

LES RÉACTEURS NUCLÉAIRES DE GÉNÉRATION IV

RÉSUMÉ

Depuis les premiers réacteurs nucléaires électrogènes des années 1950, la conception des réacteurs a beaucoup évolué, et on a jugé utile de les classer en « générations » pour les distinguer.

Génération I. Désigne les premiers réacteurs expérimentaux et industriels, construits avant 1970. La majorité de ces réacteurs utilisent du combustible en uranium naturel et ne disposent pas d'enceintes de confinement. Plusieurs filières de réacteurs nucléaires ont été testées par différents pays : les réacteurs UNGG pour la France ou Magnox pour la Grande Bretagne, fonctionnant à l'uranium naturel, modéré au graphite et refroidi au gaz carbonique), certains réacteurs à eau pressurisée (REP) comme les premiers modèles VVER de conception soviétique, des réacteurs à eau lourde refroidis au gaz carbonique (tel que le réacteur EL4 de Brennilis), et des réacteurs à eau bouillante (REB) développés aux USA ou en Union Soviétique.

Génération II. Conçue dans les années 1970, elle vise à réduire la dépendance énergétique vis-à-vis du pétrole, dont l'épuisement annoncé a conduit aux chocs pétroliers de 1973 et en 1979. Ce sont presque exclusivement des réacteurs modérés et refroidis à l'eau, soit bouillante (BWR) soit pressurisée (PWR), ce qui nécessite un enrichissement de l'uranium en U-235. En France, leur développement s'est accompagné d'une politique de retraitement (traitement pour recyclage) des combustibles usés. L'accident de Three Mile Island (TMI) en 1979 a montré l'importance de l'enceinte de confinement en cas d'accident grave, puisque le cœur a fondu sans qu'il y ait eu de rejets radioactifs significatifs, qui auraient justifié une évacuation de la population.

Génération III et III+ : Ce sont des réacteurs de forte puissance, de l'ordre de 1 000 MW, conçus à partir des années 1980-90 après la catastrophe nucléaire de Tchernobyl et déployés à partir du début du ^{xxi}^{ème} siècle. L'accent est mis sur un renforcement de la sûreté, notamment en situation accidentelle (limitation des impacts sur l'environnement), ainsi que sur la résistance aux agressions externes. La majeure partie des réacteurs nucléaires en cours de construction dans le monde sont de génération III/III⁺¹. Ils appartiennent tous à la filière des réacteurs à eau pressurisée (REP). Les principaux modèles sont l'EPR 1650, les AP 1000 (Westinghouse), les VVER-1000/1300 (Rosatom), les APR 1400 (KEPKO), les CAP 1000/1400 (CNNC) et le HPR 1000 (CNNC/CNG).

Génération IV. Elle correspond aux réacteurs, actuellement en conception, qui pourraient voir un déploiement industriel à l'horizon 2040-2050. Ils doivent répondre aux 4 critères majeurs suivants :

- **sûreté et fiabilité** : avec une recherche de progrès par rapport aux réacteurs nucléaires actuels, et en éliminant autant que possible les besoins d'évacuation de population à l'extérieur du site, quelles que soient la cause et la gravité de l'accident ;
- **durabilité** : les réacteurs doivent être économes des ressources naturelles dont ils ont besoin, et respectueux de l'environnement (minimisation de la production de déchets) ;
- **compétitivité économique** : aux plans du coût d'investissement, du coût du combustible, du coût d'exploitation et de son démantèlement, et donc par voie de conséquence, du coût de production qui doit être compétitif par rapport à celui d'autres sources d'énergies ;
- **résistance vis-à-vis de la prolifération nucléaire** (détournement de l'énergie nucléaire vers un usage militaire ou terroriste) et la capacité à être aisément protégés contre des agressions externes.

Pour la génération 4, six concepts de niveaux de maturité différents sont à l'étude, au sein du Forum International Génération IV, créé en 2000. Aujourd'hui, seuls les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium, RNR-Na, ont vu leur faisabilité démontrée, via l'exploitation de prototypes dans différents pays dans des référentiels similaires à ceux de la Génération 2.

À propos du forum Génération IV

Le forum international Génération IV, lancé en 2000 par le Department of Energy (DOE) américain, est né de cette volonté de créer un cadre de R&D international en mesure de catalyser les efforts de recherche menés par différents pays pour faire émerger plus rapidement les technologies les plus performantes. Douze pays (Afrique du Sud, Argentine, Brésil, Canada, Chine, Corée du Sud, France, Japon, Royaume-Uni, Russie, Suisse, Etats-Unis) et l'Union Européenne ont fait le choix d'adhérer et de mettre ainsi en commun leurs efforts pour développer une nouvelle génération de réacteurs nucléaires.

¹ La génération III + se distingue de la génération III par le fait qu'elle intègre le Retour d'expérience de l'accident de Fukushima.

1. LES GÉNÉRATIONS DE RÉACTEURS NUCLÉAIRES

On trouvera en annexe 1 l'évolution des principaux réacteurs nucléaires exploités depuis le début de l'ère nucléaire. La sûreté de ces réacteurs nucléaires a permis de progresser grâce au retour d'expérience vécu.

Les réacteurs de 2^{ème} génération possèdent une enceinte de confinement : on a vu son importance lors du déroulement de l'accident de Three Mile Island (TMI) en 1979 (fiche [GAENA "Accident de TMI"](#)), et les conséquences de son absence avec l'accident de Tchernobyl en 1996 (fiche [GAENA "Accident de Tchernobyl"](#)).

L'accident de Fukushima en 2011 (fiche [GAENA "Accident de Fukushima"](#)), qui concerne 4 réacteurs BWR, et dont les rejets ont été 10 fois moindres qu'à Tchernobyl, a conduit à une évacuation de la population avoisinante.

C'est pourquoi les réacteurs de 3^{ème} génération (comme l'EPR : European Pressurized Reactor) (fiche [GAENA "EPR"](#)) sont conçus avec une double enveloppe de confinement, en vue de limiter très fortement les rejets même en cas d'accident grave tel que la fusion du cœur, pour qu'il n'y ait **pas à évacuer** (même momentanément) la population avoisinante. On retiendra que le concept EPR2 est revenu à une enceinte de confinement à simple paroi en béton précontraint, doublée d'un *liner* métallique (voir fiche [GAENA "Modèle de réacteur EPR2"](#)) qui conduit globalement à un niveau de sûreté amélioré. À noter que pour le concept EPR et EPR2, les enceintes de confinement peuvent résister à une chute d'avion gros porteur prenant en compte le terrorisme. => REX du 11 septembre 2001.

