe, voire 100 MWe, au lieu des 600 MWe prévus initialement. Puis, en août 2019, est intervenue la décision de reporter la construction du démonstrateur industriel au-delà de 2050. Par la suite, l'administrateur général du CEA, lors de son audition par la Commission des affaires économiques du Sénat, le 23 octobre 2019 ⁽²³⁾, a clarifié la position du CEA en précisant qu'il y avait deux raisons à l'appui de cette décision de ne pas construire le démonstrateur à la date prévue. La première raison invoquée est économique, la viabilité du projet de démonstrateur requérant un prix significativement plus élevé de l'uranium, la seconde raison étant que la partie s'attachant au cycle de l'uranium n'avait pas été suffisamment étudiée. S'agissant de ce dernier point, il a précisé que le CEA étudierait le multi-recyclage des MOX en REP, avec le test en réacteur d'un assemblage de crayons de combustible à horizon 2025. Par ailleurs, en parallèle, un travail serait maintenu sur les technologies clés en matière de RNR, cela dans le cadre d'une coopération internationale.

S'agissant du déploiement des futurs réacteurs RNR-Na tel qu'envisagé dans les scénarios décrits ci-dessus, cette décision récente de report du démonstrateur ASTRID au-delà de 2050 appellera sans nul doute à une révision de ces scénarios. Cette révision s'avère par ailleurs nécessaire, considérant que l'étude CEA de 2018, qui prend comme hypothèse une production nucléaire constante de 420 TWh/an, n'intègre pas l'objectif de réduction, d'ici à 2035, de la part de production d'électricité nucléaire à 50 % de la production totale d'électricité, ce qui, selon le projet de PPE soumis à consultation, se traduirait, d'ici

cette date, par la fermeture de 14 réacteurs de 900 MWe. La question de l'éventuelle réduction de puissance du réacteur ASTRID évoquée ci-dessus, et qui passerait de 600 MWe prévu initialement à 100-200 MWe, est aussi de nature à revenir sur les hypothèses de déploiement des futurs réacteurs RNR-Na.

Enfin, la perspective d'une remontée des prix de l'uranium plus précoce que prévu ⁽²⁴⁾, impliquerait de basculer plus rapidement vers un parc RNR, ce qui mettrait en avant le scénario « ABD2 » évoqué plus haut, avec une contrainte sur le stock de plutonium qui pourrait ne pas être suffisant dans le cas d'un basculement plus rapide qu'anticipé vers les technologies RNR. Pour rappel, en ce qui concerne la France, le basculement complet du parc actuel vers un parc à 100 % RNR nécessiterait de disposer d'une masse de plutonium de près de 1 200 tonnes ⁽²⁵⁾, comme cela est illustré par la Figure 3 qui suit.

Au vu de cette figure, et si l'on exclut le scénario « 0 » évoqué plus haut, on constate que, pour tous les autres scénarios d'évolution, la constitution de cet inventaire en plutonium n'est effective qu'aux alentours de 2115, ce qui pourrait s'avérer trop tardif au regard d'une forte remontée des prix de l'uranium d'ici à la fin de ce siècle, surtout en considérant le rôle clé que l'²³⁵U continuera d'avoir, pour le siècle à venir, dans la constitution du stock de plutonium nécessaire pour une transition « sans couture » vers les technologies RNR.

