

Les réacteurs à neutrons rapides : pourquoi, comment, quand. Synthèse historique et technique. Perspectives de développement

Fiche pour PNC

Dominique GRENECHE

PREAMBULE

Pour introduire ce document, nous rapportons ici les propos tenus par Yves Bréchet, ancien Haut-Commissaire à l'énergie Atomique, membre de l'Académie des sciences, dans son article publié en septembre 2019 à la suite de la décision d'arrêter le projet **ASTRID**¹. Rappelons qu'il s'agissait d'un **prototype de réacteurs à neutrons rapides** (RNR) dont la décision de réalisation avait été prise en 2010 sous l'impulsion initiale de **Jacques Chirac**, formulée dans ses « vœux aux forces vives de la nation » prononcés le 5 janvier 2006 : « *..(il faut travailler sur une) ... nouvelle génération de réacteurs, celle des années 2030-2040, qui produira moins de déchets et exploitera mieux les matières fissiles* », avait-il dit alors en ajoutant qu'il avait décidé de lancer " *dès maintenant la conception au sein du Commissariat à l'énergie atomique d'un **prototype de réacteur de quatrième génération** qui devra entrer en service en 2020*".

Dans son article, Yves Brechet écrit notamment : « *... il faut avoir une idée bien singulière de ce qu'est une filière industrielle pour penser qu'on pourra se positionner dans cette course en se contentant d'études papier qui par miracle s'incarneraient dans un objet industriel le moment venu. Une telle idée ne peut germer quand dans l'entrelacs de neurones de hauts fonctionnaires qui, pour reprendre le mot féroce de Rivarol, ont « le terrible avantage de n'avoir jamais rien fait » et d'ajouter un peu plus loin ce commentaire cinglant « Au prix d'une pirouette rhétorique, la fermeture du cycle du combustible demeure la politique officielle de la France. Pour faire bonne mesure, on s'offrira quelques études sur des solutions technologiquement moins mures (pour être bien certains qu'elles ne passent jamais à l'étape d'industrialisation) ... et par une admirable tartufferie on renoncera à la fermeture du cycle tout en prétendant le conserver. On peut être admiratif de la manœuvre en termes de communication politique sans pour autant considérer qu'elle soit digne d'hommes d'État »*

Le décor est planté.

PREMIERE PARTIE : LES FONDEMENTS DE LA REGENERATION

Dans cette première partie, on décrit de façon simple mais complète le phénomène de régénération qui consiste à générer autant (isogénération) ou même plus (surgénérations) de matière fissile que l'on en consomme dans un réacteur nucléaire pour produire de l'énergie, et on explique pourquoi un tel processus ne peut se réaliser qu'avec des réacteurs à neutrons rapides pour des combustibles à base d'uranium. On expose ensuite très succinctement la genèse des idées et des premières expériences sur ce phénomène.

¹ Titre de l'article : « L'arrêt du programme ASTRID : une étude de cas de disparition de l'état stratège » (<http://23.pcf.fr/112980>)

1 - Rappel de quelques fondamentaux

On sait que le « carburant » de l'énergie nucléaire est constitué par la fission de **noyaux** atomiques provoquée par l'absorption d'un neutron. En effet, le neutron absorbé apporte au noyau une énergie de liaison qui déforme le noyau jusqu'à le faire éclater en deux morceaux en libérant une quantité d'énergie colossale comparée à celle de n'importe quel autre processus chimique². De plus, cette réaction nucléaire libère plusieurs neutrons qui peuvent à leur tour être absorbés par d'autres noyaux « fissiles » et conduire ainsi à enclencher une « réaction en chaîne ».

Malheureusement, il se trouve que ce processus ne peut se réaliser facilement qu'avec **un seul noyau atomique existant dans la nature** : l'isotope N° 235 de l'uranium, l'**U235**, dont la proportion est très faible dans l'uranium naturel (Unat) : 0,7 % seulement.