Qu'attend-on de plus d'une quatrième génération ?

- Sur le combustible : Les réacteurs de 2^{ème} et 3^{ème} génération consomment l'uranium-235 (après enrichissement) mais ce dernier ne représente que 0,7 % de l'uranium naturel. Les réacteurs de 4^{ème} génération devront tout d'abord permettre l'utilisation de tout type de combustible : le plutonium produit dans les réacteurs de 3^{ème} génération, l'uranium de retraitement et l'uranium appauvri issu des opérations d'enrichissement.
- Un gain en matière de sûreté.
- Une résistance à la prolifération accrue.
- En outre, ils permettront de **transmuter** tout ou partie des actinides mineurs (Am, Np, Cu).

Plusieurs technologies sont présentées dans cette fiche, avec des objectifs diversifiés : générer de hautes températures pour la chimie (fabrication de l'hydrogène par catalyse, par exemple), utilisation du thorium comme combustible (ce dernier est très abondant en Inde), dessalement d'eau de mer, etc.

2. L'EXPANSION DES BESOINS MONDIAUX (Fiche [GAENA "Evolution des besoins énergétiques"](#))

L'assurance d'un approvisionnement en énergie (chaleur et électricité) est la préoccupation permanente des pays pauvres en pétrole, en gaz, ou en charbon. Les échanges sociaux et économiques progressant entre les pays, c'est une vision mondiale qu'il faut aujourd'hui avoir présente à l'esprit.

Sur les huit milliards d'habitants que compte aujourd'hui notre planète, un milliard n'a pas encore accès à l'électricité ; le nombre de personnes vivant sans électricité a presque diminué de moitié au cours de la dernière décennie, passant de 1,1 milliard en 2010 à 675 millions en 2021. Vers 2050 nous serons 9,7 milliards. Pour répondre à cette demande des pays pauvres, il va falloir multiplier par 1,5 ou 2 la production mondiale d'énergie à l'horizon 2050, même en mettant en œuvre dès maintenant une politique d'économie de l'énergie dans les pays riches.

Cette demande croissante des ressources limitées de la planète (on annonce moins de 100 ans pour le pétrole et le gaz, et de 200 à 300 ans pour le charbon) pousse à l'augmentation des prix et à un rejet massif de CO₂, principal contributeur des gaz à effet de serre ([Fiche GAENA "Effet de serre"](#)).

3. LES AVANTAGES DU NUCLÉAIRE

- indépendance énergétique : même s'il est importé, l'uranium ne représente que quelques % du prix du MWh produit ; par ailleurs, l'uranium est réparti sur la planète de manière plus diversifiée que pour les combustibles fossiles dans des pays politiquement sûrs
- très faible émission de CO₂ : environ 4 g équivalent CO₂/kWh [ACV]²
- prix du kWh raisonnable (de l'ordre de celui du charbon), encore amélioré par les caractéristiques de l'EPR : durée de vie plus longue, rendement thermodynamique amélioré, moindre consommation de combustible et moindre production de déchets (voir [Fiche GAENA "Coûts de l'électricité en France"](#))

² <https://www.sfen.org/rqn/les-emissions-carbone-du-nucleaire-francais>.

- la France a opté pour le recyclage du combustible usé en circuit fermé (voir fiche **GAENA "Éléments pour le choix d'une politique de gestion du combustible"**), qui permet la réutilisation des matières valorisables (uranium et plutonium) dans les combustibles neufs (à base de plutonium (MOX) ou d'uranium de retraitement ré-enrichi. Les déchets ultimes (produits de fission et actinides mineurs) sont vitrifiés et conditionnés en vue de leur stockage définitif. Cette gestion permet de réduire le volume et la radioactivité des déchets ultimes.

4. DIVERSIFIER LES UTILISATIONS DU NUCLÉAIRE

Les réacteurs actuels sont à vocation principalement électrogène. Leur rendement de production électrique est voisin de 33 %, le reste de la puissance générée sous forme de chaleur est rejetée à l'environnement, comme pour toute machine thermique. Avec l'EPR on obtient un rendement de l'ordre de 38 %.

Des réacteurs fonctionnant à plus haute température permettront d'améliorer ce rendement (Phénix avait un rendement de 44 %) (voir [l'article sur https://www.energethique.com/](https://www.energethique.com/)). Avec les RNR (Réacteur à Neutrons Rapides) refroidis au sodium la totalité de l'uranium naturel est consommée contre moins de 1 % pour les réacteurs à eau légère, ce qui permet de multiplier par un facteur proche de 100 l'énergie extraite d'une masse donnée d'uranium naturel (ce qui permettrait une production d'énergie comparable à celle possible avec les réserves connues de charbon). De plus, les RNR offrent un autre avantage majeur, à savoir l'utilisation sans limite de tout le plutonium produit par le parc des réacteurs à eau légère.

Mais un réacteur nucléaire est avant tout un producteur de chaleur et on peut en envisager une plus grande utilisation à condition de satisfaire aux besoins de l'industrie :

- réacteurs hybrides " électricité + chaleur ", avec la cogénération
- réacteurs calogènes, fournissant :
 - de la chaleur à basse température (BT), vers 200°C, pour le chauffage urbain
 - de la chaleur à moyenne température (MT), entre 500 et 800°C, pour des applications courantes, comme le dessalement de l'eau de mer
 - de la chaleur à haute température (HT), entre 1 000°C et 1 200°C, pour des applications spécifiques, production d'hydrogène par exemple. Ce qui serait intéressant, c'est l'utilisation pour la production de ciment et d'acier

Pour les applications autres que la production d'électricité, les REP actuels, qui fonctionnent au-dessous de 350°C, ne peuvent être utilisés que pour des applications à basse ou moyenne température.