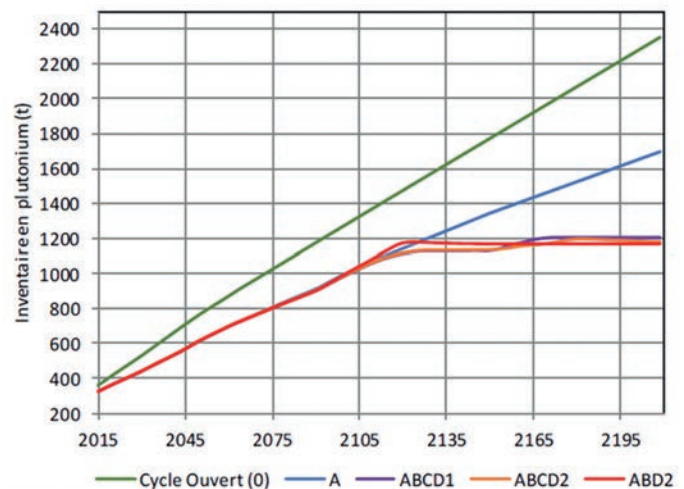


Figure 3 : Évolution de l'inventaire Pu en fonction des scénarios de déploiement des RNR (source : Étude CEA 2018 sur l'« Inventaire prospectif entre 2016 et 2100 des matières et des déchets radioactifs produits par le parc français selon différents scénarios d'évolution »).

(24) Cette remontée des prix dépendra bien entendu du développement du nucléaire à l'échelle mondiale dans les décennies à venir, notamment dans l'hypothèse d'un doublement, voire plus, du parc nucléaire mondial, cela en lien avec les politiques de décarbonation de l'économie mondiale. Sur ce point, les regards se tournent tout particulièrement vers la Chine qui fait montre d'une volonté de se positionner résolument sur l'ensemble des compartiments du secteur nucléaire, comme l'illustre par ailleurs l'annonce de la signature prochaine (d'ici fin janvier 2020) d'un contrat franco-chinois portant sur la construction en Chine d'une usine de recyclage du combustible nucléaire usagé, annonce faite lors du déplacement en Chine du président Macron, du 4 au 6 novembre 2019.

(25) S'agissant des RNR-Na, la masse de plutonium requise pour le fonctionnement d'un réacteur de 1 GWe est de l'ordre de 18 tonnes, comme signalé plus haut. Pour un parc de 63,2 GWe, cela conduit précisément à une masse de plutonium de 1 140 tonnes de plutonium.

(22) « Disponibilité à long terme des ressources mondiales d'uranium », Thèse de MONNET A., 2017 ; MONNET A., GABRIEL S. & PERCEBOIS J., « Ressources mondiales d'uranium : quelle disponibilité à long terme ? », *La Revue de l'Énergie*, n°635, décembre 2017.

(23) <http://www.senat.fr/compte-rendu-commissions/20191021/eco.html#toc2>

Conclusion

Comme cela avait été bien identifié au tout début du nucléaire civil, les réacteurs RNR demeurent les seuls à pouvoir garantir la fourniture d'énergie nucléaire sur une échelle de temps de l'ordre du millier d'années. À travers cet article, nous avons pu prendre la mesure des efforts consentis au niveau international afin d'assurer la pérennité des technologies nucléaires, en prenant appui pour cela sur les réacteurs dits « de génération IV », dont nous avons vu qu'ils se déclinaient selon six filières définies dans le cadre du GIF. Parmi ces filières, la solution RNR-Na étudiée dans le cadre du projet ASTRID a été particulièrement mise en avant, car bénéficiant de nombreux retours d'expérience, et ayant de ce fait les meilleures chances d'être déployée à moyen-long terme. Cependant,

si la technologie présente de nombreux atouts, cela ne doit pas occulter la question de la disponibilité future du ^{239}Pu , nécessaire au fonctionnement des réacteurs RNR-Na. Il y a, à cet égard, comme nous l'avons vu, une relative incertitude quant au nombre de réacteurs RNR-Na qu'il sera possible de déployer, en France, à partir de 2050, et au-delà. Ajoutons que, face aux discours mettant en avant le rôle positif du nucléaire dans le processus de décarbonation de l'économie mondiale, force est de constater que des incertitudes persistent quant à la place effective que l'on entend donner au nucléaire sur l'échiquier énergétique et climatique mondial, alors même que les incertitudes relatives au changement climatique en cours se réduisent au fil des rapports produits par le GIEC.