

Les nouveaux réacteurs nucléaires : les acquis du passé pour comprendre le futur

Dominique Grenèche*

@ 22900

Mots-clés : nucléaire, technologie, innovation, marchés, durabilité

Cet article est destiné à présenter un panorama aussi large que possible des réacteurs nucléaires (abrévés par la suite en RN) envisagés pour demain ou en cours de développement afin de remplacer à terme le parc existant ou de déployer des RN innovants dont l'ambition est d'accéder à des applications autres que la seule production d'électricité (chaleur par exemple). Ces nouveaux RN visent également à s'ouvrir de nouveaux marchés accessibles à l'énergie nucléaire via le développement de petits RN modulaires (SMR) dont on présente un état des lieux. Dans la conclusion, on souligne l'importance de relancer les efforts de R&D pour déployer aussi rapidement que possible les réacteurs régénérateurs de matière fissile (les RNR), seuls capables d'assurer la pérennité à très long terme d'une énergie entièrement nationale qui est décarbonée et pilotable : l'énergie nucléaire.

«Quand le passé n'éclaire plus l'avenir, l'esprit marche dans les ténèbres» — A. de Tocqueville.

1. Fondamentaux sur les réacteurs nucléaires

Avant de présenter la panoplie des réacteurs nucléaires (RN) de demain, il importe de rappeler les éléments de base qui les constituent et il convient d'évoquer brièvement leurs développements passés. Ce préliminaire permettra au lecteur de mieux comprendre les bases sur lesquelles s'appuie la conception des nouveaux RN.

Précisons d'abord que nous désignons ici par «réacteur nucléaire» (désignés par le sigle RN dans la suite) toute machine basée sur l'utilisation de la réaction en chaîne, c'est-à-dire sur la mise en œuvre d'un processus continu et autoentretenu de fissions. On se limitera essentiellement ici aux RN producteurs d'énergie (généralement sous forme d'électricité ou plus rarement sous

forme de chaleur), sachant qu'il existe également des RN qui ne dégagent que peu d'énergie et qui sont destinés à d'autres applications telles que des expériences, des mesures neutroniques, de l'enseignement, de la recherche en sûreté, des usages médicaux (production d'isotopes pour diagnostic ou thérapie) ou encore des applications spatiales.

On trouvera un historique complet et une description très détaillée de tous les types de RN dans l'ouvrage publié par l'auteur du présent article (voir [Grenèche, 2016a]).

1. Les grands composants des réacteurs nucléaires

Un RN, c'est d'abord un milieu physique dans lequel on peut développer, entretenir et contrôler la réaction en chaîne. Ce milieu est appelé le cœur du RN. Il contient des matières nucléaires «fissiles», en quantité suffisante pour parvenir à une «masse critique». Ces matières fissiles sont en pratique mélangées à d'autres matériaux et

* Nuclear Consulting.

elles sont contenues dans des structures diverses, en formant ainsi un ensemble que l'on appelle un combustible. Une fois la réaction en chaîne établie, il faut un moyen pour évacuer la chaleur produite par les fissions, qui échauffent le combustible. Fondamentalement, l'énergie nucléaire est en effet libérée essentiellement sous forme d'énergie cinétique emportée par des produits de fission (PF) qui se transforment en chaleur sous l'effet de leur ralentissement jusqu'à leur immobilisation dans la matière environnante. Une petite partie de cette énergie nucléaire est constituée par les rayonnements qui se dissipent également dans la matière et qui donc échauffent aussi cette matière. Cette évacuation de chaleur est réalisée par un fluide caloporteur.

Cela étant, pour la quasi-totalité des RN de puissance qui existent aujourd'hui dans le monde, ces deux composants ne sont pas suffisants. En effet, on sait que les absorptions dans les noyaux atomiques fissiles (uranium 235 (^{235}U) ou plutonium) qui conduisent à les fissionner, sont beaucoup plus probables avec des neutrons ayant des vitesses relativement faibles (quelques kilomètres par seconde). Or, les neutrons issus des fissions sont émis à de très grandes vitesses (plusieurs dizaines de milliers de kilomètres par seconde) et il faut donc généralement trouver un moyen pour les ralentir afin de faciliter la réalisation d'une réaction en chaîne. Le seul moyen pour y parvenir est de les faire rebondir sur des noyaux atomiques aussi légers que possible pour qu'ils perdent progressivement de la vitesse à chaque choc (comme des boules de billard). Le matériau utilisé pour cela est appelé un modérateur. Il est indispensable lorsque le combustible est de l'uranium naturel qui ne contient que 0,7 % d' ^{235}U fissile, ce qui n'est pas suffisant pour pouvoir entretenir une réaction en chaîne. C'est d'ailleurs la même chose pour de l'uranium faiblement enrichi (proportion de quelques pourcents en ^{235}U). En pratique, une réaction en chaîne est physiquement impossible sans modérateur dans de l'uranium enrichi à moins de 15 %. Au-delà de cet enrichissement, ou si l'on emploie une autre matière fissile comme le plutonium, le modérateur n'est plus nécessaire. On parle alors de

réacteurs à neutrons rapides (RNR) sur lesquels nous reviendrons plus loin.

Pour mieux comprendre la suite, notamment sur les choix qui sont faits pour concevoir un RN de puissance d'hier, d'aujourd'hui et de demain, il est essentiel d'apporter quelques éléments techniques sur ces trois composantes principales que sont le combustible, le fluide caloporteur et le modérateur.

2. Le combustible (cas des réacteurs nucléaires à combustible solide)

D'une façon générale, la matière fissile est enfermée dans des gaines, qui sont rassemblées dans un faisceau (appelé souvent « assemblage ») dont le rôle est de maintenir mécaniquement ensemble le groupe d'éléments combustibles, à la manière d'un fagot de brindilles de bois.

Le choix des combustibles possibles pour un RN est extrêmement vaste, car presque toutes les combinaisons de matières fissiles et « fertiles » (essentiellement ^{238}U qui génère du plutonium fissile par capture de neutrons) sont possibles et ceci sous de nombreuses formes physico-chimiques, comme le métal, l'oxyde, le carbure, le nitrure ou même des mélanges mixtes de céramiques ou de métaux. Ils peuvent en outre être conditionnés dans des gainages très divers et selon des architectures générales également très diverses, comme des barreaux pleins ou creux ou de fines aiguilles ou encore de petites particules sphériques. Enfin, la répartition des matières fissiles et fertiles au sein même des combustibles et de tout le cœur peut être homogène ou hétérogène, ce qui laisse un degré de liberté supplémentaire. Les combustibles des RN sont soumis à un très grand nombre de contraintes et d'exigences de toutes sortes, qu'elles soient d'ordre technologique, économique, industriel (liées notamment au cycle du combustible dans son ensemble) ou encore opérationnel (gestion du combustible en réacteur, fiabilité). Il faut ajouter à cela les contraintes liées à la sûreté qui exigent que les combustibles gardent leur intégrité dans toute une gamme de situations accidentelles postulées à l'avance.

Le cahier des charges est donc toujours très sévère pour les RN de puissance. En voici un aperçu.

Tout d'abord, la matrice contenant la matière fissile doit pouvoir supporter au mieux les dommages causés par les PF qui s'accumulent au cours de l'irradiation. Elle doit en outre satisfaire à des impératifs neutroniques (minimisation des captures stériles de neutrons) et thermiques (bonne conductivité pour évacuer la chaleur, température de fusion aussi élevée que possible). Cette matrice doit en outre être chimiquement compatible avec le matériau de gainage (pas de corrosion induite par exemple) et avec le fluide caloporteur en cas de rupture de gaine (pas de réaction chimique violente). Elle doit aussi garder au mieux son intégrité au cours de l'irradiation (gonflement, fissuration, déformations en température, dislocations). Ajoutons à cela qu'en cas de retraitement des combustibles usés il faut évidemment que la matrice de combustible puisse être dissoute aussi facilement que possible. Les principales matrices qui sont susceptibles de répondre à ces exigences sont en fait assez nombreuses : métaux (uranium métallique), alliages (molybdène, aluminium, zirconium), oxydes, carbures, nitrures, siliciures, mélanges métal-céramique («cermet»), ou support de type zircone.

Pour ce qui concerne la gaine, rappelons qu'elle joue un rôle capital dans les RN puisqu'elle constitue ce que l'on appelle la première barrière de confinement des PF radioactifs. En effet, en matière de sûreté nucléaire, l'ultime objectif est bien d'empêcher toute dispersion non contrôlée de radioactivité dans l'environnement. Un seul mot peut donc résumer le «cahier des charges» de la gaine en termes de sûreté nucléaire : étanchéité (en fonctionnement normal, mais aussi en conditions accidentelles). Cela étant, il faut évidemment que cette gaine affecte le moins possible les performances du cœur du RN notamment dans les domaines neutronique (minimisation des captures de neutrons tant pour le bilan neutronique que pour l'activation) et thermique (conductivité, point de fusion). Le choix des gainages doit d'autre part tenir compte des aspects déjà évoqués à propos des matrices de combustible concernant la compatibilité chimique, le comportement

sous irradiation, l'adéquation avec les processus amont et aval du cycle du combustible et enfin les coûts. Les principaux matériaux de gainage sont : le zirconium (toujours sous forme d'alliage), les aciers inoxydables, le silicium (carbure), l'aluminium (RN de recherche), le magnésium.

Pour ce qui concerne les géométries et structures possibles, les dimensions des éléments combustibles de base contenant la matrice combustible (tubes, noyaux sphériques, plaques...) doivent être les plus faibles possible afin de multiplier au maximum leur nombre et de favoriser par là même les échanges thermiques, en augmentant la surface globale d'échange. De plus, on a toujours intérêt à fractionner le plus possible le combustible en un grand nombre d'éléments de petites tailles afin de réduire au maximum la température au centre du combustible, pour une puissance linéique donnée. Schématiquement, on peut dire que les dimensions des éléments combustibles de base (diamètre des tubes par exemple) doivent être d'autant plus faibles que la puissance volumique est élevée, sachant tout de même qu'elles ne doivent pas être inférieures à une certaine limite pour des raisons de tenue mécanique et de fabrication. Pour ce qui concerne l'agencement et l'assemblage des tubes dans un élément combustible, les contraintes principales à respecter sont d'ordre mécanique (rigidité et tenue sous irradiation, enserrement rigide des tubes pour éviter toute vibration ou variation dimensionnelle) et d'ordre thermohydraulique (écoulement fluides caloporteurs et interactions mécaniques et chimiques avec ce fluide, pertes de charge). Signalons que certains éléments combustibles comportent une enveloppe qui entoure l'ensemble du combustible, destinée à constituer un canal indépendant pour le fluide caloporteur permettant d'éviter des écoulements transverses du fluide caloporteur. Un design classique de ce type est celui de tubes concentriques. C'est la même idée qui conduit à la conception des combustibles de RN à neutrons rapides, RNR (sur lesquels nous reviendrons), pour lesquels l'enveloppe est appelée «tube hexagonal» en raison de sa forme.