5. PRINCIPAUX OBJECTIFS DES RÉACTEURS DE 4^{ÈME} GÉNÉRATION

Un inconvénient reproché au nucléaire est la production de déchets radioactifs, les plus pénalisants étant les actinides mineurs (neptunium, curium, et surtout amérium). Les réacteurs de 4^{ème} génération visent à préserver les avantages rappelés au § 3 et d'en améliorer les performances :

- déchets nucléaires : les réacteurs auront la faculté de transmuter les actinides mineurs. Et donc de diminuer le stock de matières radioactives à longue durée de vie dans les stockages définitifs.
- consommation des matières fertiles (uranium-238, thorium-232), assurant une source d'énergie fiable pour des siècles.
- diversification des applications thermiques, en produisant de la chaleur industrielle à haute température pour des applications telles que le chauffage urbain qui représente une dépense énergétique importante.

Par leur conception économique et écologique, les réacteurs de 4^{ème} génération nous font entrer dans l'ère du « développement durable » en matière d'énergie.

À propos du plutonium, son recyclage a été décrié en raison de sa toxicité et du risque de prolifération par détournement lors des opérations de retraitement.

Aujourd'hui, un nouveau procédé COEXTM (voir **Fiche GAENA "Traitement par recyclage du combustible nucléaire usé"**) a été mis au point par le CEA et développé par ORANO pour co-extraire le plutonium avec l'uranium, et ensuite refabriquer de la poudre de combustible par coprécipitation. Ainsi, le plutonium ne se trouve plus sous une forme séparée, ce qui limite l'intérêt de détournement frauduleux en vue d'applications militaires. Les nouvelles usines de retraitement qui seront vendues à l'étranger fonctionneront selon ce principe.

Ce procédé permet une économie d'uranium naturel pouvant aller jusqu'à environ 25 % lorsque l'uranium de retraitement et le plutonium sont recyclés. Cette économie est d'environ 10 % lorsque le plutonium est recyclé.

Concernant les actinides mineurs (Np, Am, Cm), des procédés ont été mis au point au CEA-Marcoule pour les extraire sélectivement, ou de façon groupée avec les actinides majeurs (U, Pu). Groupés ou séparés, les actinides mineurs seront inclus soit de façon homogène, soit de façon hétérogène, dans les cœurs de 4^{ème} génération.

On espère ainsi diminuer à quelques centaines d'années les durées au bout desquelles les déchets finaux stockés seront revenus au niveau de la radioactivité naturelle de l'uranium. La figure 1 ci-après montre la décroissance en années (échelle logarithmique) de :

- en trait noir continu : l'inventaire du combustible, tel qu'il est stocké sans retraitement ; on voit l'importance prépondérante du plutonium (trait rouge discontinu) ; il faut 1 million d'années pour rejoindre le niveau de l'uranium naturel (ligne horizontale grise).
- en trait jaune, la décroissance des produits de fission ; le niveau naturel est rattrapé en 300 ans.
- parmi les actinides mineurs, le neptunium est moins pénalisant que l'uranium, et le curium (ligne mauve) reste peu pénalisant ; par contre, l'américium n'atteint le niveau naturel qu'au bout de 10 000 ans.

Leur transmutation pour accélérer la décroissance est un des enjeux majeurs des réacteurs de 4^{ème} génération.

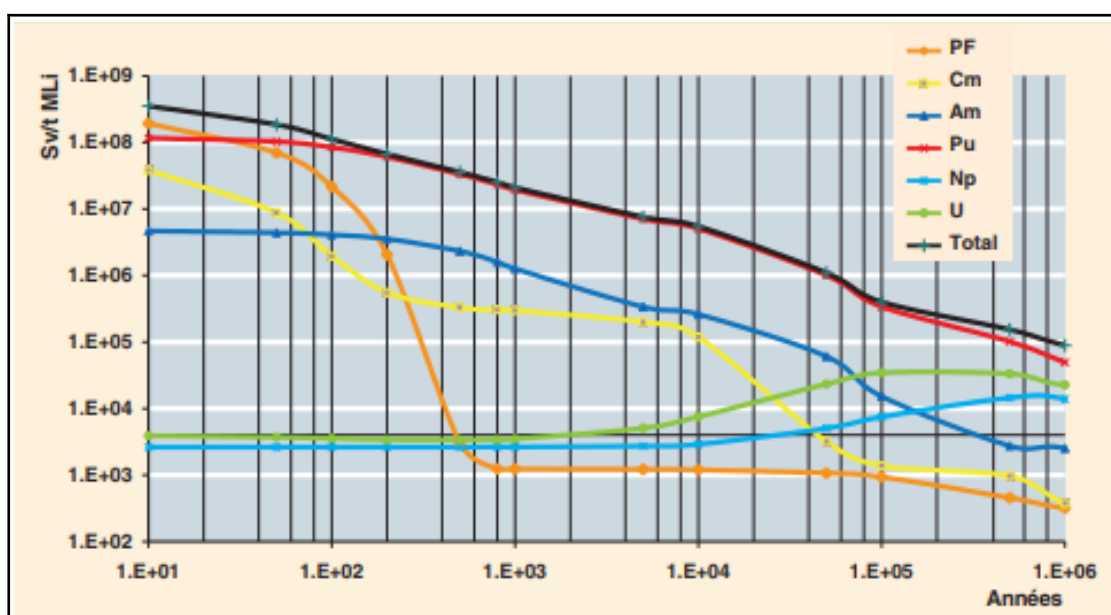


Figure 1 : Contributions à la radiotoxicité exprimée en Sievert par tonne de métal lourd initial d'un combustible UOX (60 GW.j.t⁻¹)

6. FORUM INTERNATIONAL " GÉNÉRATION IV"

Le classement des réacteurs nucléaires selon des « générations » est apparu au tournant des années 2000 dans le cadre du lancement aux Etats Unis en 199 d'une initiative visant à relancer les activités de R&D sur l'énergie nucléaire intitulé « 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 « GIF » (pour Generation IV International Forum) fut créé en 2001. Ce Forum était constitué au départ de ses neuf membres fondateurs ; l'Argentine, le Brésil, le Canada, la France, le Japon, la Corée de Sud, l'Afrique du Sud, le Royaume-Uni et les Etats-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 du 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).

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. Les travaux ont été menés selon une feuille de route extrêmement structurée tant par son organisation même que par son planning général. 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 (décliné 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 devraient minimiser le risque de détournement de matières fissiles à des fins militaires.

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).