L'autre isotope de l'Unat, l'**U238**, qui est donc en proportion de 99,3 %, n'est **pratiquement pas fissile**. Mais nous allons voir qu'il joue un **rôle fondamental dans le processus de régénération**.

Auparavant, il convient de revenir sur quelques rudiments de physique nucléaire qui permettent de comprendre précisément ce phénomène.

Rappelons d'abord que la fission est d'autant plus probable que la vitesse des neutrons est faible ce qui peut paraître curieux car on imagine intuitivement que plus la vitesse d'impact du neutron est élevée plus grandes sont les chances de casser un noyau. Toutefois, on peut le comprendre en admettant que plus le neutron est lent, plus il reste longtemps au voisinage du noyau ce qui laisse plus de temps à celui-ci « d'attraper » le neutron, un peu comme un gardien de but qui peut attraper d'autant plus facilement le ballon (« absorber le ballon ») que celui-ci arrive lentement dans les buts³. Or les neutrons émis par une fission sont extrêmement rapides (plusieurs dizaines de milliers de km par seconde) et il faut donc réduire énormément leur vitesse pour espérer qu'au moins l'un d'entre eux puisse provoquer une autre fission. D'où l'idée de mélanger l'uranium avec un corps appelé « modérateur » formé de noyaux aussi légers que possible sur lesquels les neutrons peuvent « rebondir » et ainsi se ralentir (comme des chocs de boules de billard).

C'est le principe de fonctionnement des réacteurs nucléaires électrogènes actuels dit « réacteurs à neutrons lents », RNL⁴

Une des principales questions qui se posent alors pour concevoir un RNL est de choisir le bon modérateur en tenant compte des autres contraintes de conception d'un réacteur nucléaire. Du seul point de vue de l'efficacité du ralentissement, le meilleur des modérateurs est l'hydrogène car son noyau est formé uniquement d'un seul proton dont la masse est pratiquement la même que celle du neutron. De fait, le choc d'un neutron sur un proton peut lui faire perdre beaucoup de vitesse et même l'immobiliser totalement en un seul choc (un peu comme dans le cas d'un « carreau » à la pétanque). L'élément le plus commun contenant beaucoup d'hydrogène est évidemment l'eau ordinaire d'où l'idée de l'utiliser comme élément modérateur dans les réacteurs nucléaires, d'autant plus que l'eau peut servir en même temps de fluide caloporteur. Malheureusement, l'eau capture pas mal de neutrons ce qui oblige à enrichir l'uranium en isotope U235 pour pouvoir entretenir une réaction en

² En ordre de grandeur, l'énergie nucléaire (libérée par une fission d'un noyau atomique) est un million de fois plus élevée que l'énergie chimique qui met seulement en jeu les électrons entourant chaque noyau atomique

³ La physique nucléaire nous apprend que c'est essentiellement l'énergie apportée par l'action des forces nucléaires de liaison du neutron dans le noyau qui permet de déformer celui-ci de façon suffisante pour qu'il finisse par « éclater » en deux morceaux. Devant cela, l'énergie cinétique apportée par la vitesse d'impact du neutron sur le noyau ne joue qu'un rôle assez secondaire.

⁴ Parfois appelés aussi réacteurs à neutrons « thermiques » car la vitesse des neutrons une fois ralentis est du même ordre que celle des atomes qui se déplacent dans la matière du fait de l'agitation thermique).

chaîne. Mais cet inconvénient est amplement surmonté aujourd'hui du fait que la technologie de l'enrichissement est parfaitement maîtrisée à une échelle industrielle. D'où la très large domination des réacteurs à eau (ordinaire) dans le parc mondial actuel de réacteurs nucléaires, que ce soit ceux qui sont en fonctionnement ou ceux qui sont en construction ou même ceux qui sont en projet.

2 - Pour bien comprendre ce qu'est la « régénération » : le bilan des neutrons dans un réacteur nucléaire.