En définitive, on aura compris que le développement de nouveaux combustibles de RN exige d'énormes efforts de recherche et développement et de qualification expérimentale (y compris en situations accidentelles) qui peuvent s'étendre sur une dizaine d'années, voire plus. Ceci d'autant plus que les tests sous irradiation sont indispensables et demandent du temps de passage en réacteur.

3. Les fluides caloporteurs

L'échauffement d'un fluide caloporteur au travers du cœur d'un RN peut être utilisé de trois façons :

- Si c'est un liquide, vaporisation directe de ce liquide à la sortie du cœur, afin d'actionner une turbine à vapeur couplée à un alternateur pour produire de l'électricité ou afin d'utiliser cette vapeur pour un procédé industriel ou de chauffage urbain.
- Si le fluide caloporteur est un gaz, utilisation du gaz chaud à la sortie du cœur pour actionner directement une turbine à gaz.
- Dans les deux cas (fluide primaire liquide ou gazeux), chauffage d'un fluide secondaire (via un échangeur de chaleur), qui va à son tour se vaporiser afin d'actionner une turbine à vapeur : c'est le cas le plus répandu aujourd'hui. Le fluide secondaire peut au besoin être utilisé dans un procédé industriel ou de chauffage urbain.

L'éventail des choix possibles pour les fluides caloporteurs est *a priori* très large, mais les multiples qualités recherchées pour ces fluides restreignent le nombre de candidats possibles.

L'une des qualités premières est de posséder une chaleur massique aussi élevée que possible. La conductivité thermique est également un paramètre important, car elle contribue notamment à la qualité des échanges thermiques entre le fluide et la gaine des éléments du combustible. La masse volumique agit sur de nombreux autres paramètres thermohydrauliques, et parfois dans

un sens opposé. C'est une grandeur qui dimensionne directement la puissance de pompage du fluide, laquelle lui est directement proportionnelle. De même, la viscosité dynamique qui mesure la résistance d'un fluide à l'écoulement a une influence sur les échanges thermiques, car elle influe sur le mouvement du liquide au voisinage des parois ainsi que sur les mouvements convectifs qui participent aux transferts de chaleur. Les propriétés neutroniques du fluide sont également à examiner avec soin, car elles agissent non seulement sur la capture des neutrons (bilan neutronique, activation des matériaux, effets en réactivité), mais aussi sur leur ralentissement. Ainsi, le fluide caloporteur peut servir aussi de modérateur, comme c'est le cas dans la grande majorité des réacteurs à eau.

D'autres paramètres doivent également être soigneusement étudiés, comme les caractéristiques de changement de phase (par exemple les marges à l'ébullition pour un liquide) ou encore la réactivité chimique qui peut conduire par exemple à des effets préjudiciables pour les gaines (corrosion) ou des réactions violentes en cas de contact accidentel du fluide avec l'air ou l'eau ou même avec la matrice de combustible. Soulignons sur ce point que l'oxydation par l'eau des gaines de zircaloy (un alliage de zirconium) à haute température ($> 900\text{ }^{\circ}\text{C}$), dans les RN refroidis à l'eau, dégage de l'hydrogène pouvant lui-même être à l'origine d'explosions (exemple de l'accident des RN de Fukushima). Pour certains fluides, il convient de prendre en compte également la toxicité (plomb liquide par exemple) et la stabilité sous irradiation (liquides organiques). La stabilité chimique du fluide avec la température ou l'irradiation peut aussi être un enjeu important : c'est notamment le cas avec les liquides organiques (des huiles) qui ont pu être proposés dans certains concepts. Enfin, le critère de transparence visuelle est parfois considéré comme un élément de sûreté important car cette transparence facilite beaucoup l'inspection périodique des structures internes de la cuve et surtout de la cuve elle-même.

Ces multiples exigences et contraintes réduisent considérablement le choix des fluides

caloporteurs. L'expérience passée montre qu'en pratique ce sont seulement une dizaine de fluides qui ont été finalement mis en œuvre de façon expérimentale ou industrielle dans des RN. Pour ce qui concerne les gaz, ce sont essentiellement l'hélium et le CO₂, mais l'air et l'azote ont également été utilisés dans le passé. Pour ce qui concerne les liquides, il y a évidemment l'eau ordinaire (dite eau légère) mais aussi l'eau lourde (qui contient des atomes d'hydrogène «lourd» ou deutérium) toujours utilisée dans les RN de type CANDU (*Canadian deutérium uranium*). Une caractéristique essentielle de l'eau est son point d'ébullition bas (100 degrés à la pression atmosphérique) qui nécessite de la pressuriser dans les réacteurs de puissance, même si l'on choisit d'accepter son ébullition au contact des assemblages combustibles. La pression de fonctionnement est typiquement de 150 bar dans un réacteur de puissance à eau pressurisée, ce qui nécessite un circuit primaire particulièrement robuste. L'eau légère est également envisagée aujourd'hui dans son état dit «supercritique» qui se situe au-delà d'une température de 374 °C et d'une pression de 221 bar, dans lequel l'eau allie une très grande compressibilité (analogue à celle d'un gaz) et garde le comportement typique d'un liquide. L'utilisation de certains métaux à bas point de fusion est également possible, car ils peuvent alors être utilisés sous forme liquide. Parmi eux, le plus utilisé a été sans aucun doute le sodium (ou un eutectique sodium-potassium, NaK). Mais ce n'est pas le seul possible puisque certains RN ont utilisé du plomb (ou un eutectique plomb-bismuth), et que celui-ci est toujours considéré comme une alternative possible au sodium. Ajoutons à cela les sels fondus, qui peuvent être utilisés uniquement comme fluide caloporteur (à ne pas confondre avec les RN à sels fondus pour lesquels ce fluide sert également de combustible), et les liquides organiques qui restent limités à des températures ne dépassant pas les 200 degrés.

4. Les modérateurs (utilisés seulement dans les réacteurs à neutrons lents)

De par le principe même du ralentissement des neutrons, il faut rechercher des matériaux formés de noyaux atomiques aussi légers que possible, donc situés au début de la classification périodique des éléments. Mais il faut aussi que la densité de ces matériaux (nombre de noyaux par unité de volume) soit aussi élevée que possible, ce qui exclut les gaz comme l'hélium, l'azote ou l'oxygène, même sous des pressions élevées. Par ailleurs, il faut évidemment que ces matériaux capturent les neutrons le moins possible. Cela élimine immédiatement le lithium et le bore, et même les composés azotés. Il ne reste donc plus que quatre éléments de base possibles :

- l'hydrogène (ou composés hydrogénés comme l'eau ordinaire), qui est le noyau le plus efficace puisque la masse du proton est pratiquement égale à celle du neutron ;
- le deutérium (isotope de l'hydrogène) dont le noyau comprend un neutron en plus du proton de l'hydrogène ;
- le béryllium, qui n'a qu'un seul isotope naturel stable, le ⁹Be ;
- le carbone, dont le principal isotope naturel stable est le ¹²C.

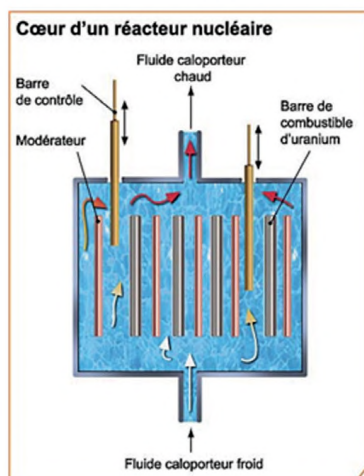
Le béryllium, du fait de son coût mais aussi de sa toxicité et de ses difficultés de mise en œuvre, n'a été utilisé dans le passé que pour des applications très spécifiques (RN pour l'espace par exemple). Les trois autres ont donné naissance aux trois grandes «filières» de RN dans le passé : eau légère, eau lourde, graphite.

Du seul point de vue du pouvoir de ralentissement des neutrons, l'hydrogène (eau ordinaire) est donc le meilleur des modérateurs, suivi de l'eau lourde puis du graphite. Mais la qualité d'un matériau modérateur ne dépend pas uniquement de cette capacité à ralentir les neutrons. En effet, il faut tenir compte d'une deuxième caractéristique presque aussi fondamentale qui est son

aptitude à ne pas trop les capturer. Sur ce plan, c'est l'eau lourde qui est le moins « neutrophage » (son taux de capture des neutrons est très faible) suivie du graphite qui est 6 fois plus capturant que l'eau lourde et de l'eau légère qui est presque 500 fois plus captivante que le graphite. Cette capture de neutrons par l'eau légère est si élevée qu'il est impossible d'entretenir une réaction en chaîne avec de l'uranium naturel, car trop de neutrons sont perdus pour permettre une réaction en chaîne. Il est nécessaire alors d'enrichir cet uranium en uranium fissile ^{235}U . Cela étant, l'eau utilisée comme modérateur offre l'énorme avantage de pouvoir servir en même temps de fluide caloporteur.

Tels sont les éléments clefs qui ont véritablement structuré toute l'histoire du développement des filières de RN dans le monde. Le lecteur intéressé par cette histoire en trouvera les détails dans notre ouvrage évoqué au début. On a historiquement tout essayé pour s'assurer de ne rien négliger. La Figure 1 illustre ce foisonnement de concepts. Compte tenu de la diversité des choix

possibles pour le combustible, le fluide caloporteur et le modérateur (quand il est nécessaire), on comprend que leur combinaison peut conduire à un nombre extrêmement élevé de types de RN possibles (des dizaines de milliers). Toutefois, depuis la réalisation de la première réaction en chaîne le 2 décembre 1942 à Chicago (RN à graphite et uranium naturel, de puissance presque nulle, connu sous le sigle CP-1), une sorte de sélection naturelle s'est opérée du fait des incompatibilités rédhibitoires entre certains composants, ou même des difficultés technologiques majeures rencontrées lors des premières études sur certaines options pourtant jugées au départ prometteuses. Les aspects économiques ont aussi joué un rôle majeur, les effets de la standardisation permettent de diminuer les coûts, mais nécessitent de restreindre le nombre de filières. En pratique, ce sont tout de même plus d'un millier de types de RN différents qui ont fait l'objet d'études plus ou moins approfondies, parmi lesquelles une bonne centaine ont été menées jusqu'au stade d'avant-projet. Dans ce groupe des « nominés », une trentaine de types de RN ont fait l'objet de



Le phylum des réacteurs nucléaires : à la manière de « l'arbre » de développement lié à l'évolution des espèces (Darwin)