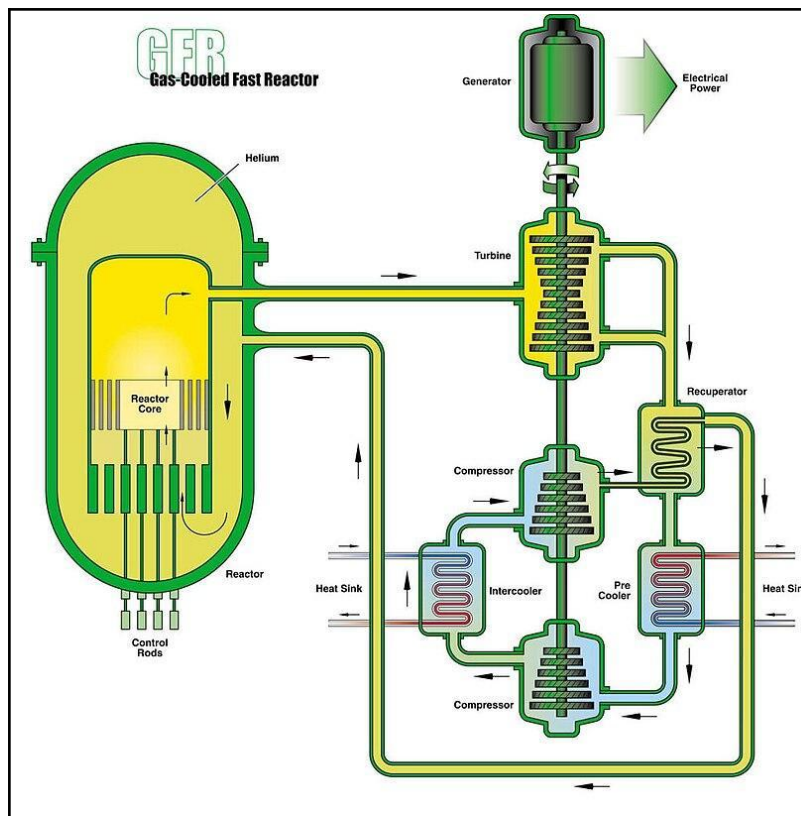
Ces six concepts sont décrits ci-après.

Note : Des études préliminaires plus ou moins abouties sur ces 4 grandes catégories de réacteurs avaient été initiées dès les années 1960 dans plusieurs pays, dont la France, mais aucun d'entre eux n'avait conduit à des concepts aussi aboutis et structurés que ceux retenus par le GIF.

6.1. RÉACTEUR RAPIDE À CALOPORTEUR GAZ GFR – (Gas-cooled Fast Reactor System)

Le réacteur rapide à caloporteur gaz contient dans son cahier des charges les caractéristiques fondamentales des réacteurs nucléaires du futur (voir figure 2).

Combinant le spectre rapide et un cycle du combustible fermé, il offre la perspective d'une rentabilité maximale de l'uranium naturel, tout en minimisant les déchets ultimes et le risque de prolifération. Opérant à hautes températures, il ouvre la voie à la production d'hydrogène ou au cycle de conversion direct à haut rendement thermodynamique.



Le réacteur proposé s'appuiera sur la technologie hélium développée par ailleurs pour les projets HTR. Ses spécificités sont le combustible et son cycle, le système et sa sûreté.

Les premières études ont déjà porté sur le combustible qui devra tenir à haute température (70 % de carbures d'uranium et de plutonium, dans une matrice 30 % en carbure de silicium).

On vise comme conditions de fonctionnement pour l'hélium à l'entrée de turbine : 70 bars et 850°C. Le rendement attendu serait de 70 %.

En Europe, le projet est porté par la République Tchèque, la Hongrie et la Slovaquie, qui reçoivent l'appui du CEA pour des études concernant le combustible et la sûreté, et d'AREVA pour les études qui ont été effectuées dans le cadre du projet ALLEGRO.

Enjeu de sûreté : Risque de dépressurisation brutale du gaz caloporteur.

◀ **Figure 2 : Réacteurs à neutrons rapides refroidis au gaz (GFR)**

6.2. RÉACTEURS À MÉTAUX LIQUIDES SFR – (Sodium-cooled Fast Reactor System)

Les concepts à métaux liquides, du fait de leur spectre rapide, présentent un fort intérêt dans le contexte du développement durable (voir figure 3).

Les réacteurs SFR au sodium bénéficient d'un retour d'expérience considérable et d'un travail important sur des projets visant la diminution des coûts et l'augmentation de la sûreté (EFR, JSFR au Japon). 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) et de transparence aux neutrons 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 aux atouts précédents, le sodium liquide a des inconvénients dont le plus important est sa très forte affinité chimique pour l'oxygène et pour l'eau, qui peuvent entraîner des réactions violentes entre le sodium et les corps oxygénés. Cet état de fait entraîne la mise en place de précautions multiples visant à réduire la probabilité d'occurrence de ces situations, et les risques associés à leur survenue.

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 ou à sel fondu). 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'était également le cas de la France avec son prototype ASTRID³ dont la conception était déjà bien avancée, mais dont la réalisation a été suspendue en 2019 après avoir subi un fort ralentissement de son développement les années précédentes ; actuellement un redémarrage de ces travaux est envisagé vers la fin du 21^{ème} siècle.