Il se trouve que le nombre moyen de neutrons émis par une fission, noté usuellement ν , est très nettement supérieur à un puisqu'il est égal à 2,44 pour une fission de l'U235 par des neutrons lents. Cela laisse a priori beaucoup de marge pour entretenir une réaction en chaîne puisqu'il suffit théoriquement qu'un seul neutron issu de fission puisse provoquer une autre fission. En réalité, ν doit nécessairement être très nettement supérieur à un à cause de la perte inévitable d'une partie de ces neutrons issus de fission par différents processus.

La première de ces pertes est inéluctable car elle résulte du fait qu'un neutron absorbé dans un noyau fissile ne provoque pas nécessairement une fission de celui-ci. Pour l'U235 par exemple qui absorbe un neutron lent, la probabilité d'une fission n'est que de 0,85, ce qui veut dire que dans 15 % des cas d'absorption de neutrons par l'U235 celui-ci conserve le neutron (et forme ainsi l'isotope supérieur, l'U236). C'est pourquoi le pouvoir multiplicateur des neutrons par la fission se caractérise le plus souvent par le paramètre que l'on appelle le **facteur de reproduction des neutrons, noté η** qui est tout simplement le nombre moyen de neutrons émis par fission, ν , multiplié par la probabilité que se produise cette fission une fois le neutron absorbé dans le noyau. Dans le cas présent on a donc $\eta = 2,44 * 0,85 = 2,07$ ce qui laisse une marge de 1,07 neutrons de perte possible. L'origine des pertes est constituée d'une part par la **fuite de neutrons** à l'extérieur du cœur du réacteur (que l'on minimise à l'aide de réflecteurs de neutrons entourant le cœur) et d'autre part par les **captures de neutrons** dans les noyaux atomiques autres que l'U235 que l'on peut regrouper en 5 catégories : modérateur (eau), éléments de structure (essentiellement les aciers des assemblages combustibles), produits de fission (notamment le xénon-135), absorbant situés dans les barres de contrôle et enfin capture par l'U238.

En fait, cette dernière perte est loin d'être totalement stérile comparée aux autres pertes, car la **capture d'un neutron par l'U238 donne naissance** à un nouvel élément artificiel le **PLUTONIUM 239** (Pu239) qui lui **est fissile au même titre que l'U235**. C'est en quelque sorte comme un « carburant de synthèse » pour l'énergie nucléaire. D'où le nom de **noyau « fertile »** donné à l'U238, et d'une façon plus générale à un noyau qui donne naissance à un noyau fissile après avoir absorbé un neutron (comme thorium-232 qui donne de l'uranium-233).

Quel est le bilan de tout cela dans un RNL ?

Pour fixer les idées on peut retenir les ordres de grandeur suivants pour un combustible « neuf » de réacteur à eau pressurisée : un peu plus de 60 % des neutrons de fission sont absorbés dans l'U235 et environ un tiers dans l'U238 pour produire du plutonium tandis que près de 5 % sont perdus dans les captures stériles de l'eau. Au cours de l'irradiation du combustible dans le cœur du réacteur, les fissions du plutonium qui se forme progressivement remplacent en partie celles de l'U235 (dont la concentration diminue) tandis que les produits de fission qui s'accumulent finissent par capturer de façon stérile une partie significative des neutrons, pouvant atteindre ou même dépasser les 20 % des neutrons de fission disponibles.

Il est intéressant d'examiner comment se traduit ce bilan neutronique des réacteurs à eau légère au niveau d'un parc nucléaire. Indiquons d'abord qu'il faut fissionner environ **50 tonnes de noyaux**

atomiques fissiles pour produire **400 TWh** d'électricité d'origine nucléaire⁵, ce qui correspond en moyenne à la production annuelle d'électricité d'origine nucléaire en France (et ce qui, au passage, produit 50 tonnes de produits de fission radioactifs qui constituent l'essentiel des fameux « déchets nucléaires » de haute activité). Sur ces 50 tonnes, un peu plus de la moitié seulement proviennent directement des fissions de l'U235 (26 tonnes). Le reste provient essentiellement des fissions du plutonium (Pu239 et Pu241) formé in situ, qui comptent pour environ 40 % du total des fissions, soit 20 tonnes. Le reliquat, un peu moins de 4 tonnes (3,8 exactement) des fissions résulte des fissions de l'U238 par les neutrons rapides. Notons au passage que la quantité totale de Plutonium formée in situ est de 30 tonnes et qu'il reste donc une dizaine de tonnes de plutonium dans les combustibles usés (qui peut être recyclé dans du combustible MOX).

