



INSTITUT DE FRANCE  
Académie des sciences

# CONSIDÉRATIONS SUR L'ÉLECTRONUCLÉAIRE ACTUEL ET FUTUR

Rapport de l'Académie des sciences – 14 juin 2021



# Considérations sur l'électronucléaire actuel et futur

Ces dernières années, l'Académie des sciences a apporté à plusieurs reprises, par l'intermédiaire de son Comité de prospective en énergie, une contribution à la réflexion sur la transition énergétique et plus particulièrement sur la Programmation pluriannuelle de l'énergie.

Le document qui suit, destiné à faire le point sur l'énergie électronucléaire, est constitué de deux textes complémentaires :

- le premier, *Considérations sur les systèmes électrogènes et le système électronucléaire*, décrit les besoins en énergie auxquels l'humanité continuera à faire face, les différents systèmes de production susceptibles de les satisfaire, et, s'agissant des besoins en électricité, détaille les caractéristiques de la filière électronucléaire, telle qu'elle a été développée en France depuis 50 ans ;
- le second, *Considérations sur les réacteurs nucléaires du futur*, décrit les possibilités offertes par les réacteurs à neutrons rapides, dits « de génération IV », qui présentent des atouts incontestables en termes de gestion des matières fissiles. Il décrit également la filière encore expérimentale des réacteurs à combustibles liquides.

# Sommaire

Considérations sur les systèmes électrogènes et le système électronucléaire .....	p. 3
1 - Introduction .....	p. 5
1.1 - Besoins en énergie .....	p. 5
1.2 - Besoins en énergie électrique .....	p. 5
1.3 - Contraintes sur les ressources naturelles pour produire de l'électricité .....	p. 6
1.4 - Choix stratégiques de filières pour limiter les émissions de CO <sub>2</sub> .....	p. 6
2 - Production d'énergie à partir de combustibles .....	p. 7
2.1 - Combustibles fossiles .....	p. 8
2.2 - Combustibles nucléaires .....	p. 9
2.2.1 - Types de combustibles pour réacteurs électronucléaires .....	p. 9
2.2.2 - Types de réacteurs, combustibles associés et cycles du combustible .....	p. 10
3 - Production d'énergie électrique à partir de combustibles .....	p. 11
3.1 - Filières avec du combustible fossile .....	p. 12
3.2 - Filières avec du combustible nucléaire .....	p. 12
3.2.1 - Cas d'un réacteur REP alimenté avec du combustible UOX à 3-4 % en <sup>235</sup> U ..	p. 12
3.2.2 - Cas d'un réacteur REP alimenté avec du combustible MOX à 7 % en Pu ....	p. 14
4 - Production d'énergie électrique sans combustible .....	p. 15
4.1 - Éolien .....	p. 15
4.2 - Photovoltaïque .....	p. 15
5 - Comparaison des systèmes électrogènes en termes de capacités, de besoins en ...	p. 15
combustibles et de matériaux de construction	
5.1 - Capacités et combustible .....	p. 15
5.2 - Matériaux .....	p. 17
6 - Impacts environnementaux .....	p. 18
6.1 - Impacts radiologiques .....	p. 18
6.2 - Impacts non radiologiques .....	p. 19
6.3 - Gestion des déchets radioactifs .....	p. 20
7 - Comparaison des impacts environnementaux des systèmes électrogènes .....	p. 20
8 - Conclusion générale .....	p. 21
Annexe : Gestion des déchets radioactifs .....	p. 23
Généralités .....	p. 23
Principes de la gestion des déchets radioactifs .....	p. 23
Stratégies de gestion des déchets radioactifs .....	p. 24
Cadre général pour la gestion des déchets radioactifs .....	p. 25
Le cadre français de la gestion des déchets radioactifs .....	p. 25
Déchets français de moyenne activité à vie longue (MAVL) et de haute activité .....	p. 26
à vie longue (HAVL)	
Références bibliographiques .....	p. 29

Considérations sur les réacteurs nucléaires du futur .....	p. 31
1 – Préambule .....	p. 33
2 - Réacteurs à combustibles solides .....	p. 35
2.1 - Rappel sur l'utilisation actuelle de l'uranium dans les réacteurs à neutrons thermiques (RNT) .....	p. 35
2.2 – Réacteurs à neutrons rapides .....	p. 37
2.2.1 – Avantages des RNR-Na .....	p. 37
2.2.2 – Contraintes .....	p. 39
2.3 – Retour d'expériences des RNR .....	p. 40
2.3.1 – Niveau international .....	p. 40
2.3.2 – Cas de la France .....	p. 41
2.4 – Quel avenir pour les RNR .....	p. 42
2.4.1 – International .....	p. 42
2.4.2 – Cas de la France .....	p. 42
2.5 – Conclusion .....	p. 43
3 - Réacteurs à combustible liquide (sels fondus) .....	p. 44
3.1 - Bref historique .....	p. 44
3.2 - Avantages des réacteurs à sels fondus .....	p. 45
3.3 - Défis à relever et études à mener .....	p. 46
3.4 - Quel avenir pour les RSF au niveau mondial .....	p. 47
3.5 - Le projet de réacteurs à sels fondus et à neutrons rapides conçu par le CNRS ..	p. 48
3.6 – Perspectives d'utilisation des RNR à sels fondus en France .....	p. 50
4 - Conclusion générale .....	p. 51
Références bibliographiques .....	p. 52
Composition du comité prospective en énergie de l'Académie des sciences .....	p. 53

# Considérations sur les systèmes électrogènes et le système électronucléaire

## **Comité prospective en énergie**

Principaux rédacteurs :

Robert Guillaumont

Jean-Pierre Demailly

Jean-Claude Duplessy

Sébastien Candé

Marc Fontecave

Ce document aborde, de façon simplifiée, quelques considérations générales sur la production massive d'énergie électrique. Elles sous-tendent les choix stratégiques entre utilisation de ressources fossiles et de ressources renouvelables. Elles ne portent que sur les aspects scientifiques. L'accent est mis sur l'utilisation de l'énergie nucléaire de fission dans les réacteurs à neutrons thermiques, réacteurs dominant aujourd'hui l'électronucléaire mondial.

## 1 - Introduction

### 1.1 - Besoins en énergie

L'énergie est essentielle pour la prospérité de l'humanité. Sans accès pérenne aux sources d'énergie, pas de progrès dans l'amélioration de nos conditions de vie quotidienne, économique et sociale : nourriture, eau potable, santé et hygiène, éducation, communication, mobilité, ...

Les besoins accrus en biens de toute nature des pays en voie de développement, tout comme les besoins accrus de recyclage de ces biens dans les pays développés, même si des politiques de sobriété sont mises en place, nécessiteront de disposer de davantage d'énergie et de multiplier leurs sources. Au contraire, la régression de ces approvisionnements pourrait mener à un effondrement économique et un dérèglement social majeur. La capacité globale de production d'un pays, mesurée par son PIB, est proportionnelle à sa consommation en énergie. La part d'énergie qu'elle peut produire sur ses propres ressources mesure son indépendance énergétique.

### 1.2 - Besoins en énergie électrique

Produire de l'énergie nécessite d'utiliser de nombreuses ressources naturelles en puisant dans des stocks - gisements de matières premières (composés organiques fossiles, minerais de divers métaux, ...) - ou dans des flux résultant soit de l'énergie émise par le Soleil, soit de l'activité de la planète : flux matériels (vents, courants marins, chutes d'eau, biomasse), flux de chaleur (géothermie) et flux de lumière (rayonnement solaire).

En même temps, la lutte contre le réchauffement climatique, dont l'urgence est reconnue avec acuité, réclame de se tourner vers des sources d'énergie décarbonée. Le critère majeur limitant les activités humaines est désormais d'éviter la production massive de CO<sub>2</sub> et plus généralement de gaz à effet de serre.

Mettre à disposition de l'énergie pour tous, à tout instant, nécessite un accès facile aux sources d'énergie par des réseaux de transport et de distribution étendus, tout en maintenant des prix abordables.

L'énergie électrique du futur est manifestement celle qui peut être produite massivement sans émission de CO<sub>2</sub>, distribuée facilement à tous les niveaux de puissance et à des prix concurrentiels.

La demande en énergie électrique est, selon toute vraisemblance, appelée à augmenter pour suivre les demandes individuelles et industrielles d'électrification pour les transports des personnes et des marchandises, le chauffage des bâtiments, le développement de l'informatique et de la numérisation, et ne serait-ce que pour compenser l'augmentation de la part des énergies renouvelables intermittentes. Cette augmentation de la demande en énergie est dramatiquement sous-estimée par les médias et les décideurs qui attendent d'une société basée sur des économies d'énergie la stabilisation de la demande. Enfin il faudra beaucoup

d'électricité pour donner naissance à une économie fondée sur une utilisation de grande ampleur de l'hydrogène produit par électrolyse de l'eau. Cette dernière voie fait l'objet de nombreuses études technico-économiques.

### **1.3 - Contraintes sur les ressources naturelles pour produire de l'électricité**

Les stocks de matières premières organiques et minérales qui se sont accumulés au cours des ères géologiques sont considérables, mais de toute façon limités. Les quantités accessibles dépendent du prix consenti pour les extraire de la géosphère, des océans ou de l'atmosphère. La limite extrême est que l'énergie dépensée pour leur extraction soit sensiblement inférieure à l'énergie qu'on peut produire en les utilisant. Tout ceci est bien documenté.

Les flux naturels (hydraulique, vent, solaire, marée, géothermie ...) sont également considérables et peuvent même sembler illimités. Cependant, les dispositifs ou les matériaux utilisés pour capter et exploiter leur énergie ne le sont pas, et, indirectement, l'énergie que l'on peut en tirer est de fait limitée, même si une partie des matériaux peut être recyclée, au prix d'ailleurs d'une dépense supplémentaire d'énergie.

À ce propos, le rapport Meadows (plus connu sous l'appellation : « Rapport du Club de Rome ») soulignait déjà en 1972, les « limites à la croissance », et montrait des limites de la planète, par exemple sur le plan des ressources fossiles organiques et minérales ou des espaces requis par la production alimentaire, eu égard à la démographie.

Aux contraintes économiques pour l'accessibilité aux ressources, pour la construction des installations productrices d'énergie, leur exploitation, leur démantèlement, et à la contrainte majeure de limitation des émissions de CO<sub>2</sub> dans l'atmosphère s'ajoutent d'autres contraintes environnementales locales comme la lutte contre la pollution et la production et gestion de déchets.

Enfin, la géopolitique est omniprésente pour l'accès aux ressources, même si on utilise le vent et le rayonnement solaire car, pour en capter l'énergie, il faut souvent importer de grandes quantités de matériaux et de métaux, quand ces derniers sont indisponibles sur le territoire national.

### **1.4 - Choix stratégiques de filières pour limiter les émissions de CO<sub>2</sub>**

Pour mettre en place des stratégies énergétiques, il faut donc faire des choix au regard des ressources et des conséquences de leur mise en œuvre sur l'environnement et l'économie. Les décisions à prendre engagent une R&D sur le moyen et le long terme et nécessitent ensuite d'importants efforts technologiques pour leur industrialisation.

C'est pourquoi ces choix devraient être fondés de manière rationnelle sur la base d'une analyse prenant en compte tous les facteurs scientifiques, technologiques et économiques, non biaisés par des considérations idéologiques. L'analyse des cycles de vie devrait jouer un rôle majeur car elle permet de comparer les sources d'énergie et de cerner leurs capacités à répondre aux grands enjeux actuels.

Ces choix doivent par ailleurs être compris par un large public, à partir de données quantitatives cohérentes et illustratives. Le défi dans ce domaine est considérable car les facteurs sont multiples, les contraintes sont très variées et l'évaluation reste malgré tout très technique.

Ce qui suit est principalement développé sur le plan scientifique. Les données sont des ordres de grandeurs.

Plus des trois-quarts de l'énergie consommée dans le monde provient de la combustion de charbon et d'hydrocarbures liquides ou gazeux. Le complément est de l'énergie provenant de la combustion du bois et de la transformation de la biomasse, de l'éolien, du photovoltaïque, de l'hydraulique (énergies dites renouvelables) et de l'énergie provenant de l'électronucléaire (classée non renouvelable).

Dans le contexte politique français et européen tendant à diminuer l'électronucléaire, voire appelant à sa disparition, et alors que d'autres pays misent sur lui pour augmenter leur capacité de production électrique décarbonée, une attention spécifique est portée dans ce document sur l'énergie nucléaire, en particulier sur les combustibles et technologies nucléaires, clés des performances des réacteurs actuels et futurs.

## 2 - Production d'énergie à partir de combustibles

Un combustible organique, dit « fossile », est préparé à partir des hydrocarbures, charbon et gaz naturel essentiellement composés d'éléments légers : carbone et hydrogène. Il existe aussi des combustibles organiques non fossiles préparés à partir de la biomasse.

Un « combustible nucléaire » est préparé à partir d'éléments lourds naturels, uranium et thorium, mais aussi d'éléments lourds artificiels comme le plutonium.

L'énergie produite par la combustion des combustibles fossiles provient de l'énergie de liaison entre les atomes (de l'ordre de l'électronvolt) lors leur réarrangement au cours des réactions chimiques accompagnant la combustion. L'énergie nucléaire produite dans les « combustibles nucléaires » provient de l'énergie de liaison des constituants des noyaux atomiques (de l'ordre du million d'électronvolt) lors de leur réarrangement au cours de réactions nucléaires de fission ou de fusion des noyaux.

La fission concerne les noyaux lourds, ils se scindent en plusieurs fragments sous l'action de neutrons thermiques ou rapides. Les neutrons rapides d'énergie cinétique élevée sont directement issus de la fission, ils deviennent thermiques après ralentissement dans un modérateur tel que l'eau ou le graphite. Leur énergie cinétique est alors celle de l'agitation thermique. La fusion concerne les noyaux légers, tels que l'hydrogène et ses isotopes deutérium et tritium.

La libération de l'énergie nucléaire de fission est actuellement bien maîtrisée dans les réacteurs nucléaires, où un strict équilibre entre les neutrons produits et consommés est maintenu. Le contrôle de l'énergie nucléaire de fusion est à l'étude dans plusieurs pays. À cet égard, l'installation internationale expérimentale Iter est en construction en France.

La combustion chimique nécessite un comburant : l'oxygène. La fission nucléaire nécessite des neutrons. En quelque sorte, les neutrons jouent le rôle du comburant de la combustion classique. Le terme de « combustible nucléaire » n'est pas vraiment approprié, puisqu'il n'y a ni oxydation ni production de flamme ou d'étincelles, mais il est couramment utilisé. On devrait utiliser le terme « combustible fissile » pour le distinguer du combustible courant. Dans ce qui suit, on se conforme à l'usage.

La fission d'un noyau lourd donne des millions de fois plus d'énergie que la transformation d'un atome de carbone en  $\text{CO}_2$  lors de la combustion. On dit, par analogie avec la combustion chimique de la matière carbonée, que le combustible nucléaire « brûle » quand il produit de

l'énergie par fission sans production de CO<sub>2</sub>, mais les processus mis en jeu sont complètement différents.

Lors de sa combustion, un combustible fossile disparaît en se transformant en espèces chimiques stables et, lorsque la combustion est complète, les produits issus de la réaction n'ont plus aucun potentiel énergétique.