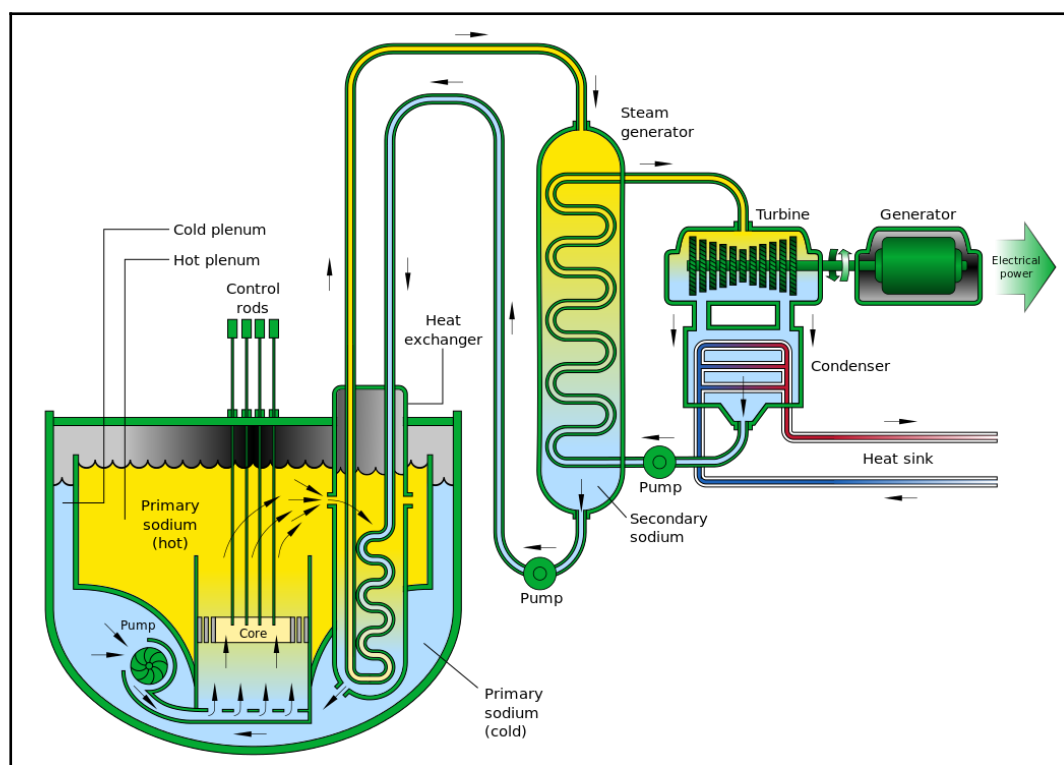


Figure 3 : Réacteur rapide à caloporteur sodium (SFR)

³ Astrid : Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration

6.3. RÉACTEURS À MÉTAUX LIQUIDES LFR – (Lead-cooled Fast Reactor System)

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). Voir figure 4.

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.

Les Russes sont leaders dans ce domaine (ils avaient équipé les sous-marins de classe alpha de réacteurs refroidis au plomb-bismuth) ; dans le cadre du projet d'ADS « MYRRHA » sur le centre de Mol (Belgique), la maquette « GUINEVERE » permettra d'identifier les difficultés industrielles du système.

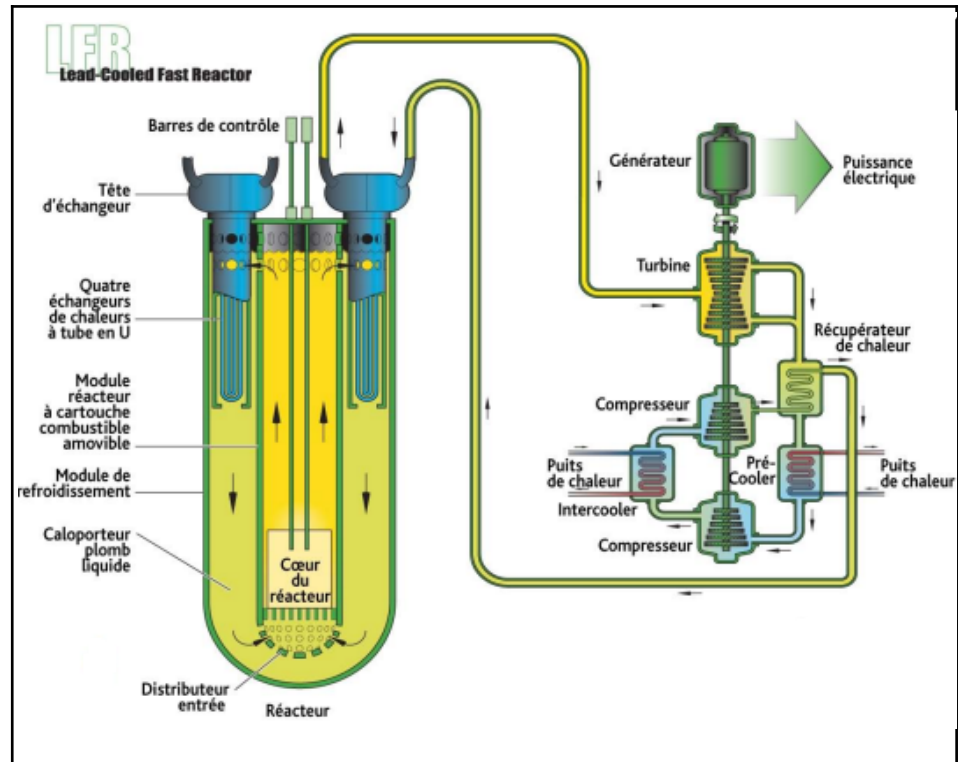


Figure 4 : Réacteur à neutrons rapides refroidi au plomb ou au plomb-bismuth (LFR)

6.4. RÉACTEURS À SELS FONDUS MSR – (Molten Salt Reactor System)

Il s'agit d'un concept à neutrons thermiques ou rapides, dont un exemplaire à neutrons lents a fonctionné aux USA dans les années 1960. À ce jour différents développements en spectre rapide sont en cours en France comme à l'étranger. Le combustible rapide peut se présenter sous la forme d'un mélange liquide de NaCl, UCl₃, PuCl₃ (voir Figure 5)