Cela étant, la quantité d'uranium naturel qu'il a fallu utiliser pour fabriquer le combustible à uranium enrichi permettant de produire cette quantité d'électricité est d'environ 8700 tonnes. Les chiffres que l'on vient d'indiquer montrent donc que l'on n'utilise que 0.34 % de cet uranium (26 tonnes d'U235 + 3.6 tonnes d'U238) pour produire de l'énergie, auxquels on peut ajouter les 20 tonnes de plutonium formés in situ, soit 0,3 %.

Au final on utilise que **0.6 % de l'uranium extrait du sol pour faire de l'électricité !**

C'est un bien piètre rendement d'utilisation d'une ressource naturelle dont les quantités économiquement récupérables sont évidemment limitées. Plusieurs pistes ont été explorées pour essayer d'améliorer ce taux d'utilisation. On en trouvera une liste détaillée dans l'article que nous avons publié dans la Revue Générale Nucléaire en 2010 (N°5), intitulé « Optimisation de l'utilisation des ressources dans les réacteurs à eau légère ». Mais cette analyse montre que l'on ne change pas fondamentalement cet ordre de grandeur, même en mettant en œuvre plusieurs de ces moyens en parallèle. Notons au passage que l'un de ces moyens peut être de multi-recycler le plutonium en RNL, mais c'est une solution coûteuse et peu performante en termes d'économie d'uranium (10 % au maximum) qui présente en outre l'inconvénient de générer nettement plus d'actinides mineurs et de dégrader la qualité isotopique du plutonium, déjà altérée par un mono-recyclage (combustible MOX actuel), ce qui pénalise son utilisation future dans des RNR.

Une seule voie peut permettre de modifier radicalement cette situation : **la régénération**

3 - Le secret de la régénération : pourquoi faut-il des neutrons « rapides » ?

L'idée de base est de mettre à profit la possibilité de **créer de la matière fissile artificielle, le plutonium, dans un réacteur nucléaire en quantité supérieure à celle que l'on consomme en fonctionnement**. Autrement dit, et pour reprendre l'analogie avec une voiture à moteur thermique, il s'agit de trouver un moteur permettant de fabriquer autant ou même plus d'essence que l'on en consomme en roulant ! Nous allons voir que cette prouesse est parfaitement réalisable et qu'elle a même été mise en œuvre à une échelle industrielle dans des réacteurs régénérateurs (on y reviendra dans la deuxième partie de cette fiche).

L'élément fondamental de la régénération est que **le nombre moyen de neutrons émis pour un neutron absorbé dans le noyau fissile** (caractérisé par le facteur de reproduction η comme on l'a vu au point 2) **est nettement supérieur pour le Pu239 absorbant des neutrons rapides que pour l'U235 absorbant des neutrons lents**. Il vaut **2,33 pour le Pu239** (pour les neutrons rapides) contre seulement **2,07 pour l'U235** (pour les neutrons lents) et il devient même inférieur à 2 ($\eta = 1,88$) pour les neutrons

⁵ Ce calcul est assez simple à faire. Il suffit en effet de partir de l'énergie produite par une fission qui est de 201,7 Mev, soit $3,23 \cdot 10^{-11}$ joules pour un noyau d'U235, dont la masse est de $3,9 \cdot 10^{-22}$ grammes. Il ne faut cependant pas oublier de prendre en compte le rendement électrique qui pour un REP est de 0,35, et il ne faut pas non plus se tromper dans les zéros !