Un combustible nucléaire ne disparaît pas quand il brûle, il se transforme. Cette transformation conduit d'une part à la création de nouvelle matière fissile, notamment du plutonium, et d'autre part à la production de produits de fission et d'éléments dits « actinides mineurs ». La masse totale des produits issus de toutes les réactions nucléaires est voisine de la masse initiale du combustible.

L'accumulation des produits de fission conduit, pour des raisons de sûreté des réacteurs nucléaires, à décharger le combustible avant que la matière fissile initiale soit totalement consommée. Un tel combustible nucléaire « brûlé », c'est-à-dire déchargé d'un réacteur, a encore un potentiel énergétique puisqu'il contient une partie de la matière fissile initiale et celle qui y a été créée. Sa composition chimique a changé. La composition de la matière fissile a aussi changé. L'utilisation de la matière fissile qu'il contient nécessite un traitement chimique pour la récupérer. C'est ce qu'on appelle le « retraitement », réalisé en France dans les installations de La Hague.

Par ailleurs, au fur et à mesure qu'il brûle, un combustible nucléaire devient de plus en plus radioactif, jusqu'à atteindre une activité massique à la limite de celle jamais manipulée par l'homme (TBq/g). Certains isotopes des produits de fission et les actinides mineurs ont des périodes radioactives très longues (centaines de milliers d'années), ce qui nécessite de les isoler de la biosphère lorsque le combustible utilisé est déchargé.

## 2.1 - Combustibles fossiles

Le recours historique aux combustibles fossiles pour produire de l'énergie sous forme de chaleur tient au fait qu'ils dérivent de ressources naturelles facilement accessibles à bon marché, mais surtout au fait que ce sont des combustibles ayant une densité massique en énergie élevée. Ceci explique leur usage quasi exclusif, notamment lorsqu'il faut embarquer le combustible ou le livrer à domicile.

D'ailleurs l'unité couramment utilisée pour faire des comparaisons entre les sources d'énergie est basée sur l'énergie dégagée par la combustion d'une tonne de « produit pétrolier » théorique, le tep (tonne équivalent pétrole).

On s'accorde sur la valeur 1 tep = 42 GJ. On peut aussi exprimer cette quantité en MWh. Pour cela, on note que 1 MWh = 3,6 GJ et on en déduit 1 tep = 11,63 MWh. Une tonne de charbon est équivalente à 0,4-0,7 tep (soit 4,66 à 8,16 MWh), selon sa qualité. Une tonne de gaz naturel (environ 1475 m<sup>3</sup>) est équivalente à 1,25 tep (soit 14,5 MWh).

Vu la diversité des combustibles tirés des ressources organiques fossiles ou de la biomasse, plusieurs filières existent : centrales thermiques à flamme alimentées au fioul ou au charbon, turbines à combustion alimentées au diesel ou au gaz naturel, centrales à cycle combiné alimentées au gaz naturel .... La puissance des unités de production d'électricité (rappelée par l'indice e) se situe dans une large gamme (de 10 kWe à 1 GWe) et elles peuvent fonctionner à la demande, en base (entre 6000 et 8000h/an), en suivi de charge (2000 à 6000 h/an) ou en pointe (jusqu'à 2000 h/an). Leur durée de vie est de 30 à 40 ans.

Aujourd'hui la production d'hydrogène, que l'on imagine comme un des vecteurs énergétiques de l'avenir, est à 96 % réalisée à partir de combustibles fossiles (par reformage du gaz naturel, par oxydation partielle du pétrole ou par gazéification du charbon). Cela entraîne, selon le procédé utilisé, l'émission de 8 à 13 tonnes de CO<sub>2</sub> par tonne d'hydrogène produit. Une tonne d'hydrogène (environ 11 000 m<sup>3</sup> à la pression atmosphérique) équivaut à 2,86 tep (soit 33,35 MWh). Seule l'utilisation d'hydrogène décarboné, issu d'une électrolyse de l'eau à partir d'électricité elle-même décarbonée, produit peu de CO<sub>2</sub>.

Il faut noter que la combustion de 1 tep de combustible fossile libère l'équivalent en CO<sub>2</sub> du contenu en carbone du combustible considéré, lequel dépend de sa composition. Cela conduit à des valeurs entre 2 et 5 tonnes par tep, de sorte que l'utilisation du vecteur hydrogène ne fait pratiquement rien gagner en bilan de gaz à effet de serre si l'hydrogène est produit par des combustibles fossiles.

## 2.2 - Combustibles nucléaires

Il n'existe que deux éléments naturels, l'uranium et le thorium, avec lesquels on peut faire du combustible nucléaire pour alimenter des réacteurs nucléaires. Dans ces réacteurs, l'énergie de fission est récupérée sous forme de chaleur.

L'uranium possède deux isotopes naturels faiblement radioactifs, à savoir <sup>235</sup>U (période de 0,704 milliard d'années) et <sup>238</sup>U (période de 4,47 milliards d'années), lequel constitue 99,27 % de l'uranium naturel contre 0,72 % seulement pour <sup>235</sup>U. L'isotope <sup>235</sup>U est beaucoup plus fissile par les neutrons thermiques ou rapides que ne l'est <sup>238</sup>U. L'isotope <sup>238</sup>U peut capturer un neutron thermique ou rapide et donner <sup>239</sup>U, émetteur β<sup>-</sup>, qui conduit par filiation à <sup>239</sup>Np, également émetteur β<sup>-</sup>. <sup>239</sup>Np donne <sup>239</sup>Pu. Cet isotope de plutonium a une très longue période (24 000 ans). Il est 50 fois plus fissile que <sup>235</sup>U : on dit que <sup>238</sup>U est fertile. Le processus nucléaire est en abrégé : <sup>238</sup>U(n,γ)<sup>239</sup>U, 2β<sup>-</sup>, <sup>239</sup>Pu.

L'uranium naturel peut être enrichi en <sup>235</sup>U. Le processus d'enrichissement consomme de l'énergie (variable selon la technologie) et produit en même temps de l'uranium appauvri en <sup>235</sup>U, uranium quasi pur en <sup>238</sup>U, qui est ainsi une réserve de matière fertile.

Le thorium est mono-isotopique (la période de <sup>232</sup>Th est de 14 milliards d'années). Il n'est pas facilement fissile par les neutrons mais il est fertile par capture neutronique. <sup>233</sup>Th, produit par cette capture est émetteur β<sup>-</sup> et donne lieu par deux filiations β<sup>-</sup> successives à l'accumulation de <sup>233</sup>U quasi stable (période radioactive de 1,6 10<sup>5</sup> ans). <sup>233</sup>U est aussi fissile que <sup>235</sup>U. Le processus est en abrégé : <sup>232</sup>Th(n,γ)<sup>233</sup>U, 2β<sup>-</sup>, <sup>233</sup>U.

### 2.2.1 - Types de combustibles pour réacteurs électronucléaires

Ces caractéristiques isotopiques fondamentales conduisent à 3 types de combustibles pour l'électronucléaire :

- à uranium seul, où l'énergie provient essentiellement de la fission de <sup>235</sup>U et de <sup>239</sup>Pu formé *in situ* à partir de <sup>238</sup>U quand le combustible « brûle ». La formation de plutonium est inéluctable dans un combustible nucléaire à uranium. Le combustible le plus utilisé dans les réacteurs électronucléaires est le combustible UOX, constitué d'oxyde d'uranium (d'où le nom) ;
- à uranium-plutonium, où l'énergie provient de la fission de <sup>239</sup>Pu, celui ajouté à l'uranium dans le combustible neuf et celui formé *in situ*. Le combustible le plus utilisé dans les

réacteurs électronucléaires est le combustible MOX, constitué d'un oxyde mixte d'uranium et de plutonium (d'où le nom) ;

- à thorium-uranium ou à thorium-plutonium, où l'énergie provient de la fission des isotopes d'uranium ajoutés ( $^{235}\text{U}$  ou  $^{233}\text{U}$ ) ou de  $^{239}\text{Pu}$  ajouté au thorium dans le combustible neuf et des isotopes fissiles formés *in situ*. Ces combustibles ne sont pas encore, ou très peu, utilisés dans l'électronucléaire. Quand ils le sont, ils sont de type MOX.

C'est l'uranium qui fournit aujourd'hui de loin la plus grande part du combustible utilisé dans les réacteurs industriels électrogènes. Le thorium a été écarté pour des raisons historiques, mais

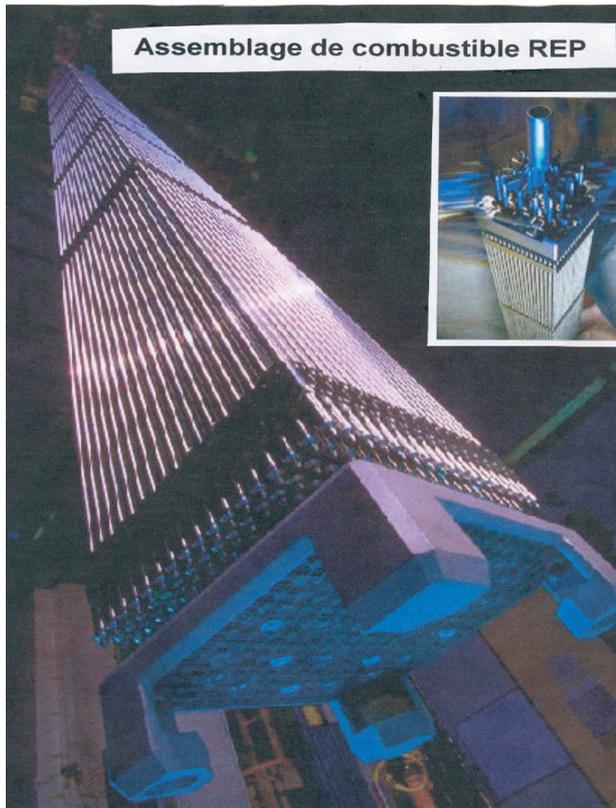


Figure 1 - Assemblage de combustible REP de 900 MWe.

aussi parce qu'il se prête plus difficilement que l'uranium à sa mise en œuvre sous forme de combustible solide. Plusieurs voies d'exploitation peuvent être envisagées. L'une d'elles laisse apparaître la possibilité d'utiliser un combustible nucléaire liquide.

L'élément manipulable du combustible nucléaire dans l'exploitation des réacteurs de puissance est l'assemblage de ce combustible (quelques centaines de kilogrammes). Il est généralement constitué de plusieurs centaines de crayons, gaines étanches (dont le diamètre est de l'ordre du centimètre et la longueur de plusieurs mètres) renfermant des pastilles d'oxydes UOX ou MOX (centimétriques). Les gaines assurent le confinement de la radioactivité. La nature des gaines et la microstructure des oxydes sont des éléments primordiaux dans la quantité d'énergie que l'on peut tirer d'un combustible nucléaire et dans la façon de le mettre en œuvre.

### 2.2.2 – Types de réacteurs, combustibles associés et cycles du combustible

L'utilisation des combustibles UOX et MOX conduit à deux stratégies énergétiques extrêmes. Dans la première, le combustible UOX est utilisé une seule fois. Le cycle du combustible nucléaire est dit « ouvert ». Dans la seconde, le combustible MOX à uranium (ou thorium), préparé à partir du combustible UOX usé, est multirecyclé pour utiliser la matière fissile qu'il contient :  $^{239}\text{Pu}$  (ou  $^{233}\text{U}$ ). Le cycle du combustible est dit « fermé ».

Une troisième stratégie hybride consiste à monorecycler la matière fissile du combustible UOX. Le cycle est dit « semi-fermé ». C'est la stratégie de la France.

Les principales filières actuellement mises en œuvre sont :

- *La filière des réacteurs à neutrons thermiques (RNT)*. Les neutrons rapides de fission sont ralentis par un modérateur et refroidis par l'eau. Ce sont essentiellement  $^{235}\text{U}$  et  $^{239}\text{Pu}$  qui fissionnent.

La majorité des réacteurs est à eau pressurisée (REP) ou bouillante (REB). Dans les deux

cas, le modérateur est l'eau. Ils sont alimentés avec du combustible UOX à uranium faiblement enrichi à 3-4 % (modèles Westinghouse et VVER Russes). Les réacteurs RMBK Russes (uranium enrichi à 2 %) sont modérés au graphite. Les réacteurs Canadien Candu sont alimentés avec du combustible UOX à uranium naturel (ou très faiblement enrichi) et sont modérés à l'eau lourde.

La filière RNT est actuellement dominante, avec environ 400 réacteurs à uranium enrichi et 35 réacteurs à uranium naturel en fonctionnement, sur un parc mondial d'environ 450 réacteurs.

Les réacteurs dits « de 2<sup>e</sup> génération » ont été construits dans les années 1960-1970 et la plupart d'entre eux sont encore en service. Ils faisaient suite à ceux construits après la Deuxième Guerre mondiale. Les RNT post-2011 (ou post-Fukushima) appartiennent à la 3<sup>e</sup> génération. Ils sont dotés de dispositifs améliorant nettement leur sûreté par rapport aux précédents.

La puissance des RNT va de 300 MWe à 1,6 GWe. Ils fonctionnent pour la plupart à puissance constante (en base), avec des possibilités de variations de puissance pour suivre la demande du réseau en électricité (suivi de charge) pour certains modèles.

- *La filière des réacteurs à neutrons rapides (RNR)*

Ils n'ont pas de modérateur. Les neutrons rapides fissionnent tous les isotopes des éléments lourds. Ils utilisent des combustibles MOX uranium-plutonium, et le caloporteur est du sodium liquide (RNR-Na). La France a ainsi construit les réacteurs Phénix (250 MWe) et Superphénix (1,25 GWe) dans les années 1970-1980, et a récemment mené des études pour la réalisation d'un prototype industriel de 600 MWe nommé Astrid. Ce prototype devait être très innovant par rapport aux précédents RNR et préfigurer les RNR de 4<sup>e</sup> génération.

Quelques RNR sont en fonctionnement en Russie depuis 1980 et en Chine depuis 2012. Leur conception est différente de celle envisagée pour les RNR de 4<sup>e</sup> génération.

Le combustible nucléaire peut être mis en œuvre dans des réacteurs nucléaires avec de très nombreuses déclinaisons possibles en fonction de la composition physicochimique du combustible solide ou liquide, de la présence ou non d'un ralentisseur de neutrons et de sa nature comme l'eau, l'eau lourde ou le graphite, du choix du fluide caloporteur dans le circuit primaire comme l'eau, le plomb, l'alliage plomb-bismuth, le sodium liquide, des sels fondus, l'hélium. Ces caractéristiques peuvent avoir un impact considérable sur la sûreté et les performances ; l'efficacité en termes d'énergie tirée de l'utilisation du combustible pouvant varier de 1 à plus de 100.

Ces sujets sont traités de façon plus exhaustive dans le document 2 : « Considérations sur les réacteurs du futur ».

### **3 - Production d'énergie électrique à partir de combustibles**

Pour entretenir la puissance électrique d'une unité industrielle, il faut l'alimenter en combustible et tenir des contraintes d'exploitation, qui implique des arrêts.