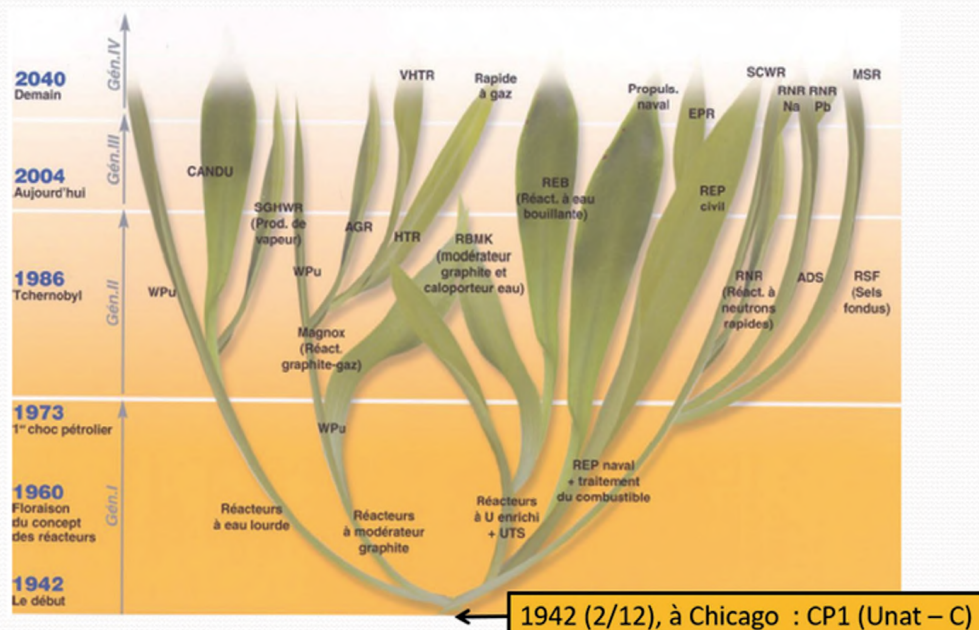
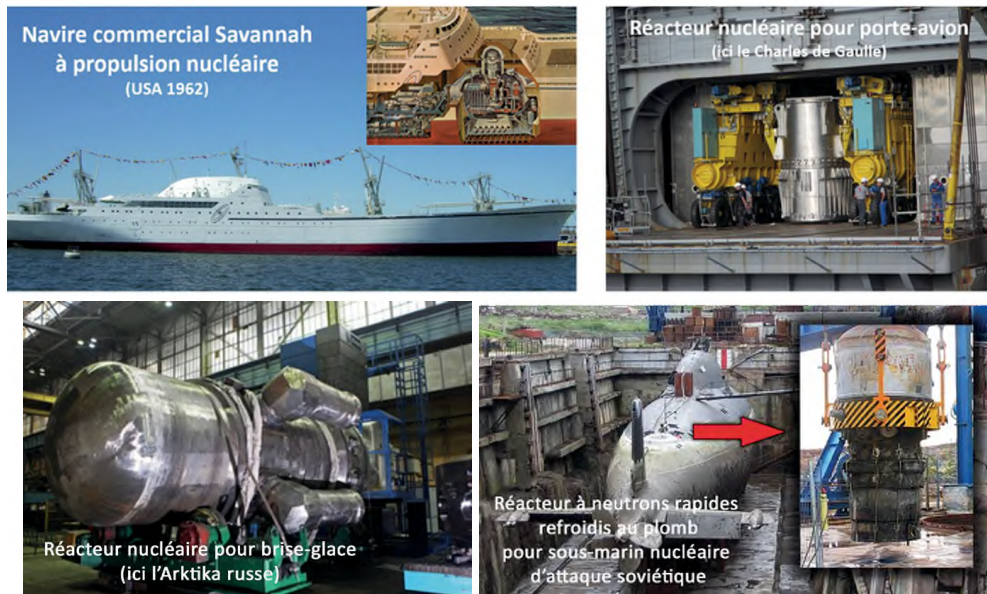


Figure 1. Réacteurs nucléaires : principe de base et foisonnement de concepts

Les nouveaux réacteurs nucléaires : les acquis du passé pour comprendre le futur

Figure 2. Réacteurs nucléaires : on a tout essayé

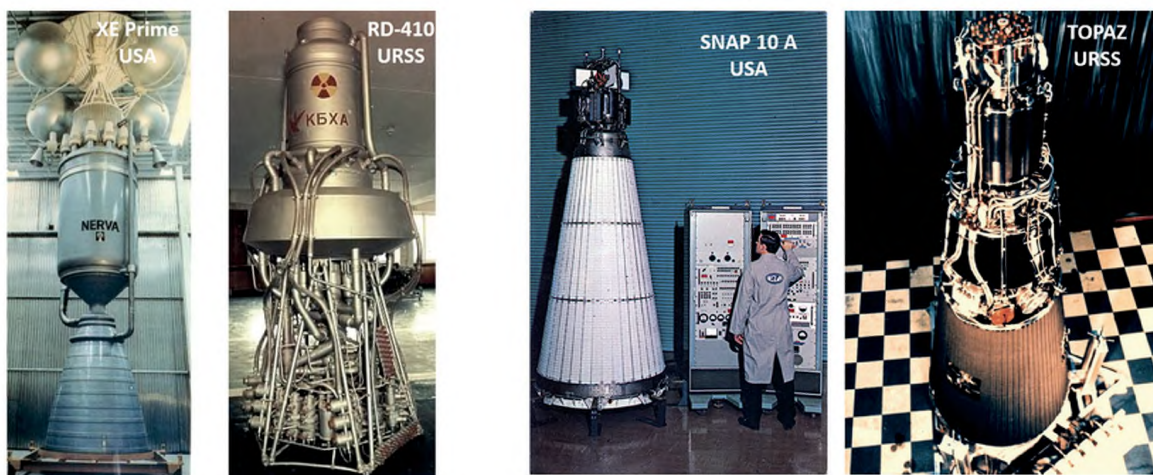
sur ou sous l'eau



Fusées à propulsion nucléaire

Véhicule spatial à propulsion nucléaire

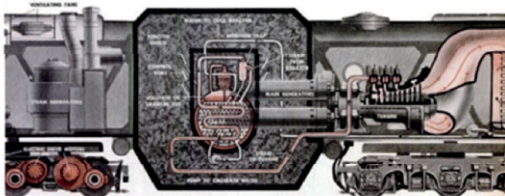
pour l'espace



sur rails, sur route
ou dans les airs

Projet de locomotive nucléaire « X-12 » (USA)

Projet de voiture nucléaire : Ford Nucleon (1957)



Avion à propulsion nucléaire Convair NB-36H (USA, 1955)

Réacteur nucléaire à sels fondus pour propulsion aérienne (Aircraft Reactor Experiment, ARE)

HTRE-1



tests expérimentaux. Enfin, ce sont 17 types de RN différents qui ont été réellement construits, essentiellement dans les années 1950-1960, et qui ont produit de l'énergie (voir [Grenèche, 2016a]).

Ajoutons à cela que presque toutes les applications (pacifiques) de cette énergie nucléaire ont été envisagées et même développées dans le passé. En premier lieu, il faut citer bien entendu la production d'électricité ou de chaleur domestique, mais au-delà il y a eu aussi la fourniture d'énergie pour des usines de dessalement (toujours d'actualité), la propulsion marine (largement développée pour la marine militaire, mais avec des applications civiles), la propulsion de fusées et de missiles (abandonnée dans les années 1960 au profit des carburants chimiques, mais reconsidérée aujourd'hui), la source d'énergie pour satellites ou véhicules spatiaux (qui suscite toujours beaucoup d'intérêt), les moteurs d'avion (projets abandonnés) et même locomotives et véhicules individuels.

C'est sur ce très riche héritage que s'appuient aujourd'hui les développements des futurs réacteurs nucléaires qui font appel aux mêmes principes de conception, mais qui s'enrichissent des nouvelles technologies et des innovations dans de nombreux domaines, comme nous le verrons plus loin.

2. Les réacteurs nucléaires de demain

Après une période d'atonie du développement de l'énergie nucléaire consécutive aux accidents nucléaires de Three Mile Island (États-Unis, mars 1979) puis de Tchernobyl (ex-URSS, avril 1986), on a assisté à une nette reprise de ces développements à la fin des années 1990. Le marché s'est en effet concentré, avec la succession des générations de réacteurs. Cette tendance s'est encore accentuée ces dernières années (avec tout de même une pause à la suite de l'accident de Fukushima en 2011), marquée par un véritable foisonnement des projets et des réalisations. Les raisons de ce regain d'activité sont multiples. Les principales nous apparaissent être les suivantes :

- des progrès techniques majeurs dans des domaines tels que les matériaux ou la modélisation numérique,
- la recherche de concepts innovants permettant d'envisager des petits réacteurs de technologies nouvelles permettant d'atteindre la compétitivité via la simplification, malgré des effets d'échelle adverses (ces effets favorisant les gros réacteurs) : ce sont les SMR que nous présenterons plus loin,
- des contraintes et dispositions législatives et réglementaires liées à la nécessité de décarboner l'économie,
- l'arrivée en fin d'exploitation de nombreuses centrales (nucléaires ou non), qu'il va falloir remplacer,
- la disponibilité de liquidités très importantes qui cherchent de nouvelles opportunités d'investissement.

Face à une telle multiplication des nouveaux concepts, il n'est pas forcément facile de se retrouver. Nous allons essayer de guider le lecteur au sein de ce monde en pleine évolution.

1. État des lieux

On trouve un panorama complet et actualisé de tous les RN de puissance dans le monde dans la base de données de l'AIEA (Agence Internationale de l'Énergie Atomique) baptisée PRIS qui est en accès libre sur internet. En avril 2023, il y avait 420 RN en fonctionnement dans le monde dont 350 (83 %) réacteurs à eau ordinaire, ou REL, essentiellement des réacteurs à eau pressurisée, ou REP (302 RN). Il s'agit donc de réacteurs à combustible à oxyde d'uranium enrichi, dont le caloporteur et le modérateur sont constitués du même fluide : de l'eau légère sous forte pression. Cette très large domination des REP ne se discute plus et elle s'accroît d'ailleurs aujourd'hui, puisque sur les 56 RN en construction, 48 sont des REP.

L'origine de cette suprématie des REP remonte à la fin des années 1940 car à cette époque les États-Unis étaient le seul pays à avoir développé les premiers RN de puissance (pour la fabrication de plutonium militaire) et ils ont alors pensé à les utiliser pour la propulsion de sous-marins (à partir de 1947). Or, l'utilisation de l'eau légère comme modérateur s'est imposée immédiatement comme la seule option possible car elle permettait de concevoir des RN de petite taille du fait de son efficacité pour ralentir les neutrons, ce qui permettait de minimiser la quantité de modérateur, donc le volume qu'il occupe et — *in fine* — le volume du réacteur lui-même. De plus, l'utilisation de RN à eau bouillante (REB) a été écartée, car les concepteurs craignaient que le niveau libre entre l'eau restée liquide et la vapeur dans le cœur du réacteur n'engendre des instabilités lors de variations d'inclinaison des sous-marins. Seuls les REP restaient donc dans la course. Mais ce choix de l'eau légère nécessitait le recours à de l'uranium enrichi comme combustible, ce qui impliquait de pouvoir en fabriquer¹. Or, seuls les Américains étaient capables d'y parvenir à l'époque grâce aux procédés d'enrichissement développés pendant la guerre pour la fabrication de la bombe atomique d'Hiroshima. Une fois ces RN de propulsion mis au point avec le lancement du fameux Nautilus en janvier 1955, et juste après la non moins fameuse conférence de Genève de l'été 1955, l'industriel américain Westinghouse, principal architecte du réacteur, se lança dans une campagne intensive de promotion de sa technologie pour des applications civiles (production d'électricité). C'est ainsi qu'une délégation européenne fut invitée avec tous les égards aux États-Unis au début de l'année 1957, pour initier une coopération avec les Américains dans ce domaine (cette délégation fut même reçue par le président Eisenhower en personne le 6 février). À cette occasion, les Américains organisèrent une visite du site de Shippingport où s'achevait la construction du premier REP «civil» d'une puissance de 60 MWe. Les résultats de cette offensive commerciale ont été fructueux puisque le premier REP estampillé Westinghouse fut construit en Belgique à partir de novembre 1957, suivi par l'Italie en 1961, puis par la France en 1962 (Chooz A)

puis par la Suisse (1965) et enfin par l'Espagne en 1971.