rapides (inversement il vaut plus que 2,11 pour le Pu239 avec des neutrons lents). Or pour espérer produire plus de plutonium que l'on en consomme il faut que η dépasse nettement la valeur 2. En effet, sur les η neutrons disponibles après absorption d'un neutron le noyau fissile, il faut en réserver un pour être absorbé dans un autre noyau fissile (afin d'entretenir une réaction en chaîne) et un autre pour être absorbé dans le noyau fertile (U238) et ainsi donner naissance à un nouveau noyau fissile (Pu239). Comme une fraction des neutrons issus des fissions est inévitablement perdue par captures stériles ou par des fuites à l'extérieur du cœur du réacteur, il faut que η **dépasse nettement la valeur 2**. Pour l'**U235**, l'**écart de η par rapport à 2** pour les neutrons lents est **beaucoup trop faible** (0.07) pour espérer atteindre la régénération alors que pour le **Pu239** avec des neutrons rapides **il est suffisant** (0.33).

Tel est le secret des RNR.

Au-delà de cette propriété déterminante du Pu239 en neutrons rapides pour la régénération une autre caractéristique physique vient favoriser encore cette régénération. Il s'agit de la réduction des pertes stériles de neutrons dans les captures des autres noyaux qui constituent le combustible et les structures du cœur car les captures des noyaux atomiques sont toujours plus faibles pour des neutrons rapides que pour des neutrons lents. C'est en particulier le cas des captures parasites des produits de fission, notamment celles du Xe135 ou le Sm149, dont les captures totales sont réduites d'un facteur 4. Par ailleurs, les captures stériles dans le modérateur n'existent évidemment plus dans les RNR. Notons également que la réactivité au cours d'un cycle diminue beaucoup moins vite dans un RNR que dans un RNL du fait même des moindres captures dans les produits de fission qui s'accumulent mais aussi grâce à la formation plus importante de nouveaux noyaux fissiles dans un RNR que dans un RNL. Or, les variations de la réactivité du combustible au cours de son évolution en réacteur sont toujours contrôlées par une variation d'absorption de neutrons dans des corps neutrophages plus ou moins insérés dans le cœur du réacteur (bore par exemple), ce qui conduit à une perte plus importante de neutrons dans les RNL que dans les RNR. Ajoutons à cela que des noyaux lourds isotopes qui ne sont pas fissiles avec des neutrons lents, le deviennent avec des neutrons rapides. C'est le cas notamment de l'U238 mais aussi de deux isotopes du plutonium que sont le Pu240 et le Pu242. Notons enfin que les fuites de neutrons hors du cœur d'un RNR sont plus importantes que dans un RNL mais que cette pénalité est compensée par le fait que des « couvertures » constituées de noyaux fertiles (U238) sont placées autour du cœur pour absorber ces neutrons qui fuient hors du cœur fissile et qui « fabriquent » ainsi des noyaux fissiles (Pu239).

Avant de conclure il importe de préciser deux notions dont il est utile de se souvenir lorsque l'on examine le potentiel de régénération des RNR.

La première concerne la prise en compte de la composition isotopique du plutonium qui peut être très différente selon l'origine du plutonium chargé en réacteur ou selon les zones du réacteur dans lesquelles le plutonium est formé. C'est par exemple le cas du plutonium formé dans les couvertures des RNR qui est très riche en Pu239 (plus de 90 %) comparé à celui qui est formé au sein du cœur actif, tous les deux devant être évidemment recyclés régulièrement. Chacun de ces isotopes (essentiellement Pu239, Pu240, Pu241, Pu2342) possède en effet des caractéristiques neutroniques très différentes, notamment vis-à-vis de leur aptitude plus ou moins grande à subir la fission, lesquelles varient en outre beaucoup selon la vitesse des neutrons qui provoquent la fission. Ce problème est assez complexe à résoudre et il nécessite des calculs neutroniques assez sophistiqués qu'il n'est pas utile de décrire ici. On se contentera simplement d'indiquer que la solution passe par l'introduction de la notion de « plutonium 239 équivalent » (Pu239éq), qui, comme son nom l'indique, permet de quantifier la qualité du plutonium pour différentes situations à traiter.