Si :

- $K_p$  est le facteur de charge défini comme le rapport de la quantité d'énergie délivrée par an  $Q$  (TWh) à la quantité d'énergie théorique possible  $Q = 8,67 P(\text{GWe})$  fournie à la puissance maximale considérée. Si la puissance de l'unité qui produit est constante,  $K_p$  est aussi le nombre de jours par an où de l'électricité est produite,
- $R$  est le rendement thermodynamique de conversion de l'énergie thermique en énergie électrique,
- $E(\text{GWh/t})$  est l'équivalent thermique par tonne de combustible,

il faut, pour entretenir une puissance de  $P(\text{GWe})$ , consommer  $M(t)$  tonnes de combustible par an. Cette quantité  $M(t/a)$  est donnée par la formule :

$$M(t/a) = [365 (j) \times 24(h)] K_p P(\text{GWe}) / R E(\text{GWh/t})$$

Le terme entre crochets représente les 8760 heures annuelles.

### 3.1 - Filières avec du combustible fossile

Pour du fioul  $E = 11,63 \cdot 10^{-3} \text{ GWh/t}$ , pour du charbon  $E = 4 \text{ à } 8 \cdot 10^{-3} \text{ GWh/t}$  et pour  $10^4 \text{ m}^3$  de gaz (environ 1 tonne)  $E = 9,9 \cdot 10^{-3} \text{ GWh/t}$ .

Une centrale électrique à flamme classique de 1 GWe alimentée en continu au fioul fonctionnant 310 jours par an ( $K_p = 0,85$ ) avec  $R = 0,33$ , consommerait environ  $1,9 \cdot 10^6$  tonnes de fioul par an et produirait 7,44 TWh. Pour obtenir les 400 TWh d'énergie électrique produites par les centrales nucléaires françaises, il faudrait 54 centrales de ce type et une consommation de 104 Mt de fioul. Ce chiffre est intéressant à retenir car il donne l'ordre de grandeur des économies en fuel résultant de l'exploitation du parc électronucléaire.

Le rendement des centrales à combustible fossile peut aller jusqu'à 40 %. C'est le cas des turbines à gaz. On peut cependant monter à des rendements de l'ordre de 60 % avec des cycles combinés (turbines à gaz et turbine à vapeur).

### 3.2 - Filières avec du combustible nucléaire

La densité énergétique massique du combustible nucléaire est très élevée. Elle dépend de son taux de combustion (TC). L'unité de TC est le gigawatt jour par tonne de combustible (GWj/t). C'est la quantité d'énergie thermique qu'une tonne a fournie en un jour. Elle provient de la fission de 4,48 moles d'isotopes fissiles, correspondant à la fission d'environ 1,053 kg de combustible et correspond à la disparition de 0,96 mg de matière. 1 GWj/t vaut 24 GWh, ce qui équivaut à 2090 tep.

Le GWj/t est une unité commode car elle permet d'obtenir rapidement des ordres de grandeurs des quantités de matière mises en jeu. Ainsi, la quantité de produits de fission en kilogrammes par tonne égale à la quantité de matière fissionnée est environ égale au TC.

Pour du combustible nucléaire, l'équivalent thermique par tonne de combustible dépend du TC.  
 $E (\text{GWh/t}) = 24 (\text{GWh}) \times \text{TC} (\text{GWj/t})$ .

#### 3.2.1 - Cas d'un réacteur REP alimenté avec du combustible UOX à 3-4 % en $^{235}\text{U}$

La relation entre la quantité d'uranium naturel,  $M(t \text{ Unaturel})$  et la quantité d'uranium enrichi à  $e\%$ ,  $M(t \text{ Uenrichi})$  qu'il faut mettre en œuvre pour préparer ce dernier, avec un rejet d'uranium appauvri à 0,25 % en  $^{235}\text{U}$  est :

$$M(t \text{ Unaturel}) = [2,17 e\% - 0,54] M(t \text{ Uenrichi}),$$

qui se réduit, pour fixer un ordre de grandeur, à  
 $M(t \text{ Unaturel}) = 2 \text{ e\% } M(t \text{ Uenrichi}),$

dans la limite d'un enrichissement entre 3 et 4% . Ainsi, il faut 7 tonnes d'uranium naturel pour obtenir 1 tonne d'uranium enrichi à  $e = 3,5 \text{ \%}$  en  $^{235}\text{U}$  et corrélativement on obtient 6 tonnes d'uranium appauvri à 0,25 % en  $^{235}\text{U}$ .

Dans les réacteurs REP classiques français, le taux de combustion peut atteindre environ 50 GWj/t, soit 1200 GWh/t, soit plus de 100 000 tep/t.

Le combustible UOX utilisé est préparé avec de l'uranium enrichi typiquement à 3,5 % en moyenne. Si on ramène cette quantité d'énergie à la quantité d'uranium naturel utilisée pour obtenir l'uranium enrichi, on ne peut guère espérer extraire plus 7 GWj par tonne d'uranium naturel, soit en moyenne l'équivalent de 13 000 tep/t, très loin de l'optimum théorique de 1 000 000 tep/t qui correspondrait à la fission de tous les isotopes d'uranium.

L'énergie que libérerait la fission des 7 kg de  $^{235}\text{U}$  contenus dans 1 tonne d'uranium naturel est aussi de l'ordre de 13 000 tep, de sorte qu'en matière de prévision de la ressource en uranium naturel, on peut raisonner en termes de  $^{235}\text{U}$  disponible dans la nature.

L'utilisation d'uranium enrichi au lieu d'uranium naturel permet de réduire la taille des réacteurs et d'augmenter leur puissance.

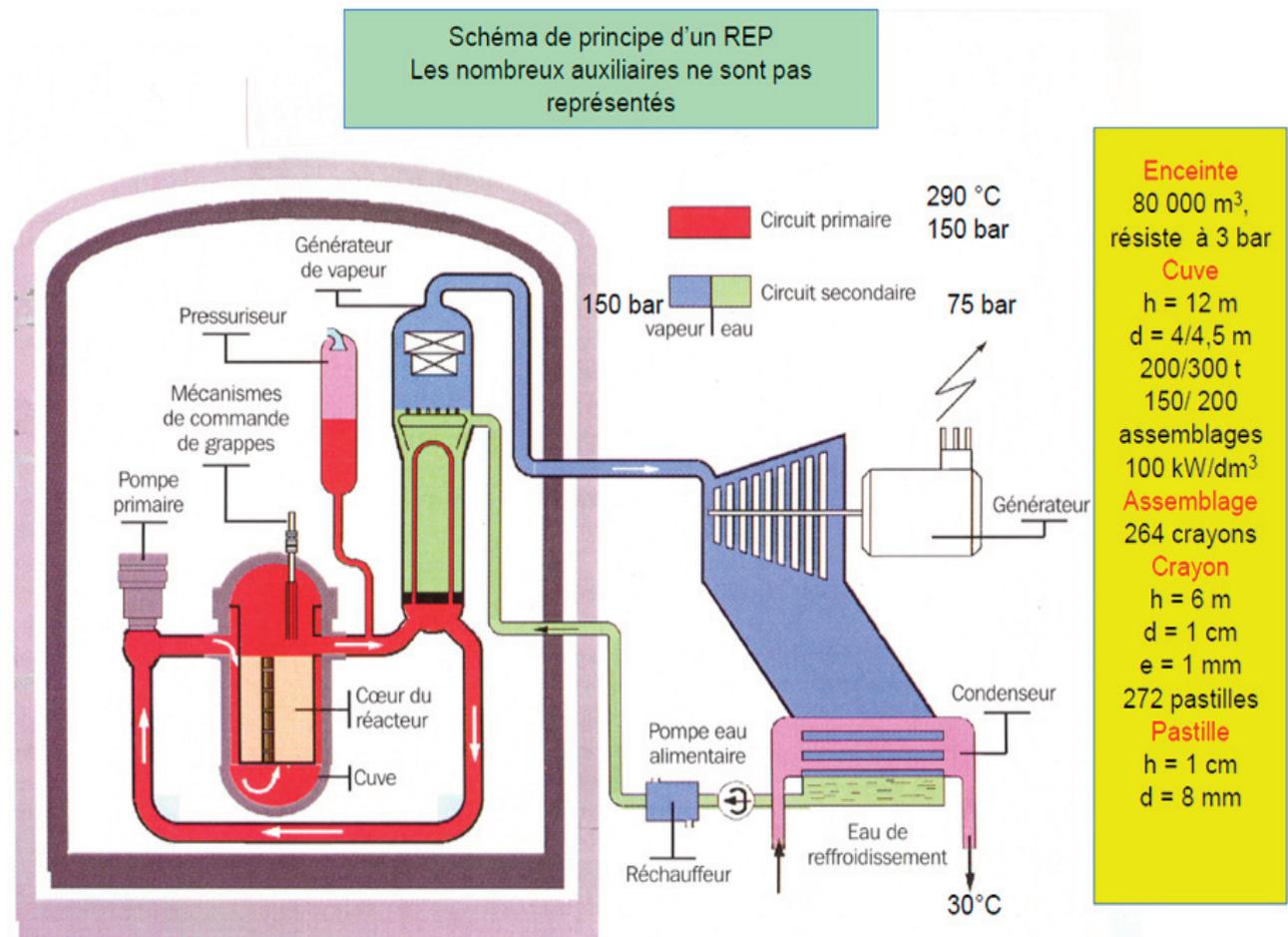


Figure 2 - Réacteur REP de 900 MWe.

Un réacteur électronucléaire à neutrons thermiques classique de 1 GWe fonctionne 310 jours par an pour des raisons impératives de chargement de combustible ( $K_p = 0,85$ ),  $R = 0,33$  et  $TC = 50$  GWj/t pour un enrichissement moyen du combustible en  $^{235}\text{U}$  de 3,5 %. Le réacteur consomme par jour 60 kg de combustible (soit 18,6 t par an) et pour les obtenir il faut 7 fois plus d'uranium naturel soit 420 kg par jour (soit 130 t par an).

Dans un tel réacteur, ce sont surtout les isotopes  $^{235}\text{U}$  et  $^{239}\text{Pu}$  qui fissionnent (60 % et 40 % respectivement), le plutonium étant produit dans le combustible à partir de  $^{238}\text{U}$ .

La centrale thermique ou le réacteur de 1 GWe considérés ici ont produit dans l'année 7,44 TWh ( $Q(\text{TWh/an}) = 8,76 K_p P(\text{GWe})$ ).

C'est pour des raisons de sûreté de fonctionnement des réacteurs à neutrons thermiques que l'on n'extrait pas plus d'énergie du combustible nucléaire. Les gaines du combustible en zircaloy (alliage de zirconium et d'étain) transparent aux neutrons thermiques ne peuvent pas supporter de hauts taux d'irradiation par les neutrons.

Un réacteur REP de 1 GWe consomme pendant 40 ans environ 6 500 t d'uranium naturel.

### **3.2.2 - Cas d'un réacteur REP alimenté avec du combustible MOX à 7 % en Pu**

Le combustible UOX usé, contient encore de la matière fissile, essentiellement de l'uranium à 1% en  $^{235}\text{U}$  et 1% de plutonium (50 % de  $^{239}\text{Pu}$  et 15 % de  $^{241}\text{Pu}$ ) soit 0,186 t par tonne.

Pour les utiliser il faut les séparer chimiquement du combustible usé.

On peut utiliser l'uranium de retraitement après enrichissement en  $^{235}\text{U}$ . Cet enrichissement est plus difficile à mettre en œuvre que celui de l'uranium naturel car il est légèrement plus radioactif. Ce recyclage est pratiqué en France dans 4 réacteurs.

On peut utiliser le plutonium dans un combustible MOX à 7 % en plutonium. Pour des raisons de conduite en toute sûreté, un « REP moxé » ne peut contenir que 30 % d'assemblages de combustible MOX. Le TC du combustible MOX est le même que celui du combustible UOX à 3-4 % en  $^{235}\text{U}$  : 50 GWj/t. La limitation a la même cause que pour le combustible UOX car les assemblages de combustible sont les mêmes.

Dans ces conditions, un réacteur « REP moxé » de 1 GWe consomme 18,5 t de combustible : 13 t de UOX et 5,6 t de MOX renfermant 0,39 t de Pu et 5,2 t de U appauvri.

Dans un tel réacteur, l'énergie provient à 10 % de la fission de  $^{235}\text{U}$  et de 90% de celle de  $^{239}\text{Pu}$ .

On remarque qu'il faut retraiter environ 2 tonnes de combustible UOX usé pour obtenir le plutonium nécessaire pour préparer le combustible MOX.

En utilisant dans les réacteurs à neutrons thermiques un combustible MOX où le plutonium remplace  $^{235}\text{U}$ , on économise la ressource en uranium naturel (environ 10%).

Le monorecyclage du plutonium en REP est pratiqué en France dans 22 réacteurs de 900 MWe.

Les valeurs ci-dessus pour les REP sont sensibles aux conditions de fonctionnement des réacteurs, en particulier à l'enrichissement en  $^{235}\text{U}$ , au pourcentage en plutonium, à sa composition isotopique et au taux de combustion du combustible.

Elles correspondent à la combustion annuelle de 1050 t de combustible enrichi et à l'utilisation

de quelque 7 500 tonnes d'uranium naturel par le parc électronucléaire français de 63 GWe où 22 REP de 900 MW sont moxés.

Comme indiqué dans le document « Considérations sur les réacteurs nucléaires du futur », les RNR-Na permettent une bien meilleure utilisation du combustible, avec des taux de combustion de l'ordre de 140 GWj/t et un taux pouvant même approcher la valeur théorique maximale de 390 GWj/t pour un RNR à sels fondus.

## 4 – Production d'énergie électrique sans combustible

Les éoliennes utilisent l'énergie cinétique du vent et la transforment en énergie mécanique puis en énergie électrique. Les panneaux photovoltaïques captent l'énergie du rayonnement solaire et la convertissent directement en énergie électrique.

Le facteur de charge est le rapport entre l'énergie électrique produite sur un an et l'énergie théorique qu'il est possible de produire sur un an à puissance nominale constante. C'est la même définition que le Kp pour un réacteur nucléaire, le terme Kp étant couramment utilisé.

Le rendement est le rapport entre l'énergie captée et l'énergie produite.

### 4.1 - Éolien

Le rendement d'une éolienne est limité à 45 %. Le facteur de charge d'une éolienne sur terre est de l'ordre de 25 %. La plupart des éoliennes terrestres récentes ont une puissance de 2 MWe. Une installation de 1 MWe produit ainsi en moyenne environ 1,9 GWh par an. Pour produire 7,44 TWh par an (production d'un seul REP de 1000 MWe) il faut 2000 éoliennes de ce type soit 200 fermes de 10 unités.

L'éolien en mer permet d'installer des parcs plus puissants. La puissance des éoliennes peut atteindre 8 MWe et on peut coupler 100 unités. Le taux de charge est de 40 à 45 %. 1 MWe d'éolien en mer produit de 2,6 à 4 GWh par an. Il faut donc de 230 à 350 éoliennes de 8 MWe installées en mer pour obtenir une énergie électrique égale à la production annuelle d'un REP de 1000 MWe (7,44 TWh).