2. Les différentes générations de réacteurs nucléaires

Le classement des RN selon des «générations» est apparu au tournant des années 2000 dans le cadre du lancement aux États-Unis en 1999 d'une initiative visant à relancer des activités de R&D sur l'énergie nucléaire intitulée «*Nuclear Energy Research Initiative*». Il était prévu d'inclure dans ce programme un volet international destiné à établir une coopération de différents pays candidats dans ce domaine. C'est ainsi qu'un forum international baptisé aujourd'hui «GIF» (pour *Generation IV International Forum*) fut créé en 2001. Ce forum était constitué au départ de ses 9 membres fondateurs : l'Argentine, le Brésil, le Canada, la France, le Japon, la Corée du Sud, l'Afrique du Sud, le Royaume-Uni et les États-Unis. Ils ont été rejoints par la suite par 4 autres pays : la Suisse, la Chine, la Russie et l'Australie, auxquels il faut ajouter l'UE (au titre du traité Euratom) comme entité spécifique. Un accord-cadre fut signé en 2005, engageant formellement la plupart d'entre eux à participer au développement d'un ou plusieurs «systèmes» de génération IV (RN + cycle de combustible associé), sur la base d'une charte prolongée indéfiniment en 2011. L'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE dont le siège est à Paris, assure le secrétariat technique du GIF (soutien aux comités de pilotage des systèmes, aux conseils de gestion de projet et aux différents groupes de travail).

Dès sa fondation, l'objectif du GIF était de redynamiser et de développer la recherche et les technologies nécessaires pour tester la faisabilité et les performances des systèmes nucléaires du futur. Un consensus entre les participants a pu être obtenu en décembre 2002 pour distinguer finalement 4 générations de RN :

- Génération I : premiers RN électrogènes déployés typiquement entre les années 1950 et le milieu des années 1970 (par exemple la filière «uranium naturel graphite gaz» en France);

- Génération II : RN industriels de type REP, REB, CANDU, AGR², déployés jusqu'au milieu des années 1990 et qui pour la plupart fonctionnent encore aujourd'hui (en France, parc EDF);
- Génération III (ou Gen III) : ce sont en fait des RN issus de la génération II, qui présentent des performances accrues dans tous les domaines, notamment sur le plan de la sûreté, et qui ont été conçus à partir du milieu des années 1990. C'est typiquement le cas de l'EPR en France et en Europe;
- Génération IV (ou Gen IV) : des nouveaux RN répondant notamment à des critères beaucoup plus exigeants en termes de durabilité. C'est par exemple le cas des RNR régénérateurs qui produisent autant (iso) ou même plus (sur) de matière fissile qu'ils n'en consomment.

2.1. Les réacteurs nucléaires de troisième génération (Gen III)

Sur le plan de la sûreté, le principal objectif visé pour ces réacteurs Gen III est de réduire significativement la probabilité de fusion du cœur, et si un tel évènement survient quand même, d'en limiter au maximum les conséquences, notamment au niveau des rejets radioactifs à l'extérieur du site d'implantation du RN. L'exemple typique de ce point de vue est celui de l'EPR pour lequel un récupérateur de corium (cœur en fusion) est aménagé sous la cuve contenant le cœur du réacteur. Dans d'autres modèles de RN Gen III, il est prévu une rétention du cœur fondu à l'intérieur de la cuve par des dispositifs de refroidissement externes à cette cuve via des circuits spécifiques³. Une autre évolution des RN Gen III réside dans une résistance accrue aux agressions externes, comme la chute d'avions. Enfin, ces RN Gen III intègrent des dispositions diverses visant à accroître leurs performances opérationnelles (durée des arrêts pour le renouvellement du combustible, disponibilité, maintenabilité) ainsi que leur durée d'exploitation (> 60 ans).

2.2. Les réacteurs nucléaires de quatrième génération (Gen IV)

Les travaux du GIF se sont focalisés sur les RN Gen IV. Ils se sont déroulés sur une période de presque 3 ans et ils ont mobilisé les compétences de plusieurs dizaines d'experts internationaux (dont l'auteur de cet article nommé par la France). Les travaux ont été menés selon une feuille de route extrêmement structurée tant par son organisation même que son planning général⁴. Ils ont consisté d'abord à sélectionner une liste de 21 types de filières de RN (parmi une bonne centaine de RN proposés initialement) susceptibles de satisfaire au mieux aux critères définis par un groupe de travail dédié de méthodologie. Ces critères d'évaluation des systèmes ont été répartis en 4 grandes catégories (déclinés en 17 sous-critères) : durabilité, économie, sûreté, non-prolifération. À noter au passage que ce dernier critère d'inspiration plutôt politique a été introduit sur l'insistance des Américains qui ont considéré que les systèmes nucléaires choisis devaient minimiser le risque de détournement de matières fissiles pouvant servir à fabriquer des bombes atomiques.

À l'issue de ces travaux très fouillés et après des discussions parfois difficiles entre les partenaires, ce sont finalement 6 concepts de RN qui ont été retenus comme présentant les meilleurs atouts au regard de ces critères :

- trois types de RN à neutrons rapides (RNR) caractérisés par trois fluides caloporteurs différents : le sodium liquide, le plomb fondu et le gaz, désignés respectivement par leurs sigles anglais SFR, LFR et GFR;
- deux réacteurs innovants pouvant fonctionner soit en neutrons lents soit en neutrons rapides : RN à eau supercritique (SCWR) et RN à sel fondu (MSR);
- un réacteur à très haute température (VHTR).

Ces réacteurs constituent l'essentiel des nouveaux concepts d'intérêt à même de donner lieu à de nouveaux développements industriels. Dans

Les nouveaux réacteurs nucléaires : les acquis du passé pour comprendre le futur

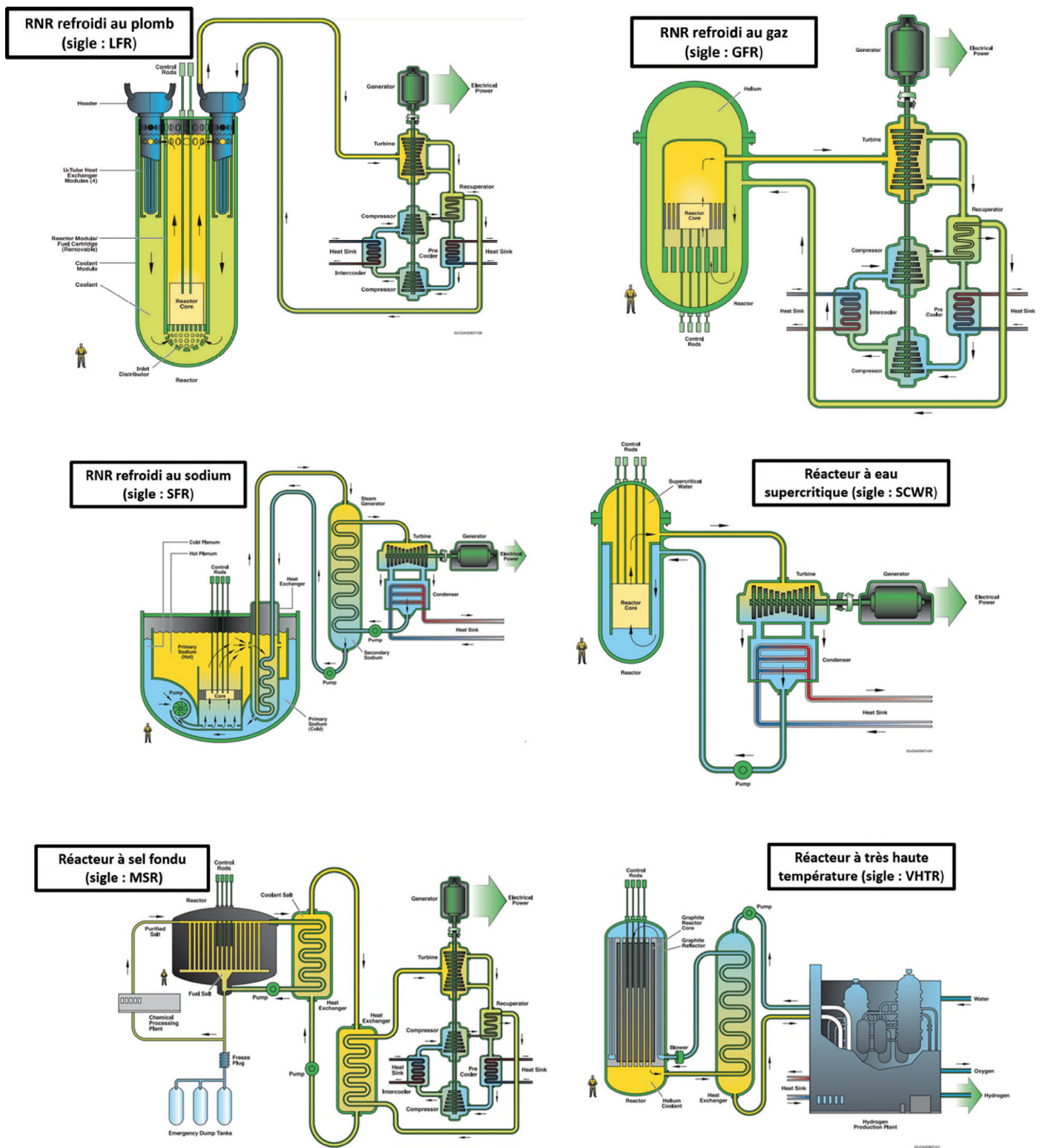


Figure 3. Schémas des six réacteurs nucléaires Gen IV

Source : GIF

le cadre de cet article, il n'est évidemment pas question de décrire ces RN même de façon succincte. Le lecteur intéressé par plus de détails pourra consulter les rapports annuels du GIF, qui décrivent non seulement chaque système, mais aussi les évolutions des concepts et leur état de développement, ainsi que les principaux acteurs qui travaillent sur ces concepts⁵. Ce sont les documents de synthèse les plus complets sur ce sujet, tout en restant d'un volume raisonnable. On se limitera donc ici à analyser très brièvement ce que l'on considère comme les principales forces et les faiblesses de chacun de ces concepts.