La deuxième notion qu'il faut connaître est celle de **gain de régénération, GR**. C'est simplement l'excédent net de Pu239éq créé rapporté à une fission dans tout le réacteur (ou à l'énergie produite

par le réacteur pendant un temps donné). Bien évidemment, ce gain est nul en cas de simple isogénération c'est-à-dire si un réacteur fabrique juste autant de matière fissile qu'il en consomme pour s'autoalimenter. Une notion dérivée de ce GR, plus « parlante », est celle de **temps de doublement linéaire, TDL**, qui tient compte du rythme auquel le plutonium produit en excès dans un RNR peut être recyclé, compte tenu des masses immobilisées en dehors du réacteur aux différentes étapes du cycle hors réacteur : refroidissement, traitement des combustibles usés, fabrication de nouveaux combustibles à partir du plutonium récupéré par ce traitement. Le TDL est le délai au terme duquel un RNR a produit une quantité suffisante de Pu239éq pour pouvoir démarrer un nouveau RNR de même puissance. A titre d'exemple, on peut prendre les valeurs (arrondies) du réacteur **Superphénix** exprimées en masse de Pu239éq : 200 kg formés par an (+ 330 dans les couvertures et - 130 dans le cœur actif), 4800 kg dans le cœur actif, ce qui fait en gros (par un calcul simple) un **TD de 37 ans** en supposant une durée de recyclage du plutonium de 2 ans et une longueur de cycle dans le cœur de 3 ans. Notons au passage que l'on peut définir également un « temps de doublement composé », TDC, applicable à un parc constitué de plusieurs RNR, et qui est égal à 0,7 TDC.

En résumé, un réacteur régénérateur permet de fabriquer autant (préfixe « iso ») ou même plus (préfixe « sur ») de noyaux fissiles qu'il n'en consomme pour fonctionner. Ce processus n'est réalisable qu'avec des réacteurs à neutrons rapides utilisant du plutonium comme combustible⁶.

4 – La genèse des idées⁷

Le concept de régénération est loin d'être nouveau puisqu'il a été imaginé pour la première fois en **avril 1944** par le génial physicien Enrico Fermi qui était membre de la petite équipe d'une dizaine de pionniers du projet Manhattan (dont 3 prix Nobels), chargée de réfléchir aux différents concepts de réacteurs nucléaires producteurs d'énergie et aux applications civiles possibles de l'énergie nucléaire⁸. En fait, Fermi a émis à l'époque l'idée d'un réacteur nucléaire qu'il a nommé « The Mother Plant » destiné à fabriquer du Pu239 pour servir de matière fissile à d'autres réacteurs. L'une des options qu'il avait évoquées alors pour la conception d'un tel réacteur est celle de se servir uniquement de neutrons rapides pour entretenir la réaction en chaîne. Mais c'est le physicien Léo Szilard, très inventif, qui a développé encore plus cette idée et proposé explicitement le sodium liquide comme fluide caloporteur pour ces réacteurs. Quelle intuition ! Il a énoncé également qu'un tel réacteur pourrait même produire plus de plutonium que la quantité investie au départ pour le faire fonctionner : c'est le principe même de la surgénération (dénommée « Breeding » en anglais). Ajoutons qu' Enrico Fermi déclara juste après la fin de la guerre, en 1945 « *The country which first develops a breeder will have a great competitive advantage in atomic energy* ». Notons au passage que Fermi et Szilard ont été les deux co-auteurs du premier brevet fondateur sur la théorie et la conception de réacteurs nucléaires à usages civils, déposé le 19 décembre 1944⁹.