### 4.2 - Photovoltaïque

Le rendement d'un panneau solaire peut aller jusqu'à 25 %. Le facteur de charge est de 10 à 20 %. Il est actuellement de 13 % pour les fermes solaires installées en France. Un panneau solaire classique de 5 m<sup>2</sup> a une puissance crête de 0,5 kWe. Une ferme solaire de puissance crête de 12 MWe comporte 24 000 panneaux et occupe 25 ha. 1 MWe de panneaux photovoltaïques produit environ 1 GWh par an. Pour produire 7,44 TWh par an (production d'un REP de 1000 MWe) il faut 620 fermes solaires qui occuperont 15 500 ha, soit la surface de la ville de Paris.

## 5 - Comparaison des systèmes électrogènes en termes de capacités, de besoins en combustibles et de matériaux de construction

### 5.1 – Capacités et combustible

Les données rappelées ci-dessus confirment que, dans l'état actuel des technologies de

production massive d'électricité, et d'un point de vue strictement physique :

- les installations industrielles alimentées avec des combustibles (réacteurs nucléaires, centrales thermiques à flammes) peuvent atteindre une puissance du GWe tandis que celles fonctionnant sans combustible vont du kWe (panneaux solaires) à quelques MWe (éoliennes). La multiplication de ces dernières dans des fermes permet d'atteindre quelques dizaines de MWe ;
- les centrales thermiques à flamme sont plus souples que les réacteurs nucléaires pour répondre à la demande électrique. Elles peuvent fonctionner en régime de base ou de pointe. Les réacteurs nucléaires fonctionnent essentiellement en régime de base. Cependant, certains réacteurs peuvent, en l'état de la technique, adapter leur puissance à la demande du réseau, mais dans des conditions particulières limitées par l'état du combustible. Ainsi, lorsque le combustible d'un réacteur est en dessous des 2/3 de son TC maximum, la variation de puissance peut être de 30 à 40 MWe par minute dans la limite de 20 à 100 % de sa puissance. De telles variations peuvent être programmées jusqu'à deux fois par jour ;
- les combustibles nucléaires ont une densité d'énergie bien supérieure à celles des combustibles fossiles. Utilisés dans les réacteurs et centrales thermiques classiques il faut, par jour, pour entretenir une puissance de 1 GWe, environ 5 300 tonnes de fioul, 7 400 tonnes de charbon, 4 millions de m<sup>3</sup> de gaz ou 60 kg de combustible nucléaire à 3,5 % de <sup>235</sup>U, ce qui correspond en termes de ressource naturelle à 0,470 tonne d'uranium par jour ;
- le contenu énergétique du combustible nucléaire est sous-utilisé pour des raisons liées à la conception même des réacteurs, notamment des assemblages de combustible ;
- les quantités de combustibles sont, comme on l'a vu, à puissance égale, des milliers de fois inférieures pour les réacteurs nucléaires comparés aux centrales à flamme. Toutefois, leur obtention ne pose pas les mêmes problèmes.

L'extraction de l'uranium nécessite, comme celle du charbon ou du gaz, des travaux miniers. Les minerais d'uranium ont en général une teneur moyenne en uranium de 0,1 % à 1%. Pour obtenir une tonne d'uranium naturel, il faut traiter, outre les déblais, jusqu'à 100 000 tonnes de minerai qui, épuisé en uranium, donne autant de déchets miniers radioactifs. Des gisements d'uranium exceptionnels présents au Canada peuvent atteindre jusqu'à 12-15 % en uranium.

Les opérations minières, et toutes celles qui conduisent ensuite au combustible à l'uranium, sont particulières en raison de leur radioactivité. Elles engendrent par ailleurs des déchets radioactifs plus difficiles à gérer que les déchets des mines conventionnelles ;

- pour produire autant d'électricité par an qu'un réacteur nucléaire de 1 GWe, il faut environ 2 000 éoliennes de 2 MWe fonctionnant avec un facteur de charge de 0,25 ou 14 millions de panneaux solaires.

Ces comparaisons entre sources d'électricité décarbonée restent toutefois théoriques. Elles n'illustrent que la disproportion qui existe entre énergie nucléaire et énergie renouvelables et la difficulté de remplacer un réacteur nucléaire par des fermes d'éoliennes. À cette difficulté s'ajoutent l'impossibilité actuelle de stocker de grandes quantités d'électricité et par conséquent les problèmes associés au déséquilibre des réseaux soumis à des transports intermittents d'électricité produits par des renouvelables variables ou intermittents.

Le choix d'une stratégie énergétique est également guidé par d'autres données tout aussi

objectives que la source d'énergie. À cet égard, de multiples comparaisons des potentialités des systèmes électrogènes ont été faites selon de nombreux critères et de nombreux scénarios de consommation d'énergie, tant par des organismes nationaux qu'internationaux. Beaucoup des comparaisons n'ont toutefois que valeur d'alerte sur les dispositions à prendre pour modifier les scénarios.

## 5.2 - Matériaux

La construction des réacteurs nucléaires, des centrales à combustible fossile et des fermes d'éoliennes ou de panneaux photovoltaïques demande beaucoup de matériaux de génie civil (ciment, béton, fer) et de matériaux courants (aciers, cuivre, aluminium, verre, plastiques, silicium). Elle demande aussi, et de façon spécifique, des quantités importantes de matériaux stratégiques. Pour faire des comparaisons on peut retenir les points suivants :

- l'électronucléaire consomme du nickel (acier inox), du hafnium et de l'indium (capteurs de neutrons). Les éoliennes utilisent des terres rares comme le néodyme et les panneaux solaires du tellure, du gallium et de l'étain.

Par exemple une éolienne de 2 MWe met typiquement en œuvre un socle de 1 500 tonnes de béton. Il faut compter également de l'ordre de 400 kg de terres rares (comme le néodyme) pour les aimants permanents. Un panneau solaire de 5 m<sup>2</sup> pèse environ 75 kg. Il est quasiment composé de tous les matériaux énumérés ci-dessus dont certains, comme le silicium utilisé en masse, doivent être produits à un haut niveau de pureté par des procédés physicochimiques élaborés ;

- la construction des réacteurs nucléaires récents demande 600 tonnes de béton et d'acier par MWe contre 10 tonnes pour une centrale à combustible fossile. Cela pour des raisons de sécurité vis-à-vis des aléas naturels (dalle antisismique, enceinte contre une chute d'avion) ou d'accident (dalle de récupération du cœur fondu) ;
- la construction des centrales solaires et éoliennes terrestres demande, par MWe, entre 10 et 20 fois plus de matières (béton, fer et acier, cuivre, aluminium) que les centrales nucléaires actuelles ;
- les éléments métalliques stratégiques, une vingtaine, sont bien identifiés et leurs consommations en ressources sont documentées.

L'extraction des terres rares, hautement stratégiques, est spécifique car ces éléments ne sont associés à aucun des minerais des métaux courants, contrairement aux autres éléments stratégiques. Aujourd'hui, la Chine est le principal producteur de terres rares. Leur recyclage est faible, moins de 15 %, soit bien en-deçà de celui des métaux courants (plus de 50 %). Celui-ci n'est d'ailleurs jamais intégral et induit une dépense énergétique substantielle ;

- l'obtention de ces matériaux à partir de minerais, ou de ressources naturelles plus facilement accessibles, engendre généralement une pollution chimique considérable car il faut traiter par des procédés miniers des millions de matériaux bruts.

L'obtention des matériaux pour la construction des unités de production d'électricité et l'obtention des combustibles pour leur alimentation ont des impacts environnementaux très significatifs.

## 6 - Impacts environnementaux

Les impacts sur l'environnement des systèmes énergétiques sont locaux ou mondiaux et concernent le fonctionnement normal ou accidentel des installations. Ils sont bien documentés. Toutefois, les comparaisons sont difficiles car les données se rapportent souvent à des cas particuliers ou à une puissance installée ou une quantité d'électricité produite, sans que le lien entre les deux soit clair.

Les impacts locaux dépendent des conditions particulières où sont implantées les unités de production. Ils sont évalués directement à partir de mesures de terrain.

Les impacts mondiaux ou globaux résultent des analyses des cycles de vie des systèmes énergétiques prenant en compte les impacts négatifs de toutes les étapes de la vie des installations, allant de l'extraction des ressources nécessaires à leur fonctionnement jusqu'à la gestion des déchets qu'ils produisent, y compris ceux de leur démantèlement.

Le rapport produit en 2019 par l'Académie des sciences, l'Académie des technologies et la *Chinese Academy of Engineering* fait état de ces impacts notamment pour les émissions radioactives, les émissions de CO<sub>2</sub> (impact global), l'occupation des sols, la consommation d'eau et diverses autres nuisances (impact locaux).

### 6.1 - Impacts radiologiques

L'analyse des Académies confirme que les filières nucléaires en fonctionnement normal ont des rejets radioactifs très faibles, et donc un impact radiologique très limité au regard de la radioactivité naturelle. Ce qui est également connu est que les centrales au charbon rejettent aussi de la radioactivité sous forme de radioéléments naturels et produisent des cendres contenant de l'uranium et du thorium. Ces rejets radioactifs, paradoxalement plus élevés que ceux des réacteurs nucléaires, sont, comme pour ces derniers, sans conséquences sanitaires. Il en est autrement pour les rejets chimiques gazeux ou microparticulaires liés à la combustion du charbon, qui sont très toxiques.

L'émission de radioactivité par les réacteurs et les installations du cycle du combustible tient à la particularité du combustible nucléaire de devenir de plus en plus radioactif.

En régime normal, les rejets radioactifs autorisés (gazeux ou liquides) et contrôlés de l'électronucléaire ajoutent à la dose naturelle d'irradiation d'un individu quelques microSievert/an. La dose moyenne due à la radioactivité naturelle est de de 3 à 4 milliSievert/an, soit environ 10 microSievert/jour.

Les rejets des centrales à charbon peuvent en ajouter autant et même plus. L'utilisation des cendres de charbon dans les matériaux de construction des maisons peut conduire à des impacts notables jusqu'au milliSievert/an pour ceux qui y habitent. C'est le cas en Chine où l'électricité est majoritairement produite à partir du charbon.

L'utilisation de l'électronucléaire a donné lieu à des accidents majeurs dus à diverses causes, qui ont conduit à la dispersion du combustible et une contamination de l'environnement avec de lourdes conséquences sociales et environnementales. Chaque accident a conduit à des améliorations successives de la sûreté des réacteurs. Les réacteurs actuels de 3<sup>e</sup> génération en ont bénéficié mais, même si le risque de tels accidents est minime, la sûreté de ces réacteurs n'est pas parfaite, et le risque d'accident ne peut pas être considéré comme nul.

## Les principaux systèmes de sauvegarde de l'EPR

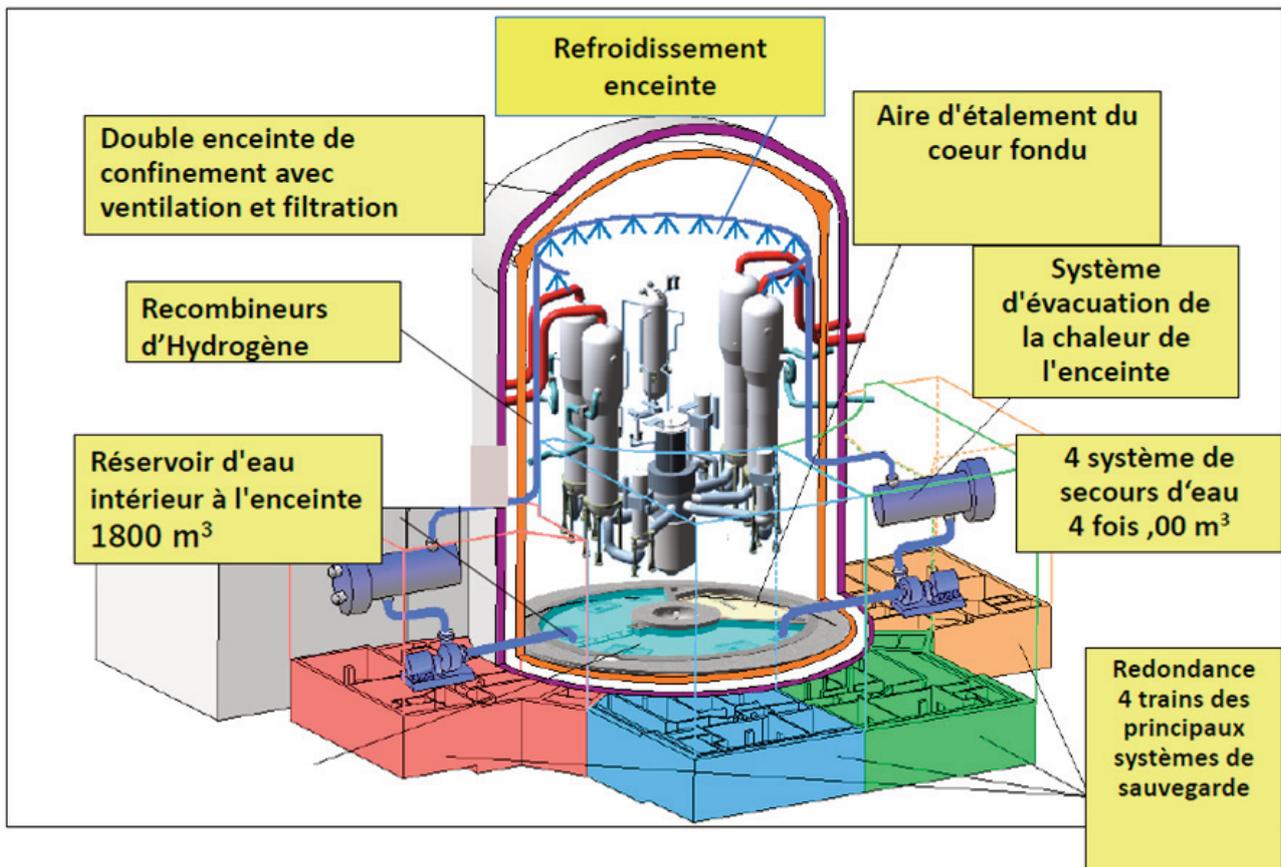


Figure 3 - Dernière version des réacteurs RNT : l'EPR et ses systèmes de sauvegarde.

C'est la première raison de méfiance, voire de défiance, vis-à-vis de l'énergie électronucléaire. Une autre raison est la gestion du combustible nucléaire utilisé (voir ci-dessous).

### 6.2 - Impacts non radiologiques

Pour ce qui concerne les impacts non radiologiques des systèmes producteurs d'électricité, on peut retenir les points suivants :

- que, quelles que soient les filières nucléaires, les rejets de CO<sub>2</sub> (et autres gaz à effet de serre) sont bien inférieurs à ceux de l'éolien et du photovoltaïque et même de l'hydraulique. Les données sont variables. Un accord converge vers les chiffres suivants en kg/MWh : nucléaire 6 à 12, charbon 750 à 800, gaz 490, éolien 10, photovoltaïque 40 à 50, hydraulique 20.