Auparavant, il convient de souligner un point capital sur les RNR : ce sont les seuls RN capables d'assurer la régénération complète de la matière fissile, c'est-à-dire de produire autant voire plus de matière fissile qu'ils n'en consomment pour produire de l'énergie. La seule limite de ce processus unique est la disponibilité de matière fertile, essentiellement l'isotope ^{238}U de l'uranium, dont les quantités stockées actuellement dans le monde sont de l'ordre de 1,7 million de tonnes (dont 350 000 tonnes sur le sol français) avec un accroissement annuel d'environ 50 000 tonnes. En supposant que toute cette matière fertile soit transformée en plutonium et que celui-ci soit fissionné pour produire de l'électricité (ce qui est faisable dans un parc de RNR à l'équilibre), on dispose d'un potentiel de plusieurs milliers d'années de production nucléaire mondiale au rythme actuel⁶. On explique en détail le « secret » des RNR dans l'ouvrage [Grenèche, 2016a, chapitre 14.2] cité en tête de cet article. Disons simplement ici que cette capacité de régénération complète provient du meilleur bilan neutronique global de la réaction en chaîne pour des neutrons rapides que pour des neutrons lents et en utilisant le plutonium comme matière fissile. Ce bilan est tel qu'il permet de « réserver » suffisamment de neutrons en excès qui sont consacrés à la production de plutonium en quantités supérieures à celles qui sont consommées dans le cœur des RNR pour produire de l'énergie. Aucune autre ressource énergétique minérale ne dispose d'un potentiel de réserve comparable.

- Les SFR ont accumulé une expérience de fonctionnement unique puisque tous les réacteurs à neutrons rapides sans exception construits et exploités dans le passé pour des applications civiles (14 RN expérimentaux et 12 RN électrogènes) ont été des RNR refroidis au sodium liquide (ou eutectique NaK), y compris le premier prototype de RN, EBR1, qui démarra aux États-Unis en 1951. On sait que dans ce domaine la France a été le leader mondial avec le SFR le plus puissant jamais construit et exploité, Superphénix, malheureusement arrêté en 1998 pour des raisons essentiellement politiques. Ce monopole quasi absolu du sodium s'explique d'abord par ses excellentes propriétés de transfert de chaleur (encore meilleures que l'eau) qui sont un atout majeur pour les cœurs de RN à forte densité de puissance, comme c'est le cas des RNR. Par ailleurs, le sodium reste liquide sans pression dans une large gamme de températures (100 °C – 880 °C), ce qui présente de nombreux avantages pour le dimensionnement des structures et pour la sûreté (« délai de grâce » de plusieurs heures en cas de perte des moyens de refroidissement). Cette propriété autorise en outre une température élevée de sortie du cœur (540 °C pour Superphénix) et donc un bon rendement thermodynamique du réacteur (41,3 % pour Superphénix). Ajoutons à cela la grande fluidité du sodium (comparable à celle de l'eau), ainsi que son faible pouvoir corrosif ou encore sa capture de neutrons peu élevée (qui conduit néanmoins à la création d'atomes radioactifs tels que le ^{22}Na et le ^{24}Na). Face à ces atouts, le sodium liquide présente des inconvénients dont le plus important résulte de sa très forte affinité chimique pour l'oxygène et pour l'eau, c'est-à-dire le risque de réactions violentes entre le sodium et les corps oxygénés (y compris le combustible MOX⁷ de ce type de réacteurs). Cet état de fait entraîne la mise en place de précautions multiples visant à réduire les risques associés à de telles réactions. La plus pénalisante d'entre elles est la nécessité d'interposer un circuit intermédiaire entre le circuit primaire où circule le sodium légèrement radioactif et le circuit de production de vapeur afin d'éviter une possible dispersion de radioactivité en cas de réaction chimique directe entre ce sodium primaire et l'eau, provoquée par une fuite dans

l'échangeur (une alternative est de recourir à un système de conversion d'énergie par cycle à gaz). Un autre inconvénient du sodium est son opacité totale qui oblige à développer des moyens sophistiqués de visualisation au travers des bains de sodium, notamment pour permettre l'inspection en service de la cuve principale. Notons enfin que le sodium engendre des effets locaux en réactivité qui peuvent être préjudiciables à la sûreté, comme ceux liés à une apparition possible de zones de vides dans le sodium, lesquelles pourraient conduire à leur tour à un accroissement local de réactivité appelé « effet de vide positif » (phénomène contre lequel il est cependant possible d'apporter des remèdes permettant de l'atténuer voire de le supprimer).

Cela étant, le sodium reste l'option largement privilégiée par les trois grands pays qui sont aujourd'hui fermement engagés dans le développement des RNR : la Russie, l'Inde et la Chine. C'est également le cas de la France avec son prototype ASTRID dont la conception est déjà bien avancée, mais dont la réalisation vient malheureusement d'être reportée.

- Le LFR permet d'éliminer certains des inconvénients du sodium, en optant pour un caloporteur plomb, notamment en ce qui concerne la réactivité chimique (le plomb est chimiquement peu réactif) et l'effet de vide positif (cet effet devient négatif avec le plomb). En revanche, ses propriétés thermiques sont nettement moins favorables que celles du sodium, notamment sa capacité calorifique qui est 10 fois moindre, ce qui est pénalisant pour un fluide caloporteur, d'autant plus que sa conductivité thermique est 5 fois inférieure à celle du sodium. De plus, sa température de solidification est de 327 °C, ce qui oblige en pratique à l'utiliser sous forme d'eutectique plomb-bismuth (PbBi), permettant d'abaisser cette température à 123 °C. La difficulté étant, en cas de baisse de la température de fluide sous ce seuil, que le caloporteur se solidifie. Un redémarrage du réacteur nécessite alors de réchauffer l'ensemble du circuit primaire. Par contre, la température de vaporisation du plomb est très élevée (1750 °C), ce qui écarte tout risque d'ébullition. Sa viscosité est 8 fois supérieure à celle du sodium,

ce qui augmente très nettement les puissances de pompage nécessaires pour le faire circuler (environ 4 fois). Ajoutons à cela que sa densité très élevée peut rendre son utilisation très problématique dans les gros RN car la masse totale dans le circuit primaire peut conduire à des sollicitations excessives des structures en cas de séisme. Le plomb est en outre un élément chimique très corrosif et érosif. Enfin, il faut mentionner sa forte toxicité qui impose de prendre des précautions particulières dans sa mise en œuvre.

- Le GFR, comme le LFR, permet d'éliminer, en utilisant des gaz (hélium, gaz carbonique...) comme caloporteur, certains inconvénients du sodium avec en plus une transparence visuelle que ne permettent pas le sodium ou le plomb. Mais le GFR affiche un cahier des charges très ambitieux s'agissant notamment des températures de fonctionnement visées (jusqu'à 850 °C pour certains concepts) qui soulèvent des problèmes technologiques encore loin d'être résolus. L'inconvénient majeur du GFR est la densité de puissance relativement élevée du cœur au regard de la faible inertie thermique du fluide primaire. D'éventuelles excursions en puissance sont donc plus difficiles à évacuer sur des temps courts. À l'heure actuelle, cette difficulté est traitée en recherchant à développer un combustible réfractaire, conservant son intégrité jusqu'à plus de 1600 °C, dont la faisabilité et la retraitabilité (indispensable pour un RNR) sont loin d'être acquises. Ainsi, le refroidissement du cœur à court terme nécessite-t-il des moyens actifs d'une grande fiabilité et qui présentent des « délais de grâce » plus courts que pour les réacteurs de troisième génération. À cet égard, une dépressurisation rapide du circuit primaire, toujours envisageable, nécessite des dispositions de conception particulières comme un confinement du cœur dans une double enceinte métallique permettant d'assurer une pression minimale de repli qui permette une évacuation suffisante de la puissance résiduelle. Le GFR apparaît également peu performant en termes de limitation des conséquences d'un accident de fusion du cœur, notamment du fait que le gaz ne présente pas de propriétés de rétention des PF.

- Le VHTR regroupe une famille de concepts refroidis par du gaz, mais (à la différence des GFR) qui reposent sur des neutrons thermiques, donc qui disposent d'un modérateur (en pratique le graphite). Ces concepts bénéficient du retour d'expérience d'exploitation des réacteurs de type HTR (*High Temperature Reactor*) construits et exploités dans le passé (4 RN de puissance au total). Parmi tous les types de RN imaginables, c'est la seule technologie permettant d'atteindre de très hautes températures (> 850 °C), grâce à son combustible réfractaire et son caloporteur (inerte) constitué de gaz (hélium). Outre le fait que cela engendre une augmentation du rendement thermodynamique global (typiquement 45 %), l'atteinte de tels niveaux de température ouvre la voie à des applications non électrogènes comme la fourniture de chaleur de procédés pour l'industrie (production d'hydrogène par exemple). Toutefois, les températures nécessaires pour ces applications dépassent souvent 1 000 °C, et dans ce cas, la faisabilité d'un VHTR n'est pas acquise. Cela étant, la grande inertie thermique du cœur (grâce à la capacité calorifique élevée du graphite), associée au caractère réfractaire des particules enrobées (dont l'étanchéité est garantie jusqu'au moins 1 800 °C) et à une faible puissance spécifique (par ailleurs pénalisante), procure au VHTR un niveau de sûreté très élevé puisque la fusion du cœur est pratiquement exclue dans la plupart des accidents graves envisageables. Notons tout de même que la nature géométriquement très homogène de son combustible implique des enrichissements élevés de l'uranium (> 15 %)⁸, sachant néanmoins que le plutonium peut être utilisé comme alternative. Le VHTR soulève par ailleurs des interrogations sur le plan de la gestion du combustible usé qui est difficilement retraitable et dont le devenir reste une question ouverte. Il en est de même pour la gestion des déchets de graphite qui sont générés en plus grandes quantités que les déchets équivalents issus des concepts concurrents.

- Le SCWR est étudié uniquement dans sa version de RN à neutrons lents. Il est présenté comme une évolution des réacteurs à eau actuels et bénéficie ainsi en partie de leur retour d'expérience, en particulier de celui des réacteurs à

eau bouillante (REB). Selon les promoteurs de ce système, son principal intérêt est économique. Les températures de fonctionnement envisagées permettent en effet d'atteindre un rendement de l'ordre de 45 %. Sur le plan technique, l'utilisation d'eau supercritique permet d'éviter les problèmes liés au changement de phase liquide-vapeur qui constituent des facteurs limitatifs pour les REP et les REB. Toutefois, il ne présente pas de caractéristique intrinsèque particulièrement favorable en termes de sûreté. Le SCWR possède par exemple une très faible inertie thermique lorsque le réacteur est à l'arrêt. L'utilisation de l'eau supercritique dans un réacteur nucléaire engendre par ailleurs plusieurs difficultés, notamment son comportement sous flux neutronique (phénomène de radiolyse). Le comportement très particulier de l'eau dans la région pseudo-critique, avec des variations significatives des propriétés thermodynamiques en fonction du flux thermique dans le combustible et du débit massique, soulève de nombreux défis qui ne pourront être relevés qu'au prix d'importants travaux de R&D. C'est le cas en particulier des études à mener sur les accidents de dépressurisation, qui entraîneront une séparation des phases eau et vapeur et de fortes variations des échanges thermiques en fonction de la composition du mélange, qui nécessitent d'importants efforts de compréhension des phénomènes à modéliser. C'est à cet égard que l'établissement d'une démonstration de sûreté robuste des SCWR apparaît plus délicat que pour les autres systèmes, du fait du fort couplage entre les phénomènes neutroniques et thermohydrauliques.