Dans le sillage de ces premiers travaux sur les RNR, la Commission de l'Énergie Atomique américaine (AEC) autorise officiellement le 9 novembre 1947 le Laboratoire National d'Argonne (ANL) à concevoir

⁶ Toutefois on peut envisager un tel processus dans des RNL en utilisant un combustible formé d'un mélange de thorium (fertile) et d'U233 (fissile) car pour les neutrons lents, l'U233 se caractérise par une valeur de η comparable à celle du Pu239 pour les neutrons rapides : 2,30 comparé à 2,33. Signalons simplement ici que les performances de régénération d'un cycle au thorium en RNL sont nettement moins bonnes que celles d'un cycle uranium en RNR (à cause d'un bilan neutronique plus tendu) et que de toutes façons, un tel cycle ne permet pas des économies substantielles d'uranium naturel étant donné la très longue période de mise à l'équilibre pendant laquelle il faut alimenter les réacteurs avec de l'uranium enrichi (ou du plutonium produit par des cycles uranium).

⁷ Le lecteur intéressé par cette histoire en trouvera un résumé au chapitre 14.1 (page 530 et suivantes) de notre livre « Histoire et techniques des réacteurs nucléaires et de leurs combustibles » publié en 2016 chez EDP-Sciences

⁸ On a pu se procurer le compte rendu de la réunion du 26 avril 1944 au cours de laquelle Fermi a présenté ce concept qu'il a appelé « Mother plant ». Il est reproduit en annexe IX de notre livre « histoire et techniques des réacteurs nucléaires et de leurs combustibles ». publié en 2016 chez EDP-sciences. Onze autres scientifiques de très haut niveau participèrent à cette réunion, dont le futur prix Nobel Eugène Wigner (1963).

⁹ "Neutronic reactor"- US Patent 2,708,656 - December 1944 - Enrico FERMI & LEO SZILARD.

et à construire un premier RNR. La construction de ce premier prototype de RNR (qui fut également le premier réacteur nucléaire « civil ») est décidée en 1949 et il sera implanté sur le nouveau site nucléaire d'Idaho, ouvert cette même année¹⁰. Il s'agissait d'un réacteur expérimental de puissance 1,4 MWth conçu pour produire de l'électricité. Il fut nommé EBR-1, pour « Experimental Breeder Reactor » N° 1. Le cœur du réacteur était constitué d'une zone centrale contenant le combustible en **uranium hautement enrichi**, entourée par une couverture interne peu épaisse en uranium naturel (Unat) et d'une deuxième couverture plus épaisse, également en Unat, disposée à l'extérieur de la cuve mais en partie amovible verticalement pour servir de moyen de contrôle de la réaction en chaîne. Le réacteur comprenait un circuit primaire complet véhiculant le fluide caloporteur qui était un eutectique sodium-potassium (NaK), avec des échangeurs permettant de produire de la vapeur dirigée vers un turbo générateur d'électricité.

EBR-1 est donc le **premier réacteur nucléaire au monde qui produit de l'électricité** (en très faible quantité il est vrai). Et **c'était un RNR** ! C'est aujourd'hui un musée.

La divergence du réacteur (criticité) eu lieu le 24 août 1951. Il ne sera définitivement arrêté qu'en 1964, après avoir engrangé une moisson de résultats très utiles, tant sur le plan technologique que sur le plan de la physique des cœurs de RNR. À cet égard, il a permis notamment de **démontrer en 1953 la possibilité d'atteindre la régénération** dans ce type de réacteur. EBR-1 symbolise donc sans aucun doute la naissance d'une nouvelle filière de réacteurs qui va peu à peu se développer dans quelques-uns des grands pays décidés à s'investir dans l'énergie nucléaire.

¹⁰ Pas moins de 52 réacteurs nucléaires expérimentaux et prototypes seront construits sur ce site (INL). Il en reste aujourd'hui un seul en exploitation : l'ATR (Advanced Test Reactor). Mais il est intéressant de noter que la construction d'un nouveau projet de RNR expérimental au sodium de 300 MWth avec un combustible métallique U-Pu-Zr, baptisé « Versatile Test Reactor » (VTR) est prévue sur ce site en 2026.