Le CO<sub>2</sub> émis par les centrales à combustibles fossiles en assistance aux énergies intermittentes n'est pas pris en compte dans les rejets de CO<sub>2</sub> imposés par les systèmes intermittents pour que la disponibilité de l'électricité soit assurée quelles que soient les conditions météorologiques (alors qu'ils devraient l'être). Les centrales au gaz et au charbon rejettent aussi des polluants chimiques, contrairement aux réacteurs nucléaires. C'est le cas dans les pays utilisant massivement le charbon ;

- que l'occupation des sols est très différente selon les systèmes. Les données sont très divergentes selon ce que l'on inclut dans les dépendances des unités de production. À puissance installée égale, l'emprise est la plus faible pour les centrales nucléaires, de l'ordre

du km<sup>2</sup> par GWe. Pour les autres installations, centrales à charbon, centrales éoliennes et photovoltaïques, l'occupation des sols peut être 10 à 100 fois plus élevée. Les surfaces neutralisées en cas d'accident nucléaire peuvent être conséquentes, dizaine de milliers de km<sup>2</sup> à Tchernobyl et Fukushima.

La conception des réacteurs de troisième et quatrième génération vise justement à rendre impossible toute dispersion de radioactivité en cas d'accident majeur ;

- que la demande en eau pour condenser la vapeur d'eau sortant de la turbine est plus élevée pour les réacteurs nucléaires que pour les centrales à combustible fossile. Cela dépend fortement de leur lieu d'implantation (bord de mer ou de rivière) et du mode de condensation mis en œuvre : le refroidissement direct augmente la température (ordre du degré) de beaucoup d'eau (180 m<sup>3</sup>/MWh), contrairement au refroidissement qui met en œuvre des tours d'évaporation (4,5 m<sup>3</sup>/MWh) où une partie est transformée en vapeur d'eau. Les demandes des centrales à flamme gaz et charbon vont dans le même sens, selon les configurations de refroidissement, mais restent 50 % en-deçà de celles des réacteurs nucléaires car leur rendement thermodynamique est plus élevé.
- que l'exploitation de l'énergie nucléaire produit 10<sup>4</sup> fois moins de déchets technologiques conventionnels réputés non radioactifs que l'utilisation du charbon et 10<sup>3</sup> fois moins que celle du fioul. Il est trop tôt pour comparer les futurs déchets de démantèlement des installations nucléaires avec ceux des installations éoliennes et photovoltaïques.

### 6.3 - Gestion des déchets radioactifs

La gestion des déchets radioactifs n'est pas l'objet de ce document. Cependant c'est une question qui ne peut pas être ignorée lorsqu'on aborde l'électronucléaire. Elle est discutée dans l'annexe qui reprend en partie l'analyse du rapport des Académies déjà cité.

On peut en retenir que la gestion technique des déchets d'exploitation des réacteurs nucléaires et des usines de préparation du combustible est résolue et que celle du combustible usé est en cours.

Certains pays considèrent le combustible nucléaire usé comme un déchet et le gèrent comme tel. D'autres le considèrent comme une source de matières fissiles recyclables (uranium non consommé, plutonium produit). La séparation chimique de ces matières donne des déchets dits « de retraitement » aussi difficiles à gérer que le combustible usé. In fine, tous les déchets de moyenne et haute activité à vie longue devraient faire l'objet d'un stockage géologique profond, de l'ordre de 500 mètres. C'est une option qui est très discutée. Pour l'instant, tous ces déchets sont entreposés. Seuls quelques pays, dont la France, la Finlande et la Suède, sont en phase de préparation au stockage géologique.

## 7 – Comparaison des impacts environnementaux des systèmes électrogènes

Pour tous les systèmes, les impacts sur l'environnement sont essentiellement liés à :

- la construction des installations et l'obtention des combustibles. Ils sont d'origine minière et plutôt localisés dans les sites d'extraction ;

- l'exploitation des installations. Ils résultent de rejets gazeux ou liquides. Ils sont globaux pour les déchets gazeux entraînés par les vents ;
- la gestion des déchets ultimes radioactifs ou chimiotoxiques.

Ce qui différencie l'électronucléaire de fission actuel des autres systèmes électrogènes est que les impacts sont souvent marqués par une radioactivité facilement détectable dans le fond ambiant de la radioactivité naturelle, ce qui n'est pas le cas des impacts chimiques.

Au total, l'analyse des cycles de vie des installations montre que :

- l'impact radiologique de l'électronucléaire reste très faible par rapport à celui de la radioactivité naturelle ;
- l'anthropisation des sols est nettement plus faible pour l'électronucléaire que pour les autres systèmes électrogènes, à même puissance installée ;
- la consommation d'eau en exploitation de l'électronucléaire est en revanche plus élevée.

Alors que la vie d'un réacteur nucléaire peut dépasser 60 ans, les éoliennes et les installations photovoltaïques ont des durées de vie limitées, de l'ordre d'une trentaine d'années. Il faut aujourd'hui plusieurs années pour récupérer l'énergie investie dans leur fabrication (souvent 2 à 3 ans pour les panneaux solaires). Des démantèlements et des reconstructions, au moins partielles, seront à prévoir après chaque période de 30 ans pour les premières installations. Ces opérations seront plus simples que celles à mettre en œuvre pour démanteler les réacteurs.

Pour produire pendant 30 ans autant d'électricité qu'un REP de 1 GWe avec 2000 éoliennes ou 14 millions de panneaux solaires, il faut traiter de l'ordre d'une dizaine de millions de tonnes de minerais pour extraire les matériaux nécessaires à leur construction. Sur une durée de 30 ans, un REP de 1 GWe nécessitera quant à lui l'extraction d'environ 5 000 tonnes d'uranium naturel soit le traitement de 500 000 tonnes de minerai à 1 %. Même en incluant les matériaux pour sa construction, un REP demande, au total, moins de travaux miniers que ses équivalents en éoliennes ou panneaux solaires.

Enfin, un RNR de 1 GWe de 4e génération pourrait recycler tout son combustible usé avec un faible apport d'uranium appauvri sans utiliser d'uranium naturel.

## 8 – Conclusion générale

La production d'énergie décarbonée est une nécessité pour faire face au changement climatique provoqué par les activités humaines, responsables de rejets massifs de CO<sub>2</sub> dans l'atmosphère.

La production d'énergie électrique décarbonée à partir du combustible nucléaire présente aujourd'hui de nombreux avantages par rapport aux autres systèmes électrogènes, notamment dans le contexte d'une transition écologique-énergétique pour atteindre une économie zéro carbone.

Toutefois, comme elle met en jeu des matériaux radioactifs à toutes les étapes allant du minerai d'uranium au combustible nucléaire puis du passage en réacteur à la gestion des déchets radioactifs, elle impose des contraintes technologiques et sociétales. Celles-ci sont un frein à son expansion.

L'électronucléaire connaît une croissance disparate. Seuls quelques pays construisent encore

des réacteurs nucléaires dits « de 3<sup>e</sup> génération », dont la conception intègre les derniers développements en matière de sûreté, notamment vis-à-vis d'une dispersion de radioactivité en cas d'accident.

La technologie des réacteurs nucléaires actuels de 2<sup>e</sup> génération (et de 3<sup>e</sup> génération) n'utilise que partiellement le potentiel énergétique de l'uranium.

Seuls des réacteurs innovants de 4<sup>e</sup> génération, à l'étude, permettraient d'augmenter l'utilisation de ce potentiel mais nécessitent encore un important effort de recherche et développement (voir document 2 « Considérations sur les réacteurs nucléaires du futur »).

# Annexe : Gestion des déchets radioactifs

## Généralités

La gestion des déchets radioactifs issus de l'électronucléaire (souvent appelés à tort déchets nucléaires) fait partie des opérations industrielles du « cycle du combustible nucléaire », qu'il soit ouvert ou fermé. Aujourd'hui, des filières industrielles de gestion des déchets radioactifs sont exploitées dans tous les pays nucléaires. La grande majorité de ces déchets (les moins radioactifs et les plus abondants) sont in fine stockés en surface/subsurface dans des installations appropriées. Le reste (les plus radioactifs et les moins abondants) est mis en entreposage en attendant la mise en service de stockages en couches géologiques profondes.

Tous les déchets radioactifs bruts sont triés et ceux dont la radioactivité dépasse nettement la radioactivité naturelle sont conditionnés en colis de déchets. Ce sont ces colis qui par la suite seront manipulés le long de la chaîne d'opérations qui les conduiront de l'entreposage en stockage.

L'entreposage est compris comme un « stockage temporaire » des colis de déchets, avec reprise des colis même longtemps après ; le stockage est compris comme le dépôt des colis de déchets sans intention de les reprendre.

Malgré le grand soin apporté aux opérations de conditionnement et de gestion des déchets, ces opérations entraînent, en conditions normales d'exploitation, le rejet contrôlé d'une très faible radioactivité dans l'environnement. Il s'ajoute aux rejets des réacteurs. Dans un avenir à long terme (de plusieurs siècles à des milliers de siècles selon la catégorie de déchets), on doit s'attendre au retour dans la biosphère de très faibles quantités de certains radionucléides provenant des colis de déchets stockés dans la géosphère. Cette dispersion de radioactivité, réelle ou potentielle, à l'origine d'impacts radiologiques mesurés ou calculés, est source de nombreux débats scientifiques et sociétaux.

Dans tous les cas, des mesures sont prises aujourd'hui pour maintenir les impacts radiologiques dans les limites des variations normales des sources naturelles de rayonnement, indépendamment de la géographie et de l'échelle de temps, soit-elle géologique.

## Principes de la gestion des déchets radioactifs

Le premier principe de base est l'équité intergénérationnelle (c'est-à-dire que notre génération ne doit pas laisser le fardeau de nos décisions techniques aux générations futures) : l'environnement est le bien commun de toutes les générations. Laisser un environnement propre aux générations suivantes est un devoir majeur de la génération actuelle, notamment en ce qui concerne la limitation de l'ajout de radioactivité à la radioactivité naturelle.

Le second principe est le droit intergénérationnel d'accès à l'information, afin que chaque génération reste informée des pratiques de gestion des déchets radioactifs aux niveaux national et international. Il est du devoir des organisations nationales et internationales chargées de

cette gestion de garder en mémoire, le plus longtemps possible, l'emplacement des déchets radioactifs susceptibles d'avoir un impact sur l'environnement.

Pour limiter les rejets de radionucléides dans l'environnement, les exploitants doivent mettre en œuvre les meilleures technologies disponibles pour la gestion des déchets dans toutes les installations nucléaires, et minimiser leur production. C'est déjà une pratique courante.

L'énergie nucléaire produit des déchets radioactifs dits « à vie courte » et « à vie longue ».

Les déchets à vie courte proviennent, pour l'essentiel, de l'exploitation et de la maintenance des centrales électronucléaires et installations nucléaires du cycle du combustible (filtres, pièces usagées, outils ...). Leur radioactivité varie entre  $10^2$  et  $10^6$  Bq/g. Ils sont généralement compactés dans des fûts en acier ou en béton. Ceux-ci représentent environ 90 % du volume des déchets radioactifs et contiennent 0,1 % de la radioactivité totale. Ils perdent la moitié de leur radioactivité sur une période de 30 ans ou moins, ce qui les rend quasiment inactifs après 300 ans au vu de leur radioactivité initiale. En France, la gestion des déchets radioactifs à vie courte conduit à leur stockage dans des centres de stockage de surface exploités par l'Andra.

Les déchets à vie longue sont les assemblages de combustible usé (cycle ouvert) ou les déchets de retraitement de ces assemblages (cycle fermé ou semi-fermé). C'est le cas de la France. Les assemblages de combustible usé déchargés des réacteurs sont transportés et retraités à La Hague. Le plutonium et l'uranium qui représentent 95 % du combustible usé sont/seront recyclés sous forme de nouveaux combustibles et 5 % sont transformés en colis de déchets vitrifiés et entreposés à La Hague. Ils concentrent 99,9 % de la radioactivité totale du combustible usé. La radioactivité de ces déchets, due aux produits de fission et aux actinides mineurs, diminue d'abord avec une période de 30 ans puis elle se stabilise pour une longue période de temps. Ces colis de déchets seront stockés dans le centre de stockage géologique Cigéo en cours d'étude par l'Andra.

Les déchets provenant de l'extraction/raffinage de l'uranium sont à part. Ils ne contiennent que des radionucléides naturels, ont des radioactivités spécifiques faibles à modérées (jusqu'à  $10^4$ - $10^5$  Bq/g) mais leurs quantités sont importantes car les minerais d'uranium sont à faible teneur. Les déchets miniers contenant du radium sont stockés en vrac *in situ*. Les impacts immédiats sur l'environnement proviennent principalement des rejets d'effluents gazeux (radon) et des eaux de percolation à travers les dépôts après décontamination. Dans le cadre des pratiques actuelles de surveillance continue des stockages, la radioactivité relâchée a des impacts locaux à la limite du discernable et un impact global sur la santé et l'environnement qui se perd dans celui du bruit de fond radioactif. Les déchets de raffinage sont entreposés.

Enfin, il existera d'ici la fin du siècle des déchets radioactifs de très faible activité provenant du démantèlement des installations nucléaires (inférieure à  $10^2$  Bq/g). Les volumes attendus pour le parc français sont énormes. Le retraitement du combustible usé conduit à des déchets particuliers de faible radioactivité (inférieure à  $10^5$  Bq/g) mais renfermant des radionucléides de longues périodes. Leur gestion est à l'étude par l'Andra.

## Stratégies de gestion des déchets radioactifs

La stratégie globale définissant la gestion des déchets radioactifs consiste à (1) maximiser l'incinération des matières radioactives dans le réacteur, (2) concentrer et confiner les

radionucléides et les substances toxiques et (3) éliminer finalement de la biosphère les déchets radioactifs ultimes dans des stockages. Ces infrastructures sont conçues pour isoler les déchets radioactifs de la biosphère, de manière à ce que le moment du retour des radionucléides dans le monde vivant avec des flux très faibles soit aussi éloigné que possible : en termes de siècles pour les déchets à vie courte ou de milliers de siècles pour les déchets à vie longue. La stratégie de dilution est évitée. Ainsi, la gestion des déchets radioactifs diffère fondamentalement de la gestion des déchets conventionnels. Elle requiert un niveau élevé de compétence scientifique et technique et un effort financier conséquent. Le principe de la « sûreté d'abord » prime sur celui de l'économie.

## Cadre général pour la gestion des déchets radioactifs

Les cadres de la gestion des déchets radioactifs sont définis au niveau international par :

- la Convention commune (AIEA, INFCIRC/546, 24 décembre 1997) sur la sûreté de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs. Cette convention est le résultat de larges discussions entre 1994 et 1997, suite à la Convention sur la sûreté nucléaire (AIEA, INFCIRC/449, 15 juillet 1994). Elle comprend une section sur la protection de l'environnement contre les radiations ionisantes. Elle prévoit que les pays nucléaires contractants présentent des rapports périodiques sur la manière dont ils s'acquittent de leurs obligations au regard des dispositions de la convention. Aujourd'hui, 43 pays présentent un rapport tous les trois ans à l'AIEA ;
- les recommandations de la CIPR (AIEA, Safety series 115-I, Vienne, 1994) qui sont prises en compte par tous les pays.