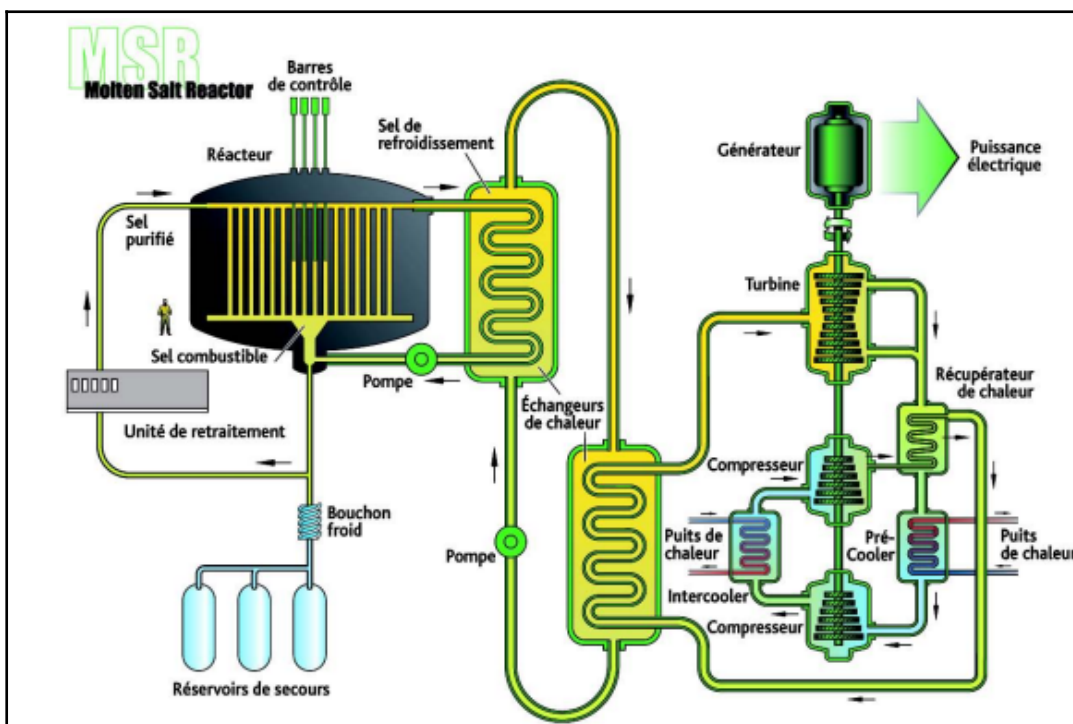


Figure 5 : Réacteur à sels fondus (MSR)

Dans le schéma proposé (voir figure 5) par le laboratoire d'OAK RIDGE (ORNL), à l'origine du concept, ce sel combustible pénètre par le bas du cœur à une température d'environ 550°C, le traverse de bas en haut en circulant dans des canaux de graphite, dont l'effet modérateur permet d'obtenir la criticité et la production d'énergie de fission.

Le sel joue en même temps le rôle de caloporteur et ressort du cœur à environ 700°C, avant de passer à travers des échangeurs de chaleur. L'énergie thermique est ainsi transférée à un sel caloporteur secondaire, puis via un générateur de vapeur supercritique jusqu'au système de conversion d'énergie, avec un rendement assez élevé (44 %). Le traitement du combustible liquide consiste à séparer les produits de fission, le but étant qu'il soit fait en ligne, de même que l'alimentation en continu des matières fissiles et fertiles.

En faveur de la sûreté : suppression du risque de fusion du combustible, système non pressurisé avec une grande marge avant l'ébullition, piégeage des produits de fission gazeux, coefficient de contre-réaction important en cas de variation de température, ce qui rend ce type de réacteur particulièrement adapté à un suivi de réseau comportant des sources de production d'électricité fluctuantes (éolien et solaire).

En cas d'incident, il est possible de vider le réacteur par simple gravité dans plusieurs réservoirs, où il peut être gardé sous critique par la géométrie et par des absorbants neutroniques.

6.5. CONCEPT DE RÉACTEUR À EAU À PRESSION SUPERCRITIQUE SCWE – (Supercritical water-cooled Reactor System)

L'eau est utilisée comme caloporteur et modérateur dans la grande majorité des centrales nucléaires actuellement en fonctionnement (voir figure 6).

Dans les Réacteurs à Eau Bouillante (REB), l'eau est vaporisée au niveau du combustible nucléaire dans le cœur du réacteur, on parle alors de cycle direct.

Dans les Réacteurs à Eau Pressurisée (REP), le caloporteur est utilisé pour vaporiser l'eau du circuit secondaire à l'aide de générateurs de vapeur, on parle alors de cycle indirect.

Ces deux types de réacteurs fonctionnent en dessous du point critique de l'eau (221 bars, 374°C), ce qui limite le rendement théorique de Carnot, et donc aussi le rendement net (actuellement 33 %).

On peut augmenter ce rendement en dépassant ce point critique: dans ce cas, on ne peut plus distinguer la vapeur du liquide. Les crises d'ébullition qui limitent la puissance spécifique des REB ou des REP n'existent plus.

Les propriétés physiques de l'eau, en particulier la chaleur spécifique, qui subissent de fortes variations au voisinage du point critique, permettent d'avoir aussi des réacteurs plus compacts à puissance donnée.

Le CEA a participé à une veille active depuis 1999 : il s'est intéressé à un réacteur nucléaire à spectre thermique fonctionnant à 250 bars.

Dans les prochaines années, le CEA poursuivra une veille limitée sur les versions à spectre rapide. Dans le cadre de GENERATION IV, un plan de R&D a été proposé.