- Le MSR offre de multiples avantages parfois uniques par rapport à tous les autres systèmes. Ainsi, il présente la particularité d'éliminer toute crainte liée à la fusion du cœur puisque le combustible est déjà sous forme liquide en fonctionnement normal et que la température d'ébullition du sel est très élevée (1 300 °C). En cas d'accident grave, le combustible liquide peut être évacué du cœur du réacteur en quelques minutes par une simple vidange gravitaire après l'ouverture d'une bonde d'écoulement. Ceci permet de prévoir un réservoir de vidange d'urgence (de géométrie intrinsèquement sous-critique) où le combustible sera refroidi passivement en toute

sécurité. De plus, en cas de fuite, le sel se solidifie, ce qui limite les possibilités de dispersion de la radioactivité. Sur le plan de la conception, un MSR permet de s'affranchir des multiples contraintes liées au gainage des combustibles solides (au prix cependant de nouvelles exigences concernant le sel lui-même). Sur le plan fonctionnel, il est possible de parvenir à des rendements thermodynamiques élevés (jusqu'à 45 % dans certains concepts) du fait des hautes températures atteignables en sortie du cœur. Par ailleurs, l'ajustement de la réactivité peut être réalisé en modifiant la proportion de matière fissile dans le sel, ce qui réduit d'autant les moyens de contrôle classiques de type barres de contrôle ou poisons neutroniques solides. Les arrêts pour le renouvellement du combustible ne sont évidemment pas nécessaires puisque la régénération du sel peut s'effectuer en ligne. D'ailleurs, la possibilité de ce traitement en ligne du sel ouvre la voie à de nombreuses options de gestion du sel « usé » tout en évitant les complications liées au traitement des combustibles solides classiques (transport, démantèlement des structures, dissolution des pastilles, aiguilles ou plaques de combustible...) généralement réalisé dans des installations centralisées éloignées du site d'implantation de réacteur. L'une de ces options consiste à extraire en permanence une partie des PF, ce qui offre de nombreux avantages, tant sur le plan neutronique (réduction des captures parasites de neutrons) que sur le plan de la sûreté (moindre puissance résiduelle, réduction du terme source en cas d'accident grave). Cela favorise le bilan neutronique et permet d'atteindre facilement la surgénération (même avec des neutrons lents pour un cycle au thorium), d'autant que le MSR offre une grande souplesse dans le choix des combinaisons de matières fissiles et fertiles. Ce catalogue très séduisant laisse supposer que le MSR est le réacteur presque idéal, tout au moins sur le papier. Mais de nombreux défis technologiques doivent être surmontés avant d'espérer la mise au point d'un prototype industriel techniquement viable. Parmi eux, il faut citer les difficultés liées au pouvoir très corrosif des sels (généralement chlorures et fluorures pour les MSR à neutrons rapides), ainsi que le caractère hautement toxique de beaucoup d'entre eux. Par ailleurs, la haute densité

énergétique des MSR à neutrons rapides nécessite des échangeurs de chaleur particulièrement performants qui restent à développer. Leur température de cristallisation est relativement élevée, ce qui nécessite des mesures spécifiques visant à éviter des gels locaux. Il faut également pouvoir se prémunir contre l'instabilité de certains sels en température sous un flux de neutrons. Sur le plan neutronique, il faut noter que la marge en dessous de laquelle le cœur du réacteur devient surcritique en neutrons prompts devient intrinsèquement faible du fait qu'une partie des neutrons retardés⁹ est émise en dehors du cœur (dans la boucle de circulation). Ajoutons à cela que l'utilisation de chlorures oblige pratiquement à éliminer l'isotope principal, le ³⁵Cl (76 %), car il génère du ³⁶Cl qui est un isotope à très longue période radioactive (301 000 ans), lequel est plus difficilement gérable en grandes quantités en tant que déchet. Il faut donc « enrichir » le chlore naturel en ³⁷Cl de 24 % (proportion naturelle) à presque 100 %, ce qui est faisable mais coûteux.

Ce très bref aperçu sur les MSR montre que les potentialités de ces réacteurs sont réellement prometteuses, mais que leur mise au point ne peut être envisagée que dans plusieurs années tout au moins pour les gros réacteurs, compte tenu de l'ampleur des travaux de R&D qui restent à réaliser afin d'établir solidement leur faisabilité à une échelle industrielle. Pour le lecteur qui souhaiterait approfondir ce sujet, signalons qu'il existe une littérature abondante et nous recommandons en particulier le document de synthèse cité en note de fin¹⁰.

Le Tableau 1 présente les principales caractéristiques des 6 types de réacteurs sélectionnés par le GIF.

2.3. Focus sur la niche des « petits » réacteurs nucléaires (SMR) et les microréacteurs

Rappelons tout d'abord que tous les RN, quelle que soit la filière, étaient au départ de puissance très modeste, et que des petits réacteurs fonctionnent depuis très longtemps pour la propulsion navale militaire. Les « petits » réacteurs ne sont donc pas une nouveauté sur le plan

	VHTR	SFR	LFR	GFR	SCWR	MSR
Type de spectre (R = Rapide, T = Thermique)	T	R	R	R	T	T / R
Température de sortie du cœur (degrés Celcius)	1000	550	480 - 570	850	550	750
Pression primaire (bars)	50 - 80	1	3 à 4	70	250	1 à 2
Type de caloporteur	He ou sel fondu	Na	Pb ou Pb-Bi	He ou CO ₂	Eau supercrit. (ESC)	Sel fondu
Type de modérateur	Graphite				H ₂ O ou D ₂ O	Graphite ou pas
Type de combustible	Particules dans boulets ou prismes	Aiguilles (oxyde ou métal)	Aiguilles (Nitrure)	Particules / nid d'abeille / aiguilles	Crayons UO ₂ des REP ou D ₂ O	Sel fondu : fluorures de Li, Be, Th, U
Taux de combustion (GWj/t)	150 - 200	130 (EFR)	80	100 - 150	50 - 70	Non significatif
Densité de puissance (W/cm ³)	4 à 6	240	140	100	100	35
Expérience industrielle	Naissante (T < 850 °C)	Significative	Russie seule : propulsion de sous-marins	Aucune	Aucune (mais ESC utilisée dans des centrales à combust. fossile)	Seulement un prototype expérimental

Tableau 1. Principales caractéristiques des 6 réacteurs sélectionnés par le GIF

technologique. Ce n'est qu'à partir des années 1960 que les industriels ont cherché à augmenter la puissance unitaire des RN pour bénéficier des économies d'échelle afin d'assurer la rentabilité de leur investissement¹¹. Toutefois, à partir des années 1980, certains acteurs du secteur nucléaire dans le monde se sont interrogés sur cette tendance à la croissance continue des tailles de réacteurs électrogènes commerciaux, d'autant qu'elle s'accompagne d'une plus grande complexité qui résulte essentiellement des nouvelles exigences de sûreté. Ils ont alors manifesté un intérêt pour le développement des réacteurs de petite taille, mais cet engouement s'est un peu estompé avec le fort ralentissement des programmes nucléaires mondiaux qui a fait suite à l'accident de Tchernobyl. Avec la perspective d'une «renaissance» de l'énergie nucléaire qui est apparue progressivement à partir de la fin des années 1990, cet intérêt s'est exprimé à nouveau dans plusieurs milieux, notamment aux États-Unis (dont l'une des motivations était alors de reprendre le leadership mondial dans le secteur de l'énergie nucléaire civile). Initialement, il s'agissait de réacteurs de taille «petite» (< 300 MWe) ou «moyenne» (entre 300 et 700 MWe), réunis sous le vocable *Small and Medium sized Reactors*, ou SMR. Aujourd'hui, ce même sigle SMR est employé presque exclusivement pour désigner

les réacteurs dits «modulaires» (*Small Modular Reactors*) de puissance inférieure à 300 MWe, c'est-à-dire susceptibles d'être construits en un nombre d'exemplaires identiques suffisant pour en assurer la rentabilité par effet de série.

Les principaux arguments qui sont avancés pour justifier leur développement sont les suivants :

- les bénéfices financiers liés au moindre coût du capital (frais financiers) résultant de délais de construction plus courts;
- les économies liées à la standardisation pour des constructions en série de modules identiques;
- les possibilités de préfabrication en usine des principaux composants de petite taille;
- une simplification des concepts, grâce à des tailles plus réduites, caractéristique très liée aux performances des SMR (selon les concepts) au regard de la sûreté;
- une sûreté globale potentiellement accrue, notamment grâce aux possibilités plus grandes de mettre en place des systèmes de

sauvegarde «passifs», voire d'éviter une fusion du cœur en cas de perte totale et durable de toutes les sources froides;

- une meilleure adaptation aux réseaux électriques de petite capacité qui ne sont pas (ou peu) interconnectés avec d'autres réseaux plus importants;
- des facilités plus grandes sur le plan du choix des sites d'implantation;
- l'ouverture à de nouveaux marchés pour lesquels des réacteurs de grande taille ne sont pas nécessaires ou ne sont pas du tout adaptés, comme le dessalement de l'eau de mer, la fourniture de chaleur urbaine ou industrielle dans des zones géographiques isolées, le transport de RN sur barges, l'approvisionnement en énergie de grandes plateformes industrielles maritimes (pour extraction pétrolière par exemple ou raffinage d'hydrocarbures), la production d'hydrogène, la propulsion de grands porte-conteneurs, etc.;
- une plus grande progressivité d'implantation des capacités de production permettant de s'adapter plus fidèlement à la croissance de la demande et aux besoins locaux;
- la possibilité d'enterrer (au moins partiellement) des petits réacteurs, ou même de les implanter sur des fonds marins, ce qui offre notamment des avantages en matière de résistance à certaines agressions externes d'origine naturelle ou humaine (terrorisme).

D'une façon générale, l'approche modulaire appelle une exigence de simplification des systèmes et un effort de mutualisation des services entre modules installés sur un même site pour compenser la perte d'économie d'échelle. Cette perspective suscite un grand intérêt pour les projets les plus avancés, comme NuScale (50-77 MWe), Holtec (160 MWe), BWRX-300 (300 MWe)... Mais les perspectives de marché pour ce nucléaire d'un nouveau type restent à consolider. Compte tenu de ce nouveau contexte et de ces nouvelles perspectives d'applications, on assiste aujourd'hui

à un véritable foisonnement de projets de SMR dans plusieurs pays industriels, avec les concepts les plus divers basés sur les principales filières de réacteurs, eau légère d'abord, mais aussi RNR (sodium ou plomb) et HTR, voire sels fondus. La littérature dans ce domaine est très abondante et les congrès, conférences et séminaires divers se sont multipliés sur ce sujet depuis la fin des années 1990. Dans le cadre limité de cet article, il n'est pas possible de fournir une liste des dizaines de projets de SMR qui sont développés aujourd'hui à un stade plus ou moins avancé dans le monde. Le lecteur qui voudrait avoir un état des lieux récent dans ce domaine pourra consulter le document de synthèse publié début 2023 par l'OCDE/AEN¹² qui fournit un bon panorama sur les principaux projets (21 SMR dans 8 pays) avec un classement selon six critères habilitants : *licensing*, site d'implantation, financement, chaînes d'approvisionnement, commercialisation (commandes), combustible (études en cours et fabrication). Un autre document de synthèse intéressant est celui de l'AIEA publié en septembre 2022¹³. Citons également le très long article (une centaine de pages) publié par WNA (*World Nuclear Association*)¹⁴ qui offre un bon panorama sur les SMR de toutes natures. Signalons en outre qu'il existe quelques projets menés sur des microréacteurs transportables d'une puissance d'une dizaine de mégawatts ou moins, destinés essentiellement à des applications militaires ou spatiales, comme le réacteur baptisé eVinciTM de Westinghouse ou encore le projet Pele piloté par le département de la Défense américain (utilisant un combustible céramique à particules enrobées inspiré des HTR). Les Russes ont certainement des projets similaires et d'ailleurs ces microréacteurs ont déjà fonctionné dans les années 1960 dans les deux pays¹⁵.