Les pays européens doivent également tenir compte de la directive 2011/70/Euratom du Conseil européen qui exige que chaque pays développe une politique de gestion des déchets protégeant les êtres humains et l'environnement. En outre, il existe, sous l'autorité de l'AIEA (et de la Commission européenne), des réglementations internationales relatives au transport des colis de déchets radioactifs qui exigent des conteneurs robustes pour protéger le public et l'environnement. La mise en œuvre des engagements de la Convention commune est un élément clé et l'AIEA suit la mise à jour triennale des parties contractantes.

Les pays qui sont liés par la Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs ont établi un cadre juridique et organisationnel complet pour une gestion contrôlée à tous les niveaux.

## Le cadre français de la gestion des déchets radioactifs

La gestion des déchets radioactifs en France est régie par deux lois : la loi de 1991 (axée sur la recherche) et la loi de 2016 (axée sur la programmation de l'exécution des décisions). Le ministère de la Transition écologique élabore la politique et met en œuvre les décisions du gouvernement.

Plusieurs exploitants nucléaires sont concernés : EDF qui exploite 58 réacteurs nucléaires, Orano-Cycle et Framatome qui exploitent les installations de l'amont et de l'aval du cycle nucléaire, le CEA qui mène la R&D sur l'énergie nucléaire et l'Andra qui est chargée de la gestion à long terme des déchets radioactifs. L'autorité de sûreté (ASN) assure, au nom de l'État, le contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection afin que les personnes et

l'environnement soient protégés contre les risques liés aux activités nucléaires. L'IRSN (Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire) est le support technique de l'ASN pour l'analyse des dossiers de sûreté. Il mène ses propres recherches sur la nocivité des déchets radioactifs et sur les impacts environnementaux de la gestion des déchets radioactifs. Enfin, il existe un Haut comité pour la transparence et l'information en matière de sûreté nucléaire. Ce comité formule des recommandations pour améliorer la transparence et la qualité de l'information du public.

## Déchets français de moyenne activité à vie longue (MAVL) et de haute activité à vie longue (HAVL)

Ces déchets posent des problèmes en relation avec leur radioactivité élevée et les longues périodes radioactives des radionucléides qu'ils contiennent. D'une façon générale il n'y a pas encore de stockage opérationnel pour les déchets à vie longue. Les déchets à vie courte ont des filières de gestion.

Selon les experts nucléaires, l'isolement des colis de déchets MAVL ( $10^6$  à  $10^9$  Bq/g) et des déchets HAVL ( $10^9$  Bq/g et plus) de l'environnement, et le confinement des radionucléides qu'ils contiennent, peuvent être assurés dans des installations implantées dans des formations géologiques profondes combinées à de multiples barrières techniques pour sceller le stockage. Ces formations doivent être stables depuis des centaines de millions d'années et présenter des propriétés géochimiques favorables, comme la limitation de la circulation de l'eau et la rétention des éléments chimiques.

La raison fondamentale du choix du stockage géologique des déchets de haute activité vient de considérations sociologiques sur la stabilité de la société, qui ne peut être assurée pendant plus de quatre ou cinq siècles. Il est alors rationnel de confier à la géologie le soin de maintenir ces déchets à l'écart de la biosphère pendant une très longue période, de l'ordre des temps géologiques.

Quelle que soit l'option choisie pour le cycle du combustible nucléaire, après une longue période d'entreposage (par exemple dans des piscines de refroidissement ou en conteneur étanches à sec) permettant une diminution de leur puissance thermique, les colis de déchets HAVL seront mis en dépôt dans des formations géologiques profondes après avoir été suremballés dans des colis dits « de stockage ». Les impacts environnementaux pendant les opérations de préparation du stockage sont les mêmes que ceux rencontrés pendant l'exploitation des installations nucléaires.

Un stockage géologique est conçu pour accepter tous les déchets radioactifs qui ne peuvent être stockés en surface/subsurface. Sa capacité n'est pas limitée en ce qui concerne l'activité des radionucléides.

Il existe plusieurs concepts de stockages géologiques profonds en fonction de la formation rocheuse choisie pour leur implantation, par exemple l'argile ou le granit. L'argile ralentit et finalement arrête la migration de tous les radionucléides présents dans le combustible irradié, en raison de sa grande capacité à les capter par divers mécanismes. C'est pourquoi l'argile est aussi utilisée comme tampon autour des colis de stockage si la roche choisie est du granit. Des études approfondies et détaillées ont été menées et sont toujours en cours dans les pays qui doivent trouver un site de stockage.

Jusqu'à présent, seule la Finlande a foré des puits dans le granit pour construire un stockage de combustible nucléaire usé (Onkalo) à environ 450 m. La Suède est sur le point de faire de même. Le combustible irradié sera encapsulé dans des conteneurs de cuivre et déposé, entouré d'anneaux de bentonite, dans des puits forés dans le granit du bouclier scandinave (concept KBS3). Toutes les galeries et tous les puits seront remplis de bentonite avant que le dépôt ne soit scellé.

La France est prête à demander l'autorisation de création de Cigeo dans une argillite à moins 500 m pour les déchets HAVL (environ 12 000 m<sup>3</sup>) et MAVL (environ 72 000 m<sup>3</sup>). Les colis de stockage des colis primaires de verres nucléaires seront déposés dans des tunnels horizontaux. Les colis de déchets MAVL seront déposés dans de grandes cavités. Les uns et les autres seront creusés au milieu de la couche du callovo-oxfordien, couche horizontale très étendue de 130 m d'épaisseur comme le montre la figure 4.

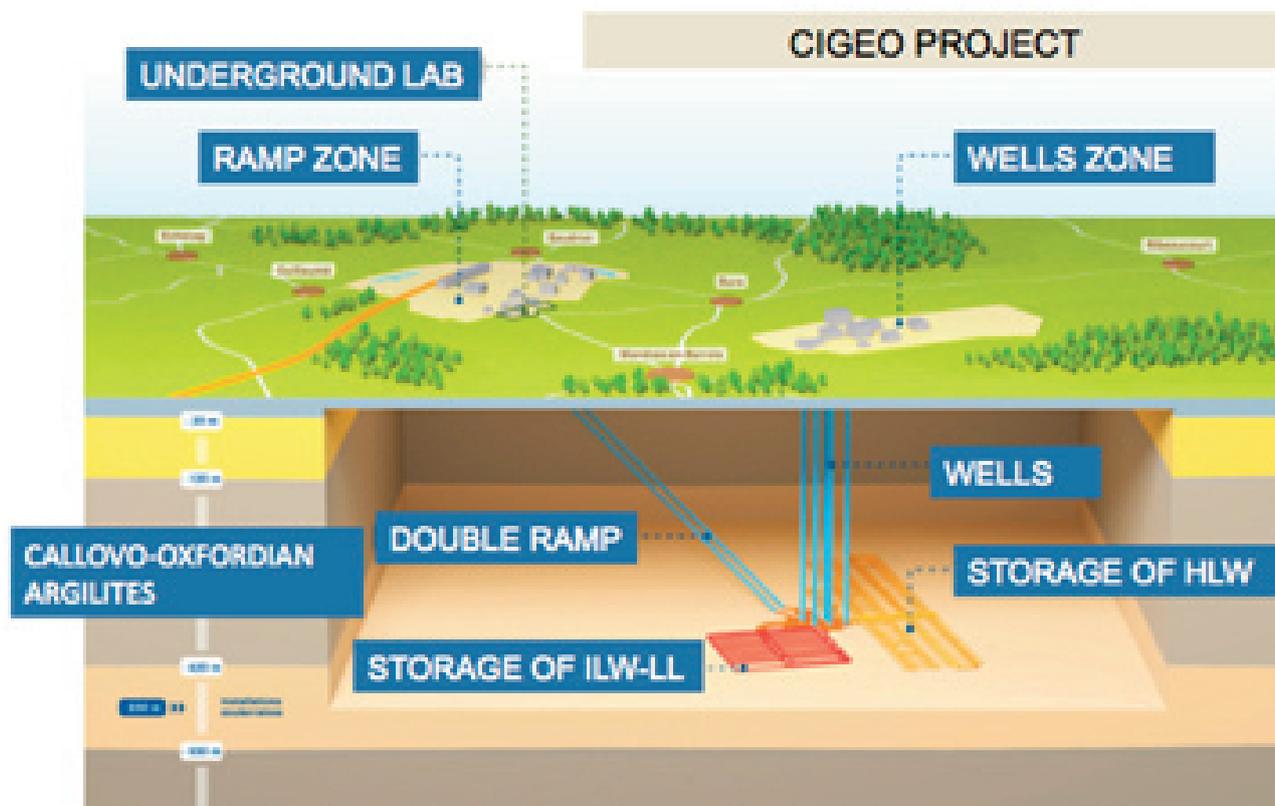


Figure 4 - Vue schématique du projet Cigeo. La couche d'argile dure callovo-oxfordienne a été déposée il y a 160 millions d'années. Elle est épaisse, homogène sur une grande surface, a une faible perméabilité et est située dans un environnement géologique stable.

Toutes les structures d'ingénierie ainsi que les galeries et les puits seront scellés avec des bouchons spéciaux en béton/bentonite. Ces structures sont dimensionnées pour confiner les radionucléides (et les substances toxiques) sur des périodes géologiques afin d'éviter tout impact sur la biosphère. Les travaux effectués dans le laboratoire souterrain de Bure montrent l'absence totale de fissures ou de fractures ouvertes, par lesquelles l'eau pourrait circuler par convection. La couche est insensible aux effets de la sismicité et des mouvements tectoniques. Le seul mécanisme de migration des espèces radioactives dans l'argilite est alors la diffusion. Cette roche argileuse possède en outre d'importantes capacités de « rétention » permettant une réduction supplémentaire de leur vitesse de diffusion : la durée de rétention de la radioactivité dans la couche d'argile est de l'ordre de centaines de milliers, voire de millions d'années (selon

la nature des espèces chimiques portant la radioactivité), permettant de réduire cette radioactivité par décroissance naturelle à des valeurs proches de celles de la radioactivité naturelle.

Enfin, la couche d'argile callovo-oxfordienne est suffisamment solide pour permettre le creusement en toute sécurité de puits d'accès, de galeries principales et des ouvrages de dépôt des colis. La faisabilité de toutes ces structures a été testée in situ ; elle bénéficie à long terme de la plasticité de la roche, qui génère la lente convergence des alvéoles et la fermeture de tout vide profond.

En France, le stockage des déchets HAVL dans l'argilite a été choisi après avoir étudié deux autres sites par les méthodes géophysiques de surface et géochimiques avec forages. Cette démarche répondait d'ailleurs aux exigences de la loi de 1991.

La simulation de l'évolution à long terme des composants d'un stockage après sa fermeture est le principal enjeu de l'analyse du dossier de sûreté. Malgré leur capacité à isoler et à confiner les radionucléides, les colis de stockage des déchets HAVL (et surtout MAVL) seront progressivement corrodés et la lixiviation du verre ou le l'oxyde d'uranium commencera, libérant les radionucléides et autres éléments.

Selon de nombreuses expériences de lixiviation et de diffusion et un examen détaillé d'analogues naturels à un stockage, la durée de vie des colis de verre ou d'oxyde d'uranium est estimée à plusieurs centaines de milliers d'années. Les résultats de nombreuses simulations montrent que la migration des actinides ne pourrait pas dépasser dix mètres dans l'argile (dont l'épaisseur est de 100 m dans l'est du Bassin Parisien) et que le temps nécessaire aux produits de fission mobiles pour atteindre la biosphère sera long (de l'ordre du million d'années) pour que leur activité soit considérablement réduite.

Les simulations de la migration des radionucléides dans l'environnement permettent de calculer les concentrations de radionucléides à vie longue aux exutoires du site de stockage. Ensuite, en fonction de scénarios d'utilisation des terres cultivables et de l'eau, les doses reçues par les personnes de groupes témoins peuvent être calculées selon les méthodes standard utilisées aujourd'hui.

Plusieurs simulations montrent que, grâce à la résistance à la corrosion des colis de stockage et à l'efficacité de rétention des barrières naturelles et artificielles, les rejets à la biosphère des radionucléides entraîneront des doses qui ne dépasseront pas 0,1 % de l'exposition à la radioactivité naturelle. Ainsi, selon des simulations étayées par une vaste base de données, les éventuels impacts différés à long terme devraient être inférieurs à ceux associés aux rayonnements naturels.

La gestion des déchets radioactifs est l'un des défis de l'énergie nucléaire. Ce défi est relevé par l'industrie nucléaire, sous la supervision des régulateurs et des autorités gouvernementales. Les principes de gestion, la stratégie, le cadre réglementaire, l'exploitation, l'expérimentation, la simulation et la planification de l'évacuation des déchets HAVL et MAVL dans des stockages géologiques sont suffisamment avancés pour apporter des solutions fiables à ce problème. Il reste que la controverse autour de ces déchets n'est pas close.

## Références bibliographiques

CEA (2018). Mémento sur l'énergie. CEA, Médiathèque, Ouvrages, [www.cea.fr](http://www.cea.fr)

Chinese Academy of Engineering, French Academy of Technology of France, French Academy of Sciences (2019). Nuclear energy and the environment, [http://academie-technologies-prod.s3.amazonaws.com/2019/06/19/12/24/58/4bcc9dde-d6e2-468b-bd62-dae07401b663/NuclearEnergy\\_REPORT-0514.pdf](http://academie-technologies-prod.s3.amazonaws.com/2019/06/19/12/24/58/4bcc9dde-d6e2-468b-bd62-dae07401b663/NuclearEnergy_REPORT-0514.pdf)

EASAC (2016). Priority for critical materials for a circular economy, EASAC Report, November 2016, [www.easac.eu](http://www.easac.eu)

Fayennec JP et Y. Mathieu Y (2014). Atlas mondial des énergies. Armand Colin, Paris.

Fontecave M (2020). Halte au catastrophisme, les vérités de la transition énergétique. Paris, Flammarion.

Guillaumont R, Boullis B, Poinot Ch, Moisy Ph (2016). Le plutonium, combustible pour l'énergie nucléaire du futur. Actualité chimique, n°408-409 p. 1.

Meadow D, Meadows D, Randers J et Behrens W (1972). The limits to growth (Les limites à la croissance). Universe books.

Sources de production d'énergies par pays : <https://www.electricitymap.org>

Van Hoecke MP, Leroy M (2011). Métaux : matériaux stratégiques et pénurie. Actualité chimique, n° 358 p. 24.

# Considérations sur les réacteurs nucléaires du futur

## **Comité prospective en énergie**

Principaux rédacteurs :  
Jean-Pierre Demailly  
Robert Guillaumont  
Jean-Claude Duplessy  
Sébastien Candé  
Marc Fontecave

## 1 – Préambule

Dans le document « Considérations sur les systèmes électrogènes et l'électronucléaire » on a examiné quelques données montrant que l'électronucléaire actuel produisait une électricité décarbonée pilotable avec, en exploitation normale, de faibles impacts sur l'environnement. En France, l'électronucléaire assure aujourd'hui environ 70 % de la production électrique.

Une analyse de cycle de vie complète des systèmes énergétiques montre que les impacts non radiologiques de l'électronucléaire sont, le plus souvent, bien inférieurs à ceux des systèmes utilisant les combustibles fossiles ou les énergies renouvelables.