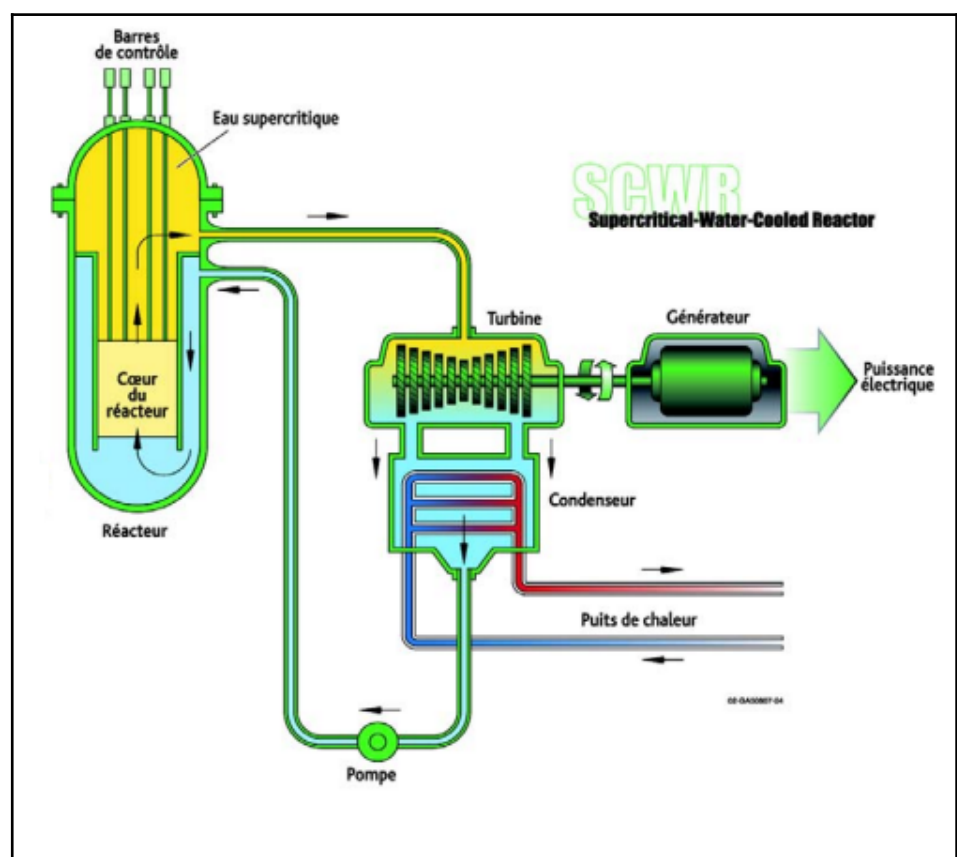
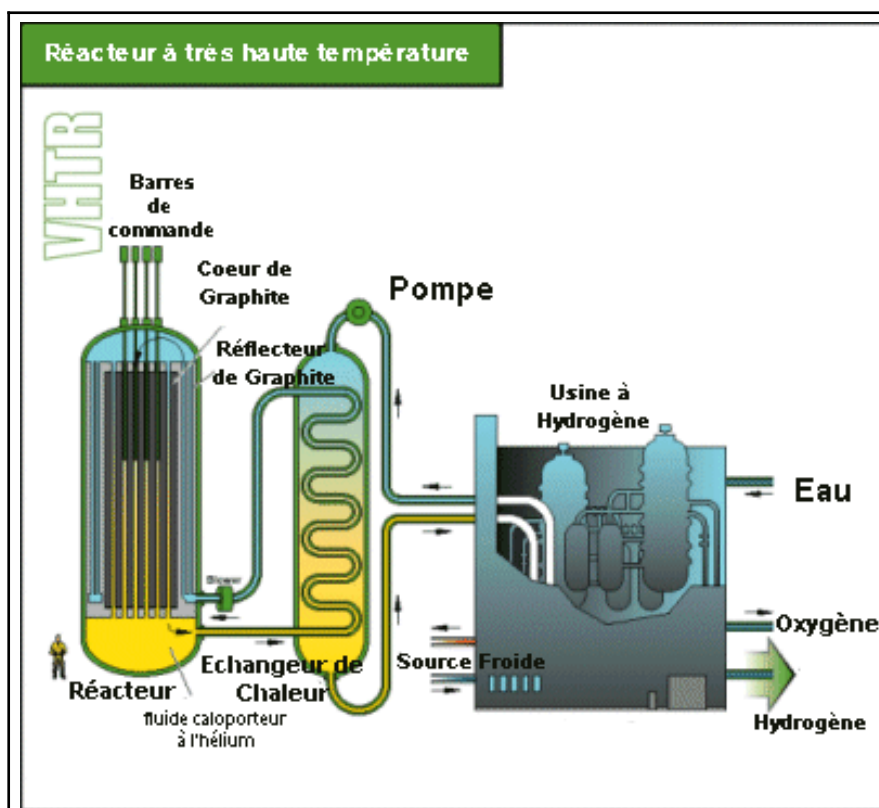


Figure 6 : Réacteur à eau supercritique (SCWR)

6.6. CONCEPT DE RÉACTEUR À GAZ À HAUTE TEMPÉRATURE VHTR – (Very High Temperature Reactor System)



Le VHTR regroupe une famille de concepts refroidis par du gaz, mais (à la différence des GFR) qui utilisent 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 construits et exploités dans le passé (voir figure 7).

Parmi tous les types de RN imaginables, c'est la seule technologie permettant d'atteindre de très hautes températures ($> 850\text{ }^{\circ}\text{C}$), 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 pour des procédés industriels (production d'hydrogène par exemple)⁴.

Figure 7 : Réacteurs à haute ou très haute température refroidis à l'hélium (VHTR)

Toutefois, les températures nécessaires pour ces applications dépassent souvent $1000\text{ }^{\circ}\text{C}$, 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 $1800\text{ }^{\circ}\text{C}$) 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.

Les défis à relever du côté nucléaire sont :

- au niveau des matériaux pour l'échangeur intermédiaire et pour une longévité raisonnable, les matériaux classiques, y compris les superalliages à base de nickel (Hastelloy X) semblent insuffisants. Les matériaux de substitution pourraient être des aciers renforcés par dispersoïdes (ODS = oxyde dispersion strengthened)
- concernant les éléments du réacteur, les points à examiner sont les gaines des barres de contrôle, le supportage du cœur, l'enveloppe du cœur, la cuve du réacteur ...
- pour le combustible, il faut essayer de garder une température de fonctionnement inférieure à $1\,250\text{ }^{\circ}\text{C}$ pour un gainage en SiC, évoluer vers un enrobage de ZrC permettant des températures plus élevées de $200\text{ }^{\circ}\text{C}$, et viser probablement une combinaison de ces approches.

Le VHTR soulève par ailleurs des interrogations sur le plan de la gestion du combustible utilisé qui est difficilement recyclable 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.

7. CONCLUSION

L'expérience acquise par l'exploitation de plus de 450 installations nucléaires dans le monde, pendant plus de cinquante ans, a permis de démontrer la qualité des réacteurs électronucléaires.

L'accident de TMI a montré la robustesse de la filière REP vis à vis d'un accident de fusion du cœur.

⁴ Un VHTR de 600 MWth produirait environ 60 000 t/an de H_2 sans émission de gaz à effet de serre.

L'accident de Tchernobyl, réacteur de type très différent des REP, est dû à une succession d'erreurs humaines sur un réacteur dont le type présentait de graves défauts de conception.

L'accident de Fukushima montre toute l'importance de prendre en compte le retour d'expérience et d'améliorer la sûreté pour toute la centrale et pas seulement du réacteur (inondation, tremblement de terre, etc. (Voir [fiche GAENA "Qu'avons nous appris en France des accidents de réacteurs nucléaires dans le monde ?"](#))).

Ce sont ces principes qui fondent l'approche de sûreté adoptée en Europe au début des années 90 pour l'EPR. Il reste à franchir de nouvelles étapes :

- meilleure utilisation du plutonium et de l'énergie contenue dans l'uranium (appauvri ou de retraitement)
- diminution de la radiotoxicité des déchets à vie longue
- diversification des formes de production d'énergie.