Pour ce qui concerne la France, le projet industriel le plus abouti est le réacteur NUWARD d'une puissance totale de 340 MWe (2 modules de 170 MWe chacun), dont l'architecture très intégrée est inspirée de celle des REP qui ont été développés pour la propulsion nucléaire (sous-marins et porte-avions). Une étape marquante vient d'être franchie dans le développement de ce projet avec la création par EDF (le 30 mars 2023) d'une filiale

dédiée à la conception détaillée du réacteur et de ses composants en vue d'une mise en service d'un premier démonstrateur industriel en 2035¹⁶. On assiste par ailleurs à l'éclosion de nouvelles start-up très inventives qui viennent dynamiser encore un peu plus cet élan vers le développement des SMR en France. On identifie actuellement une bonne dizaine de projets plus ou moins matures¹⁷. Nous nous limitons ici à citer ceux qui nous semblent les plus aboutis (au risque d'être contesté), avec quelques commentaires pour chacun d'eux, sachant que d'autres projets sont en gestation au moment où cet article est écrit (ils sont présentés dans l'ordre alphabétique).

- **Blue capsule** : C'est une technologie de petit réacteur modulaire d'une puissance thermique unitaire de 150 MW, dérivée des *High Temperature Reactors* (HTR) ou réacteurs à haute température en français, fournissant de la chaleur industrielle à 700 °C en utilisant l'air ambiant comme source froide. Blue capsule vise à décarboner les secteurs industriels et chimiques qui dépendent actuellement des combustibles fossiles, pour lesquels il existe peu de solutions de rechange économiquement viables à faibles émissions de carbone, en produisant de la chaleur et de l'énergie nucléaire à faible teneur en carbone sûre, évolutive et fiable. Ce SMR a un cœur compact et sûr de type HTR utilisant du combustible TRISO, développé pour les anciens HTR, et le sodium comme fluide caloporteur en convection naturelle, ce qui est tout à fait original. Son design lui confère une puissance suffisante pour l'alimentation d'un site chimique industriel tout en présentant un encombrement limité permettant de l'installer sous terre (technique des RN dits «enterrés» explorée dans le passé). Ce positionnement souterrain protège l'unité nucléaire des agressions extérieures. Les analyses préliminaires sur les dangers externes ont confirmé sa résistance à des circonstances extrêmes.

- **Calogena** : C'est un réacteur de 30 MWth (mégawatts thermiques) proposé par la société Gorgé, destiné uniquement à la production de chaleur pour alimenter des réseaux de chauffage urbain. Il s'agit d'un réacteur de type piscine mais dont le cœur est enfermé dans une enceinte en

acier noyée au fond de la piscine (contrairement aux RN expérimentaux où le cœur du réacteur est directement plongé au fond de la piscine). Les dimensions et la géométrie de cette enceinte permettent à l'eau sous faible pression (quelques bar) et dont la température maximale est de 90 °C de circuler uniquement par convection naturelle pour véhiculer la chaleur extraite du cœur vers un échangeur connecté au réseau de transport de chaleur. C'est donc un système d'évacuation de la chaleur entièrement passif. Le tout est enfermé dans une enceinte de confinement étanche en béton afin d'empêcher une dispersion accidentelle de radioactivité dans l'environnement en toutes circonstances.

- **Hexana** : Cet acteur, essaimé par le CEA, propose un système composé de deux modules jumelés de RNR refroidis au sodium de 400 MWth chacun, conçus selon une architecture intégrée, couplés à un système de stockage thermique dans deux réservoirs de sel fondu. L'idée est de produire de la chaleur dans une large gamme de températures (jusqu'à 500 °C) en alternance ou en complément de la production d'électricité, selon la demande et pour diverses applications (production d'hydrogène ou d'ammoniac, fabrication de carburants de synthèse, dessalement...). Pour y parvenir, Hexana comporte le système qui emmagasine dans le sel fondu l'énergie produite par les réacteurs nucléaires et restitue cette énergie aux installations industrielles utilisatrices de cette énergie. Cette conception permet de découpler totalement la partie nucléaire du système de la partie proprement industrielle qui consomme l'énergie. Elle évite en outre le risque de contact accidentel direct entre le sodium primaire radioactif et un oxydant comme l'air ou l'eau susceptible d'engendrer une réaction chimique violente. La présence de deux modules de réacteurs fonctionnant en parallèle associés à l'inertie procurée par le stockage assure un minimum de continuité et de flexibilité de la fourniture d'énergie. La juxtaposition des deux modules dans un même bâtiment autorise par ailleurs la mutualisation de certains systèmes comme ceux qui servent à la manutention du combustible. Par ailleurs, la puissance unitaire choisie des modules résulte d'un compromis entre les contraintes économiques

(économie d'échelle) ou physiques (isogénération de matière fissile) qui imposent un volume minimum du cœur et le gain qu'apportent les petites tailles de réacteurs pour simplifier les systèmes et pour accroître encore le niveau de sûreté (évacuation de la puissance résiduelle par les systèmes passifs). À noter qu'il existe un autre projet appelé Otrera qui propose également un RNR au sodium de 185 MWth mais «enterré», dans une version adaptée à la cogénération pour permettre une production mixte d'électricité et de chaleur. Une des particularités de ce RN est de pouvoir fonctionner pendant 10 ans sans renouvellement de son combustible.

- Jimmy : S'affiche en concepteur et exploitant d'un petit RN produisant une puissance thermique de 10 MWth, appartenant à la famille des HTR (déjà cités plus haut). Fort de l'expérience acquise par le CEA dans les années 1970 sur cette technologie et sur celle du fonctionnement des 4 réacteurs HTR de puissance qui ont fonctionné dans le passé¹⁸, Jimmy a choisi de proposer un modèle simple et de très petite puissance destiné à la fourniture d'industriels cherchant à décarboner leurs besoins en chaleur actuellement pourvus par le gaz. Le très haut niveau de sûreté de ces RN (la fusion de cœur est exclue, quelles que soient les circonstances) et leur encombrement très réduit doivent permettre leur implantation à proximité immédiate des sites industriels de production (mais sur une zone séparée pour éviter que l'industriel supporte les contraintes liées à l'exploitation d'un site nucléaire). De plus, la durée de vie du combustible est telle qu'aucun arrêt du réacteur pour renouvellement du combustible n'est prévu pendant 20 ans, ce qui assure une production de chaleur pratiquement ininterrompue pendant toute cette période (des arrêts périodiques tous les 3 ans sont cependant envisagés pour la maintenance et les contrôles). Jimmy escompte une mise en service du premier générateur en 2026 avec le dépôt de la demande d'autorisation de création (DAC) en 2023 et annonce avoir obtenu un premier client. À noter qu'il existe un autre projet basé sur la technologie des HTR, proposé par la société Ultra Safe Nuclear Corporation (USNC) qui présente un RN de 5 MWe (15 MWth).

- Naarea : Cette société se présente comme une entreprise qui «vend de l'énergie décarbonée» grâce à ses microgénérateurs nucléaires installés au plus près des consommateurs industriels et territoires isolés. Son modèle économique est celui d'un fournisseur d'énergie qui reste propriétaire de son réacteur en assurant son exploitation et sa maintenance. Le SMR proposé est un réacteur à sel fondu (RSF) à neutrons rapides (NR) baptisé XAMR® d'une puissance de 40 MWth. L'argumentaire principal du choix de RSF est celui de la sûreté accrue de ce type de réacteur grâce à la vidange possible (par simple gravité) du cœur (sous forme liquide) dans un réceptacle en cas de perte des sources de refroidissement. Quant au choix des NR, il est motivé par leur potentiel à «brûler» des déchets. La société affiche un calendrier de développement très ambitieux comprenant 3 phases : d'abord une phase de pré-conception sur jumeau numérique d'une durée de 18 mois, puis une phase de tests en laboratoire et de réalisation de prototypes physiques s'étalant sur deux ans, et enfin la réalisation et le test «à blanc» d'un prototype industriel pendant trois ans.

- Newcleo : Ce projet initié en 2021 est piloté par la société italienne Fucina Italia, implantée en France (à Lyon) mais aussi en Angleterre. Il s'agit d'un RNR refroidi au plomb qui est considéré comme une solution plus compétitive économiquement que les réacteurs refroidis au sodium, notamment du fait de la suppression du circuit intermédiaire qui est pratiquement nécessaire avec le sodium, comme on l'a vu plus haut. Le projet est décliné en 2 versions : un réacteur de 200 MW (LFRAS-200) et un autre de 30 MW (LFR-TL-30) pour des applications industrielles ou la propulsion navale. Avec son combustible de type MOX, les promoteurs de ce concept visent à valoriser le stock très important de plutonium séparé entreposé en Angleterre (environ 140 tonnes) et envisagent même d'utiliser le combustible neuf qui avait été fabriqué pour le réacteur Superphénix. Les concepteurs du projet recherchent par ailleurs à élaborer un système basé sur un maximum de sûreté passive. La feuille de route affichée par la start-up est de mettre en service un démonstrateur non nucléaire d'ici la fin de la décennie en Italie puis de commercialiser d'ici

7 à 10 ans un premier réacteur de 30 MW et un réacteur de 200 MW d'ici 10 à 12 ans. Notons pour terminer qu'il existe un projet concurrent de RNR au plomb baptisé Next Engineering basé sur le concept proposé par Westinghouse, en développement depuis 2015, et décliné en deux versions : le Sparta 2030 et le Sparta 2030+ permettant d'atteindre une température plus importante (650 °C contre 530 °C) et un meilleur rendement grâce à un cycle à fluide réactif.

- **Stellaria** : Cette start-up table sur un RN modulaire de 250 MWth à sels fondus dans l'optique de stocker de l'énergie (jusqu'à 4 TWh) ou d'en produire (110 MWe ou 250 MWth). Il fonctionne sur le principe de « *breed and burn* » qui vise à générer *in situ* autant de matière fissile que celle qui est consommée pour produire de l'énergie. Il fonctionne en convection naturelle, ce qui lui confère un haut niveau de sûreté intrinsèque.