Fig. 1 : Les éoliennes mobilisent beaucoup de béton et de métal – y compris des terres rares – et engendrent des nuisances visuelles et sonores importantes au regard de leur production d'électricité. Le parc visible sur cette image produit en moyenne moins d'un centième d'une tranche nucléaire de 1 GWe, et son intermittence nécessite en outre de mettre en œuvre d'autres sources pilotables ou des dispositifs de stockage d'énergie.

Les impacts radiologiques de l'électronucléaire sont dus *in fine* à la radioactivité importante créée dans le combustible nucléaire au fur et à mesure qu'il est consommé. En situation normale, les rejets radioactifs sont très faibles, et leur impact reste bien en dessous de celui de la radioactivité naturelle. Les impacts radiologiques locaux et sociétaux en cas d'accident majeur sur un réacteur peuvent en revanche être importants.

Les réacteurs nucléaires de 3<sup>e</sup> génération (post-Fukushima), les seuls désormais construits dans le monde, bénéficient d'une sûreté renforcée par rapport à ceux des générations précédentes. Ils sont conçus pour réduire les risques environnementaux en cas d'accident grave et faire en sorte que les effets induits restent confinés dans les limites du site de la centrale nucléaire où ils sont implantés.

L'électronucléaire repose aujourd'hui sur la consommation d'uranium par fission dans un flux de neutrons thermiques<sup>1</sup>. À l'heure actuelle, les réacteurs à neutrons thermiques (RNT) sont les plus utilisés. Dans cette catégorie, 90 % de la puissance installée provient des RNT modérés

---

<sup>1</sup> : Rappelons que l'on parle de « neutrons thermiques » lorsque ceux-ci ont été ralentis par un modérateur tel que l'eau, l'eau lourde ou le graphite, pour les ramener à des vitesses comparables à celle de l'agitation thermique du modérateur.

et refroidis à l'eau ordinaire. Toutefois, ces réacteurs utilisent, au mieux, 1 % de l'uranium naturel et une grande partie du potentiel énergétique de l'uranium n'est pas exploitée.

Cela tient à ce que, dans l'uranium naturel, seul l'isotope  $^{235}\text{U}$  est utilisé parce qu'il est particulièrement fissile par les neutrons thermiques, beaucoup plus que ne l'est  $^{238}\text{U}$ . Pour des raisons industrielles et économiques, les RNT sont en fait alimentés avec du combustible à uranium enrichi en isotope  $^{235}\text{U}$ , car ce combustible enrichi permet de construire des réacteurs de grande puissance de taille raisonnable.

L'opération d'enrichissement conduit à de l'uranium appauvri en  $^{235}\text{U}$ , très peu utilisé aujourd'hui, mais qui constitue une énorme réserve de  $^{238}\text{U}$ . Par ailleurs, dans le combustible à uranium enrichi, une partie de  $^{238}\text{U}$  est transformée en éléments plus lourds, plutonium et actinides mineurs, qui sont en partie fissiles. Le plutonium constitue la réserve de matière fissile exploitable. Toutefois, seuls quelques pays, dont la France, utilisent du plutonium dans les réacteurs à neutrons thermiques.

L'autre ressource naturelle, abondante, que l'on peut utiliser pour faire du combustible nucléaire est le thorium. C'est un élément mono-isotopique - seul  $^{232}\text{Th}$  est présent à l'état naturel - et cet isotope n'est pas fissile. Pour l'utiliser, il faut d'abord l'associer avec de la matière fissile comme  $^{233}\text{U}$  (ou  $^{235}\text{U}$  ou Pu). Le choix de  $^{233}\text{U}$  est avantageux, mais l'absence de stock disponible demande initialement de le préparer par ailleurs ; il sera ensuite régénéré par irradiation neutronique dans le combustible au thorium.

Le thorium n'a pas encore été utilisé comme combustible nucléaire à une échelle industrielle (sauf de façon marginale en Inde), plus pour des raisons historiques que de difficulté de mise en œuvre.

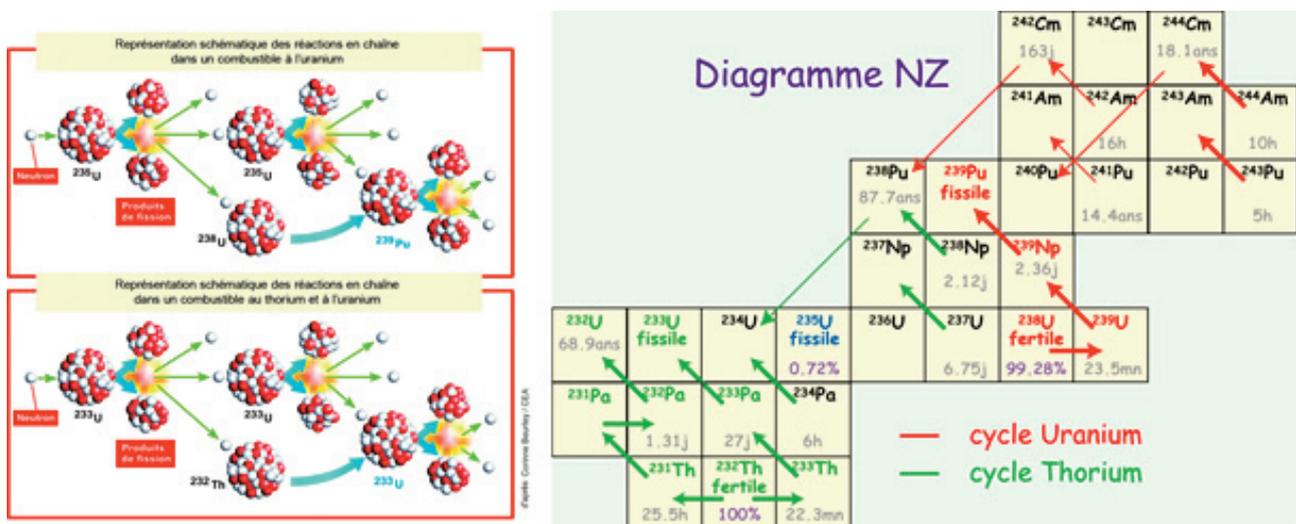


Fig. 2 a,b : Cycles uranium-plutonium et thorium-uranium.

Les lois de la physique nucléaire montrent qu'il est a priori possible de mieux utiliser l'énergie potentielle du combustible nucléaire, que celui-ci soit à uranium ou à base de thorium. À cet égard, plusieurs voies ont été explorées dès le début du développement de l'énergie nucléaire, combinant combustibles nucléaires « solides » ou « liquides » et réacteurs à « neutrons thermiques » ou à « neutrons rapides ». Depuis les années 2000, le Forum International Génération IV (en Anglais : *Generation IV International Forum*, ou GIF), vise à promouvoir

une coopération internationale pour développer des systèmes nucléaires avancés, dits « de quatrième génération ». Le GIF a été initié par le Département de l'Énergie des États-Unis (DOE) avec la participation des pays européens et d'une dizaine d'autres pays.

Les objectifs des réacteurs de 4<sup>e</sup> génération sont :

- d'améliorer nettement la sûreté nucléaire, notamment vis-à-vis des événements externes peu probables ;
- de diminuer le risque de prolifération nucléaire, en recyclant le plutonium et résorbant les stocks de plutonium séparé ;
- de minimiser les déchets nucléaires, y compris en transmutant les actinides mineurs ;
- d'économiser ainsi l'utilisation des ressources naturelles en uranium et thorium ;
- de diminuer les coûts de construction et d'exploitation des réacteurs nucléaires ;
- de permettre d'autres usages que la production d'électricité, tels que la production d'hydrogène, d'eau potable (désalinisation d'eau de mer) et la valorisation de la chaleur fatale.

Le GIF a analysé les différentes technologies de fission susceptibles d'atteindre ces objectifs. Parmi les 6 technologies retenues, les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (RNR-Na) et les réacteurs à sels fondus (RSF) sont les plus prometteurs.

Beaucoup d'obstacles théoriques, technologiques et sociétaux restent à lever avant l'industrialisation de l'une ou l'autre de ces technologies. Si elles étaient menées à terme, elles conduiraient à une indépendance énergétique accrue des pays souhaitant utiliser l'énergie nucléaire pour longtemps.

On examine dans ce qui suit les avantages et les contraintes des RNR et des RSF, ainsi que la R&D qu'il est nécessaire de conduire pour développer les projets actuels. Cette R&D correspond à une expertise élevée de la recherche française et européenne.

## 2 - Réacteurs à combustibles solides

### 2.1 - Rappel sur l'utilisation actuelle de l'uranium dans les réacteurs à neutrons thermiques (RNT)

Jusqu'à aujourd'hui, le combustible nucléaire utilisé dans les RNT a majoritairement été un combustible constitué de pastilles d'oxyde d'uranium enrichi (jusqu'à 4 % en <sup>235</sup>U), combustible dénommé UOX. Certains RNT, comme les réacteurs 900 MWe en France, peuvent aussi utiliser un combustible formé d'oxyde d'uranium appauvri et de plutonium (jusqu'à 9 %), combustible désigné sous le nom de MOX. Les pastilles d'oxydes à haut point de fusion sont enfermées dans des gaines en zircaloy, étanches en toute circonstance, sauf en cas de fusion accidentelle du cœur du réacteur. Gains et pastilles constituent les crayons. Les assemblages de combustible réunissent des centaines de crayons. Ce sont les objets de manutention du combustible depuis le chargement du réacteur en combustible neuf jusqu'au déchargement du combustible usé.

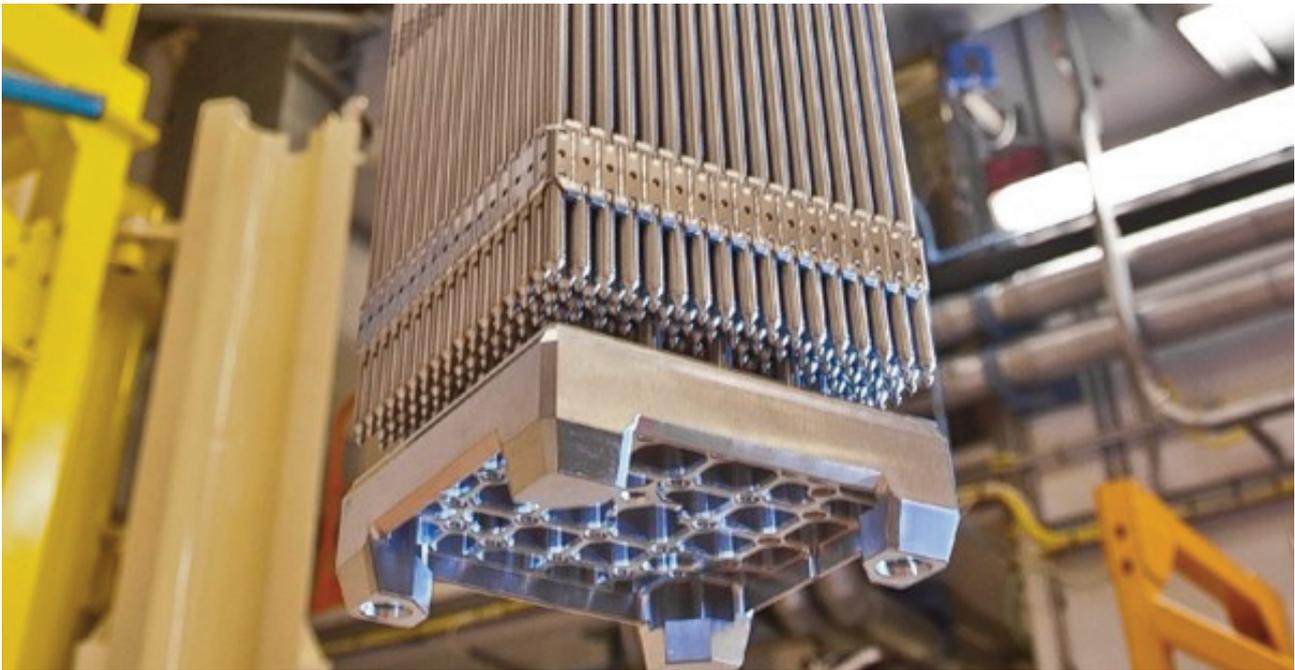


Fig. 3 : Crayons de combustible nucléaire.

Le zircaloy, un alliage métallique contenant environ 95 % de zirconium et divers autres éléments comme l'étain, le niobium, le fer, le chrome et le nickel, a été choisi en raison de sa faible absorption des neutrons thermiques.

Les gaines des crayons de combustible forment la première barrière de confinement de la radioactivité dans les RNT de 2<sup>e</sup> et 3<sup>e</sup> génération, en fonctionnement normal. Elles jouent un rôle capital dans l'énergie que l'on peut extraire du combustible et dans la façon de le faire.

Les modèles les plus courants des RNT sont les réacteurs à eau pressurisée (REP) et réacteurs à eau bouillante (REB), dont le modérateur et le caloporteur est l'eau ordinaire.

Dans des conditions extrêmes résultant d'erreurs humaines, de problèmes de stabilité structurelle ou d'événements extérieurs exceptionnels, des accidents affectant des réacteurs de conception ancienne ont entraîné la fusion du cœur du réacteur (*Three Miles Island*, Tchernobyl, Fukushima). Comme indiqué plus haut, les réacteurs de troisième génération sont conçus pour éviter ces accidents et en minimiser les conséquences.

Comme on l'a développé dans le document « Considérations sur les systèmes électrogènes et l'électronucléaire », la principale limite des RNT pour exploiter l'énergie nucléaire est l'utilisation relativement médiocre de l'uranium naturel puisque la plus grande partie,  $^{238}\text{U}$ , reste inutilisée. Les assemblages de combustible usé sont déchargés des réacteurs avant que tout  $^{235}\text{U}$  soit fissionné et seule une faible part (environ 1%) de  $^{238}\text{U}$  est utilisée, celle qui est transformée en plutonium fissile qui apparaît dans le combustible au cours du fonctionnement du réacteur.

Pour un combustible UOX, le plutonium produit dans l'uranium est composé de plusieurs isotopes allant de  $^{238}\text{Pu}$  à  $^{242}\text{Pu}$  en proportions variables. Seuls  $^{239}\text{Pu}$  et  $^{241}\text{Pu}$  sont réellement fissiles par les neutrons thermiques. Au bout de 3 ans de fonctionnement dans le cas d'un combustible enrichi à 3,7% et brûlé à 45 GWj/t, le combustible usé UOX renferme 1% de plutonium dont 50 % de  $^{239}\text{Pu}$  et 10% de  $^{241}\text{Pu}$ .

En cas de demande électrique mondiale en forte croissance, l'horizon des ressources exploitables en uranium pourrait être réduit du siècle à quelques décennies, du moins en termes de ressources conventionnelles, celles dont la teneur n'augmenterait pas trop les coûts actuels d'extraction.

## 2.2 – Réacteurs à neutrons rapides

Dans les réacteurs à neutrons rapides (RNR), on met à profit les propriétés des neutrons rapides issus de la fission et on utilise du plutonium en mélange avec  $^{238}\text{U}$ . Il n'y a pas de modérateur pour ralentir les neutrons. En revanche, il faut refroidir le réacteur avec un caloporteur qui ne ralentisse pas les neutrons rapides, le meilleur étant le sodium liquide.