C'est le challenge de la Génération IV pour répondre aux besoins en énergie de nos générations futures, par des concepts qui sont étudiés dans les petits réacteurs innovants (« AMR »)

7. FICHES GAÉNA LIÉES

Fiche argumentaire GAENA : "[Accident de TMI](#)". Index de classement : BBC 01

Fiche argumentaire GAENA : "[Accident de Tchernobyl](#)". Index de classement : BBD 01

Fiche argumentaire GAENA : "[Accident de Fukushima](#)". Index de classement : BBE 01

Fiche argumentaire GAENA : "[Rex des accidents nucléaires dans le monde](#)". Indice de classement BBA 01

Fiche argumentaire GAENA : "[EPR](#)". Indice de classement ACB 01

Fiche argumentaire GAENA : "[Modèle de réacteur EPR2](#)". Indice de classement ACB 02

Fiche argumentaire GAENA : "[Besoin énergétique en France et dans le monde](#)". Indice de classement AB 01

Fiche argumentaire GAENA : "[Effet de serre](#)". Indice de classement DA 01

Fiche argumentaire GAENA : "[Coût de production de l'électricité en France](#)". Indice de classement AB 02

Fiche argumentaire GAENA : "[Politique de gestion du combustible nucléaire usé](#)". Indice de classement ACD 04

Fiche argumentaire GAENA : "[Recyclage du combustible nucléaire usé](#)". Indice de classement ACD 02

8. AUTRES RÉFÉRENCES

[Réf. 1] Les nouveaux réacteurs nucléaires : les acquis du passé pour comprendre le futur. La Revue de l'Énergie n° 668 – septembre-octobre 2023. Dominique Grenèche.

[Réf. 2] Wikipédia. Forum International Generation IV. <https://fr.wikipedia.org>

[Réf. 3] Wikipédia. Les générations de réacteurs nucléaires. <https://fr.wikipedia.org>

[Réf. 4] Polytechnique Insights. Nucléaire. Qu'est ce qu'un réacteur de 4^{ème} génération ? <https://www.polytechnique-insights.com>

[Réf. 5] IRSN. Panorama des filières de réacteurs de quatrième génération (GEN IV). Édition du 24 septembre 2012. <https://www.irsn.fr>

[Réf. 6] Les systèmes nucléaires du Forum International Génération IV. Franck CARRÉ. Communication SFEN. 21 mars 2017. <https://sfen.fr>

Annexe 1 : Chronologie des générations de réacteurs nucléaires

La chronologie de déploiement des générations est la suivante :

- **Génération I** : réacteurs mis au point dans les années 1950-60 et entrés en service avant les années 1970. Ces réacteurs devaient faire la démonstration du potentiel civil de la fission nucléaire, notamment pour la production d'électricité. Ils sont généralement de puissance faible à modérée, de l'ordre de quelques centaines de MW, et sont de nombreuses filières nucléaires différentes.
- **Génération II** : réacteurs de forte puissance, de l'ordre de 1000 MW, de sûreté améliorée et construits entre 1970 et la fin du xx^{ème} siècle. La majorité des réacteurs actuellement en exploitation dans le monde sont de génération II et sont principalement des réacteurs à eau pressurisée (REP) ou des réacteurs à eau bouillante (REB). Ils comprennent notamment :

- o les REP français (de modèle CPY, P4/P4 ou N4) américains ; ou certains réacteurs VVER de conception soviétique puis russe
 - o les REB développés en Allemagne, en Espagne, en Suède, en Suisse, en Finlande, au Mexique ou encore au Japon
 - o les **réacteurs à eau lourde pressurisée** (PHWR) comme les **réacteur CANDU** canadiens, roumains et indiens
 - o les réacteurs avancés refroidi au gaz (AGR) développés au Royaume-Uni
 - o les réacteurs de grande puissance à tubes de force (RBMK) : réacteur à eau bouillante et modéré au graphite, de conception soviétique
- **Génération III et III+ :** réacteurs de forte puissance, de l'ordre de 1 000 MW, conçus à partir des années 1980-90 après la catastrophe nucléaire de Tchernobyl et déployée à partir du début du ^{xxi}^{ème} siècle. L'accent est mis sur un renforcement de la sûreté, notamment en situation accidentelle (limitation des impacts sur l'environnement), ainsi que sur la résistance aux agressions externes. La majeure partie des réacteurs nucléaires en cours de construction dans le monde sont de génération III/III+. Ils appartiennent tous à la filière des réacteurs à eau pressurisée (REP). Ce sont par exemple :
 - o l'EPR, initialement développé par la co-entreprise franco-allemande NPI (consortium Areva/Siemens), puis depuis 2011 par EDF et Framatome. Deux autres réacteurs nucléaires sont dérivés de l'EPR et développés par Edvance (coentreprise EDF/Framatome) : l'EPR2 et sa version de moindre puissance l'EPR-1200
 - o l'APR-1400, développé par le sud-coréen KEPCO, ainsi que sa version de moindre puissance l'APR-1000
 - o l'AP-1000, développé par l'américain Westinghouse. Deux autres réacteurs nucléaires sont dérivés de l'AP-1000 et développés par Westinghouse et l'entreprise chinoise CNNC : le CAP-1000 qui est une version sinisée de même puissance, et le CAP-1400, version sinisée de plus forte puissance
 - o le VVER-1000 (modèles V428, V412 et V446), le VVER-1200 et le VVER-TOI, tous développés par le russe Rosatom. Le VVER-1200 est une version de génération III+ du VVER-1000 de génération III. Le VVER-TOI est une version de plus forte puissance du VVER-1200
 - o le Hualong-one, développé par les chinois CNNC et CGN. Une version optimisée et de plus forte puissance est en cours de développement par CNNC, le Hualong-two
 - **Génération IV :** réacteurs en cours de conception, et appartenant à six grandes filières définies par le Forum international Génération IV. Ils pourraient entrer en service à l'horizon 2030. La quatrième génération, actuellement en cours de conception, préfigure une rupture technologique majeure avec toutes les générations précédentes. Six technologies ont été retenues par les membres du Forum international Génération IV, dont trois sont **des réacteurs à neutrons rapides**, une technologie qui permettrait de produire 50 à 100 fois plus d'électricité que les réacteurs actuels avec la même qualité d'uranium, et le multi-**recyclage** du combustible, ce qui limiterait la **durée** de vie des **déchets radioactifs** à quelques centaines d'années (contre des milliers aujourd'hui). Les trois autres technologies sont les réacteurs à **eau supercritique** (RESC), à **très haute température** (RTHT) et à **sels fondus** (RSF).