Cette brève présentation des projets français actuels de SMR montre que ces RN, de par leur petite taille, ouvrent la voie à de nouvelles applications et à des solutions techniques réellement innovantes qui pourraient difficilement être mises en œuvre ou qui seraient même impraticables dans de gros réacteurs de puissance (typiquement au-delà de 600 ou 700 MWe). Si on ajoute à cela les progrès majeurs de ces récentes années dans différents domaines tels que la simulation et les calculs numériques, les nouveaux matériaux ou encore l'instrumentation, les SMR fournissent une impulsion majeure pour le nouvel essor de l'énergie nucléaire auquel nous assistons aujourd'hui.

Conclusion générale

Au terme de cette présentation, il est clair que l'on assiste aujourd'hui au début d'un nouvel essor de l'énergie nucléaire dans le monde. De nombreux projets de réacteurs de toutes tailles et pour des applications multiples sont aujourd'hui à l'étude et certains ont atteint un stade proche de l'industrialisation. Ces développements s'appuient sur l'expérience considérable acquise dans le passé, mais aussi sur des innovations basées notamment sur les technologies modernes tant au niveau des méthodes de conception (« jumeaux

numériques ») qu'au niveau des procédés de fabrication ou encore de la mise en œuvre de nouveaux matériaux pour les structures ou pour les combustibles. Le nucléaire de demain bénéficie ainsi des retombées technologiques issues d'autres domaines.

Ces développements s'articulent autour de trois grands objectifs : sûreté très élevée, compétitivité vis-à-vis des autres sources d'énergie (à service rendu comparable), durabilité.

Pour ce qui concerne l'avenir du nucléaire à court et moyen terme (quelques décennies), les programmes en cours sont quantitativement essentiellement constitués de réacteurs à eau (en forte majorité des REP)¹⁹, qui bénéficient d'une expérience considérable et ont pu accumuler des effets de taille contribuant à contenir les coûts induits par les contraintes actuelles.

Même si certains concepts novateurs entrent maintenant dans l'ère de leurs premiers développements (souvent via des RN de petite puissance), ce n'est que d'ici 15 à 20 ans que leur part dans les investissements mondiaux pourra être significative (et dépasser 10 à 30 % de la puissance installée), au plus.

À très long terme (seconde moitié de ce siècle), il importe de souligner que seuls les réacteurs à neutrons rapides (RNR) basés sur l'utilisation du plutonium sont capables d'assurer la pérennité de l'énergie nucléaire à fission, via le processus de régénération de la matière fissile. En effet, le développement de l'énergie nucléaire au niveau mondial conduira inéluctablement à un épuisement des ressources exploitables en uranium, que l'on peut situer à l'horizon de la fin de ce siècle. Or, étant donné la grande inertie qui caractérise la mise à l'équilibre de ces systèmes et compte tenu des constantes de temps liées à la mise en œuvre industrielle des installations nucléaires, il est devenu urgent de mener une nouvelle réflexion stratégique pour faire en sorte que les RNR soient étudiés et qualifiés le plus tôt possible. La faisabilité de ces réacteurs a été largement démontrée à une échelle industrielle, notamment en France qui a été le pays le plus

en pointe dans le développement de cette technologie, mais qui a perdu cette avance depuis 1998 avec l'arrêt de Superphénix. Aujourd'hui, la relève est prise par la Russie, l'Inde et la Chine. Si la France diffère trop longtemps la relance d'un programme vigoureux sur les RNR, ses grands décideurs et leurs collègues européens n'auront plus qu'à méditer la formule de Douglas MacArthur : «Les batailles perdues se résument en deux mots : trop tard».

Notes

1. Pour éviter d'avoir à enrichir l'uranium, un RN à eau lourde pouvait éventuellement être envisagé. Mais ce concept s'est heurté à de telles difficultés que ce projet fut vite abandonné, notamment en France, pays qui n'avait pas la possibilité à l'époque de produire de l'uranium enrichi (projet Q-244 en 1955). Une autre alternative au REP était celle des RN à neutrons rapides (RNR), eux aussi très compacts mais le seul fluide caloporteur alors envisagé était le sodium liquide, ce qui n'était pas forcément une bonne idée pour un RN plongé dans un milieu marin ! Plus tard, les Russes développeront des RNR refroidis au plomb fondu, mais qui eurent de nombreux déboires (nous y reviendrons).

2. CANDU est la filière canadienne de RN à eau lourde et AGR est la filière de RN britannique à graphite gaz utilisant de l'uranium légèrement enrichi (entre 2,2 % et 2,7 %).

3. On trouve une très bonne synthèse sur ces questions dans [Weimin Ma et al., 2016].

4. Pour une bonne vue d'ensemble, voir : www.energy.gov/sites/default/files/bennettSep02NERAC.pdf.

5. Voir [GIF, 2022], disponible sur : www.gen-4.org/gif/jcms/c_44720/annual-reports, pour sa 14^e édition de 2021.

6. On calcule facilement qu'un RN de 1 GWe qui fonctionne à pleine puissance pendant un an (production de 8,76 TWh) consomme environ une tonne de noyaux fissiles. La production mondiale d'électricité nucléaire a été de 2650 TWh en 2021, ce qui correspond à environ 300 tonnes de noyaux atomiques fissionnés. Donc, 1,7 million de tonnes de plutonium permettent de produire de l'électricité pendant 5600 ans au rythme actuel.

7. Le combustible MOX (pour *Mixed Oxides*) est constitué d'un mélange d'uranium et de plutonium. Il est mis en œuvre aujourd'hui à grande échelle en France dans 22 REP du parc EDF pour recycler le plutonium généré par les combustibles UO₂ des REP.

8. Cela n'est pas un phénomène évident à expliquer. Disons simplement ici qu'il est lié aux captures de neutrons dans les résonances de l'²³⁸U (qui sont de véritables trappes à neutrons) pendant leur ralentissement. Une séparation physique du modérateur par rapport au combustible permet à une majorité de neutrons de se ralentir en restant dans le milieu modérateur et de contourner ainsi ces résonances.

9. Le lecteur qui ne connaît pas ce phénomène des neutrons retardés pourra se reporter au chapitre 5 de notre ouvrage déjà cité au début.

10. Réacteurs à Sels Fondus, Rapport scientifique des Journées Scientifiques de Massy des 22-23 mars 2018 : https://irfu.cea.fr/Meetings/seminaires-MSR/MSR-RapportJournéesMassy_Mars2018.pdf.

11. Voir l'évolution de l'économie des réacteurs dans [Deveziaux de Lavergne, 2022].

12. NEA, The NEA Small Modular Reactor Dashboard : https://www.oecd-neo.org/jcms/pl_78743/the-neo-small-modular-reactor-dashboard?details=true.

13. IAEA, Small Modular Reactors: A new nuclear energy paradigm : https://nucleus.iaea.org/sites/smr/Shared%20Documents/SMR%20Booklet_22-9-22.pdf.

14. World Nuclear Association, Small Nuclear Power Reactors : <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/small-nuclear-power-reactors.aspx>.

15. Nous en donnons une liste dans notre livre déjà cité, tableau 15.4.1, page 605.

16. Voir l'article de Renaud Crassous, «Le projet NUWARD™, une nouvelle offre nucléaire européenne au service de la neutralité carbone», *La Revue de l'Énergie*, n° 661, mars-avril 2022.

17. Dans cet article, nous nous intéressons uniquement aux réacteurs à fission «classiques» qui sont basés sur la

réaction en chaîne autoentretenue. On exclut donc le SMR de fusion baptisé Renaissance Fusion et le réacteur sous-critique alimenté par neutrons de spallation destiné à la transmutation des déchets baptisé Transmutex.

18. Deux en Allemagne, AVR (15 MWe) et THTR (300 MWe), et deux aux États-Unis, Peach Bottom (40 MWe) et Fort-Saint-Vrain (330 MWe).

19. Voir à ce sujet l'analyse de [Devezeaux de Lavergne, 2019].

Bibliographie

Devezeaux de Lavergne Jean-Guy, 2019. «Nouveau nucléaire : quelles technologies et quelles perspectives de développement en France et dans le monde?», *Annales des Mines, Responsabilité et Environnement*, n° 95, juillet 2019, pp. 67-74.

Devezeaux de Lavergne Jean-Guy, 2022. «Les coûts de production de l'électricité nucléaire», dans *Économie de l'énergie nucléaire*, tome 1, ISTE Éditions, ISBN: 978-1-78948-094-8, chapitre 3, pp. 101-162, novembre 2022.

Devezeaux de Lavergne Jean-Guy et Berthélémy Michel, 2020. «Coûts du nouveau nucléaire et éclairages sur l'économie du cycle», *Annales des Mines, Responsabilité et Environnement*, Le nucléaire civil, enjeux et débats, n° 97, janvier 2020, pp. 35-47.

GIF, 2022. 2021 Annual Report, https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_44720/annual-reports.

Grenèche Dominique, 2014. «Une comparaison entre les réacteurs à eau pressurisée (REP) et les réacteurs à eau

bouillante (REB)», *Revue Générale Nucléaire*, n° 1, janvier-février 2014.

Grenèche Dominique, 2015. «Quel avenir pour les réacteurs de 3^e et 4^e génération?», *Connaissance des Énergies*, 23 novembre 2015.

Grenèche Dominique, 2016a. *Histoire et techniques des réacteurs nucléaires et de leurs combustibles*, EDP Sciences.

Grenèche Dominique, 2016b. «Cycle du combustible nucléaire : aval du cycle et questions génériques», *Techniques de l'ingénieur*, 10 juillet 2016.

Grenèche Dominique, 2022. «Allons-nous manquer d'uranium?», *Transitions & Énergies*, n° 11, hiver 2022.

Weimin Ma et al., 2016. "In-Vessel Melt Retention of Pressurized Water Reactors: Historical Review and Future Research Needs", *Engineering*, volume 2, issue 1, March 2016, pp. 103-111.

Biographie

Dominique Grenèche est docteur en physique nucléaire. Après avoir mené des recherches sur les réacteurs nucléaires au CEA, il a dirigé les analyses de sûreté sur la gestion des déchets radioactifs à l'IRSN. Il a été ensuite conseiller nucléaire au cabinet du haut-commissaire à l'énergie atomique. Enfin, il a été le directeur des relations internationales scientifiques et techniques chez Areva. Il est aujourd'hui expert pour sa société Nuclear Consulting et consultant international. Par ailleurs, il a enseigné ou enseigne encore l'énergie nucléaire, notamment à Sciences Po-Paris. Il est l'auteur d'un gros ouvrage (760 pages) sur l'histoire et la technique des réacteurs nucléaires et de leurs combustibles.

À lire également dans *La Revue de l'Énergie*

- Les réacteurs nucléaires de troisième génération (Gen 3) : vers une sûreté renforcée, *Jean-Luc Jacoud, Françoise Ternon-Morin, Philippe Videlaine (n° 639, juillet-août 2018)*
- Les petits réacteurs modulaires, une nouvelle ère nucléaire? Approche géopolitique et stratégique, *Michel Derdevet, Nicolas Mazzucchi (n° 657, juillet-août 2021)*
- Transport maritime et course aux SMR avancés, *Samuel Furfari, Ernest Mund (n° 661, mars-avril 2022)*

À retrouver sur www.larevuedelenergie.com.