Les neutrons rapides : 1) fissionnent tous les isotopes de l'uranium et du plutonium, en fait de tous les éléments lourds dont les transplutoniens, 2) donnent avec  $^{238}\text{U}$  des isotopes de plutonium qui à leur tour donnent des actinides mineurs, et 3) disparaissent peu par captures stériles (celles qui ne donnent rien). Par ailleurs, les fissions par des neutrons rapides donnent en moyenne plus de neutrons que par fission avec des neutrons thermiques et c'est notamment le cas du plutonium. Ainsi, dans le combustible d'un RNR, il y a un important excès de neutrons par rapport à ceux utilisés pour maintenir la réaction en chaîne. Ils sont donc disponibles pour produire plus de plutonium à partir de  $^{238}\text{U}$  qu'ils n'en consomment et on parle de surgénération. Enfin l'énergie de fission des isotopes de plutonium est un peu plus élevée que celle de  $^{235}\text{U}$ .

En théorie, avec les neutrons rapides on peut utiliser tout  $^{238}\text{U}$ . On estime d'ailleurs qu'on peut utiliser au total jusqu'à 140 fois mieux ( $140 = 1/0,711$ ) le potentiel énergétique de l'uranium naturel en passant des RNT aux RNR. En pratique, le gain est moins important, et la voie pour y parvenir est compliquée. Ces deux points sont examinés dans ce qui suit.

### 2.2.1 – Avantages des RNR-Na

L'une des technologies les mieux explorées est celle des RNR refroidis au sodium liquide fonctionnant en mode isogénérateur, c'est-à-dire produisant autant de plutonium qu'ils en consomment.

Dans de tels RNR, on utilise un combustible MOX, à 20 % de plutonium dans de l'uranium appauvri, par exemple  $^{238}\text{U}$  à 0,25 % en  $^{235}\text{U}$ , mais aussi de l'oxyde d'uranium appauvri  $\text{UO}_2$  pour y produire du plutonium avec les neutrons excédentaires au maintien de la réaction en chaîne. Les assemblages de combustible sont constitués, comme pour les REP, de crayons où sont empilées les pastilles, celles de MOX au milieu et celles de  $\text{UO}_2$  de part et d'autre. Les fissions se produisent principalement dans le MOX, consommant uranium et plutonium et une production de plutonium a lieu dans  $\text{UO}_2$  produisant autant (isogénération interne) de plutonium que celui consommé dans le MOX. Les gaines des crayons sont en acier inoxydable.

Comme les neutrons rapides fissionnent tous les isotopes des éléments lourds (uranium et au-delà), un RNR peut recycler son propre combustible usé. On peut ainsi utiliser, dès le démarrage du RNR, du combustible qui sera en partie utilisé pendant toute la vie du réacteur. Un parc de RNR permet de fermer le cycle du combustible et le « cycle fermé » ouvre la perspective d'une indépendance énergétique totale, compte tenu des stocks d'uranium appauvri disponibles.

De même, les actinides mineurs deviennent de la matière fissile et sont consommés dans le combustible. Leur production est moindre que dans le combustible UOX des RNT à égalité de service rendu.

Aujourd'hui, le combustible des RNR peut être brûlé jusqu'à 150 GWj/t, parce que les gaines de combustible en acier peuvent supporter de très fortes doses de neutrons. Cette limite est imposée pour des questions de sûreté et de tenue des gaines à l'irradiation neutronique.

Avec les RNR, on augmente notablement l'équivalent énergétique de l'uranium naturel. À cet égard, on peut comparer les quantités théoriques d'uranium (et de plutonium) consommé par tonne de combustible pour alimenter un REP et un RNR de 1 GWe dans un parc à l'équilibre.

Dans le premier cas, dans une tonne de combustible classique d'un RNT (3,7 % en  $^{235}\text{U}$ ) brûlée à 45 GWj/t, 30 kg de  $^{235}\text{U}$  disparaissent dont 24,7 kg par fission, et 34 kg de  $^{238}\text{U}$  disparaissent dont 3,4 kg par fission. Le reste de  $^{238}\text{U}$  a donné du plutonium et des actinides mineurs dont 17 kg ont disparu par fission. Au total 45 kg de produits de fission sont apparus.

Dans le cas d'un RNR isogénérateur, dans 1 tonne de combustible MOX à 19,5 % de plutonium brûlée à 147 GWj/t, 18 kg du plutonium initial disparaissent dont 11 kg par fission, et 141 kg de  $^{238}\text{U}$  disparaissent dont 15,6 kg par fission. Le reste de  $^{238}\text{U}$  a donné du plutonium et des actinides mineurs dont 120 kg ont disparu par fission. Au total 147 kg de produits de fission sont apparus. Le bilan neutre en plutonium est assuré par le plutonium produit dans le  $\text{UO}_2$  placé en couverture axiale pour surgénération, soit 18 kg.

Le contenu en  $^{238}\text{U}$  de 1 tonne de combustible MOX RNR permet environ 5 recyclages de son combustible usé, ce qui correspond aux possibilités offertes pendant la vie du réacteur (60 ans), sachant qu'un recyclage, du retraitement à la fabrication du combustible, prend environ une dizaine d'années. En recyclant l'uranium et le plutonium, il faut rajouter à chaque cycle 140 kg d'uranium appauvri par tonne de nouveau combustible pour compenser  $^{238}\text{U}$  disparu.

Pour un réacteur de 900 MWe français monorecyclant le plutonium du combustible usé UOX, la quantité de  $^{238}\text{U}$  consommée par tonne de combustible MOX à 8,28 % en plutonium au taux de combustion de 45 GWj/t est de 26 kg.

Les bilans de production et de disparition d'uranium et de plutonium sont obtenus avec des codes de calculs et vérifiés expérimentalement, par exemple lors du retraitement du combustible. Ces bilans sont très sensibles aux compositions isotopiques de l'uranium et du plutonium.

Les RNR offrent d'autres possibilités :

- ils peuvent produire plus de plutonium qu'ils n'en consomment, ou au contraire brûler un excédent de plutonium. En mode surgénération externe, on ajoute autour du cœur des assemblages constitué de  $\text{UO}_2$  assurant une production excédentaire de plutonium. Cela ouvre la possibilité, avec un RNR, de consommer de l'uranium appauvri pour produire suffisamment de plutonium afin de lancer un nouveau RNR ;
- ils permettent également de transmuter les actinides mineurs produits dans les réacteurs à neutrons thermiques actuels de 2<sup>e</sup> et 3<sup>e</sup> génération, si on les a toutefois préalablement séparés du combustible usé issu des RNT. Cela pourrait se faire de plusieurs façons en diluant les actinides mineurs dans le combustible MOX-RNR (mode homogène) ou bien en irradiant un nouveau combustible très riche en actinides mineurs placé en couverture du cœur (mode hétérogène). Mais cette transmutation ne sera jamais totale et elle demandera des décennies d'irradiation ;

- ils permettent enfin d'utiliser les stocks excédentaires de plutonium militaire, pour les pays désirant réduire leur arsenal. Il est enfin possible (et plus facile si un déploiement massif était envisagé) de démarrer des RNR avec de l'uranium enrichi à 15-20 % en  $^{235}\text{U}$ , ce que les Russes ont d'ailleurs fait avec leurs réacteurs BN-600 et BN-800 (BN-800 est aujourd'hui alimenté avec du MOX). Un projet de BN-1200 de 1200 MWe est en cours.

Pour l'instant, les RNR ne sont réellement envisagés que pour produire de l'électricité.

Enfin, la plupart des concepts de RNR peuvent se décliner sous la forme de réacteurs de puissances variables, allant des petits réacteurs modulaires (en anglais, *Small Modular Reactors*, SMR) aux réacteurs de forte puissance. Il existe une taille minimale imposée par la physique, compte tenu de la nécessité d'atteindre la criticité, mais la puissance et la densité de puissance sont davantage limitées par les circuits de conversion thermique (échangeurs de chaleur) que par les contraintes nucléaires.

En règle générale, les SMR sont plus faciles à mettre au point et peuvent répondre à un souci d'adaptation au marché, par exemple à l'exportation, lorsque les besoins des utilisateurs ne sont pas orientés vers des réacteurs de forte puissance. Il existe de nombreux projets de SMR dont certains de type RNR.

À technologie identique, le coût du kWh est en revanche presque toujours plus bas lorsque la puissance des réacteurs croît.

### 2.2.2 – Contraintes

Les RNR sont d'une technologie compliquée.

Ils sont plus délicats à piloter que les RNT, car le plutonium ( $^{239}\text{Pu}$ ) produit moins de neutrons retardés que  $^{235}\text{U}$ . Ces neutrons sont à la base du maintien de la réaction en chaîne dans tous les réacteurs nucléaires. L'exploitation des RNR nécessite également des techniques d'inspection adaptées au sodium liquide qui est opaque à la lumière. Enfin, la puissance volumique du cœur est 4 à 5 fois supérieure à celle du cœur d'un REP et le refroidissement nécessite des débits importants de sodium liquide. Le caloporteur reste dans la zone 400-500 °C, ce qui conduit à un rendement thermodynamique proche de 40 %. Le sodium peut réagir violemment au contact de l'eau en produisant de l'hydrogène qui peut s'enflammer en présence d'air. Il faut donc assurer l'absence de tout contact avec l'air et l'eau pour éviter les risques correspondants et notamment celui d'une réaction exothermique sodium-eau dans les générateurs de vapeur. Enfin, il faut également éviter tout contact du sodium du circuit primaire avec l'air ou l'hydrogène pour éviter la formation de composés solides. En conséquence le circuit sodium est constamment purifié.

Ces difficultés sont bien connues et l'expérience accumulée dans l'utilisation du sodium liquide est importante. Le sodium est ainsi privilégié en tant que fluide de refroidissement car il ne ralentit pas les neutrons et possède des propriétés thermiques intéressantes et notamment une chaleur massique et une conductivité thermique élevées. Il reste à l'état liquide dans une large gamme de températures et possède un point de fusion très bas (97.8 °C). Peu corrosif, facile à pomper, le sodium est aussi disponible industriellement à un coût raisonnable.

Dans certaines configurations du combustible, il peut a priori exister un problème de stabilité dû à un « coefficient de vide positif ». La réactivité du cœur peut augmenter, avec un risque d'emballement, si un vide apparaît localement dans le caloporteur sodium, par exemple sous

forme d'une bulle de gaz, qui augmente la transparence du fluide aux neutrons. *In fine*, dans le cas extrême où le caloporteur est partiellement vidangé, le combustible pourrait fondre, entraînant la perte totale de la maîtrise du réacteur. Ce risque peut être rendu très faible au moyen d'une géométrie adéquate des assemblages de combustible, mais il ne sera sans doute jamais rigoureusement nul. Les RNR sont par ailleurs sensibles au maintien de la rigidité des assemblages où l'espacement des crayons reste constant.

Un avantage des RNR-Na est celui de leur fonctionnement à pression ambiante, ce qui élimine les difficultés associées à l'ingénierie des circuits sous pression que l'on trouve dans les réacteurs à eau pressurisée comme les REP. Cette caractéristique est aussi un atout qui réduit les risques de fuites radioactives en cas d'incident.

La principale contrainte pour lancer un RNR est d'avoir suffisamment de plutonium. Pour cela il faut retraiter suffisamment de combustible usé UOX des REP. Ensuite, pour recycler la matière fissile du combustible usé d'un RNR, il faut retraiter les assemblages MOX-RNR. Le retraitement du combustible usé est donc incontournable pour exploiter un parc de RNR.

Il faut environ 9,6 tonnes d'isotopes de Pu fissiles, soit 10 à 15 tonnes de Pu issu d'un REP, pour lancer un RNR de 1 GWe (cœur et première recharge). C'est la quantité cumulée dans le combustible usé UOX d'un REP de 1 GWe ayant fonctionné pendant environ 50 ans : 20 t de combustible déchargé par an à une teneur de 1% en plutonium. Un RNR en exploitation produit ensuite assez de plutonium pour s'auto-alimenter. En recyclant également l'uranium, la fabrication du nouveau combustible ne demande pas de nouvelle matière fissile mais seulement un apport d'uranium appauvri.

Si la technologie industrielle du retraitement évolue vers un retraitement industriel du combustible RNR usé, on peut envisager un parc de RNR pour lequel il n'y a plus besoin d'uranium naturel, mais seulement d'uranium appauvri. Les réserves d'uranium appauvri actuellement inutilisées sont considérables. Par exemple la France possède aujourd'hui un stock d'uranium appauvri d'environ 350 000 tonnes, et le stock de plutonium civil français est de l'ordre de 140 tonnes en 2020 (contenues dans 14 000 tonnes de combustible usé), susceptibles de garantir des centaines d'années de production d'énergie électrique et donc son indépendance énergétique, même en cas d'arrêt de l'extraction d'uranium.

La production mondiale de plutonium est d'environ de 75 tonnes par an (et 7,5 tonnes d'autres actinides), ce qui pourrait permettre de lancer 5 à 7 GWe/an. En 2030, le stock mondial cumulé de plutonium sera d'environ 3 000 tonnes. Enfin, le coût d'investissement d'un RNR est de l'ordre de 30 % plus élevé que celui d'un REP.

## **2.3 – Retour d'expériences des RNR**

### ***2.3.1 – Niveau international***

Le premier RNR générateur d'électricité non commercialisée (20 MWe) date des années 1960 aux USA : EBR-2 (Idaho). Ce réacteur a fonctionné avec de l'uranium métallique à 50 % en <sup>235</sup>U avec un refroidissement au sodium liquide. Il était accolé à un atelier de retraitement par pyrochimie. La motivation était à cette époque le manque d'uranium. Depuis EBR-2, 15 RNR expérimentaux de puissance thermique croissante et 12 prototypes ou démonstrateurs industriels de RNR électrogènes (entre 10 et 1200 MWe) ont été exploités dans le monde. Ils ont permis de tester plusieurs types de combustibles, d'étudier les possibilités de leur

retraitement et de mettre en œuvre plusieurs types de caloporteurs. Le MOX à uranium appauvri et plutonium et le sodium liquide se sont imposés. Il n'en reste réellement que 2 en exploitation en Russie, BN-600 et BN-800. Un réacteur BN-1200 de 1200 MWe est en projet.

Les RNR électrogènes construits jusqu'à aujourd'hui (dits de 2<sup>e</sup> génération) ne remplissent pas tous les critères de sûreté des réacteurs de 4<sup>e</sup> génération sur lesquels, depuis Fukushima, le nucléaire du futur doit être construit. Les objectifs des RNR-Na du futur reprennent les critères généraux exigeants édictés pour les réacteurs de 4<sup>e</sup> génération, tels qu'ils ont été décrits dans le préambule.

### 2.3.2 – Cas de la France

En France, le CEA a construit et exploité Rapsodie, Phénix (250 MWe) et Superphénix (1240 MWe), préparé leurs combustibles, et conduit des campagnes de retraitement du combustible RNR usé et de recyclage du plutonium séparé à l'échelle de quelques tonnes (dans Phénix). Toutefois, le retraitement du combustible usé MOX-RNR a été réalisé par dilution avec du combustible UOX, ce qui n'est pas une démonstration de faisabilité industrielle d'un cycle fermé dans le cas d'un parc de RNR qui fonctionnerait sans l'apport du plutonium des RNT.

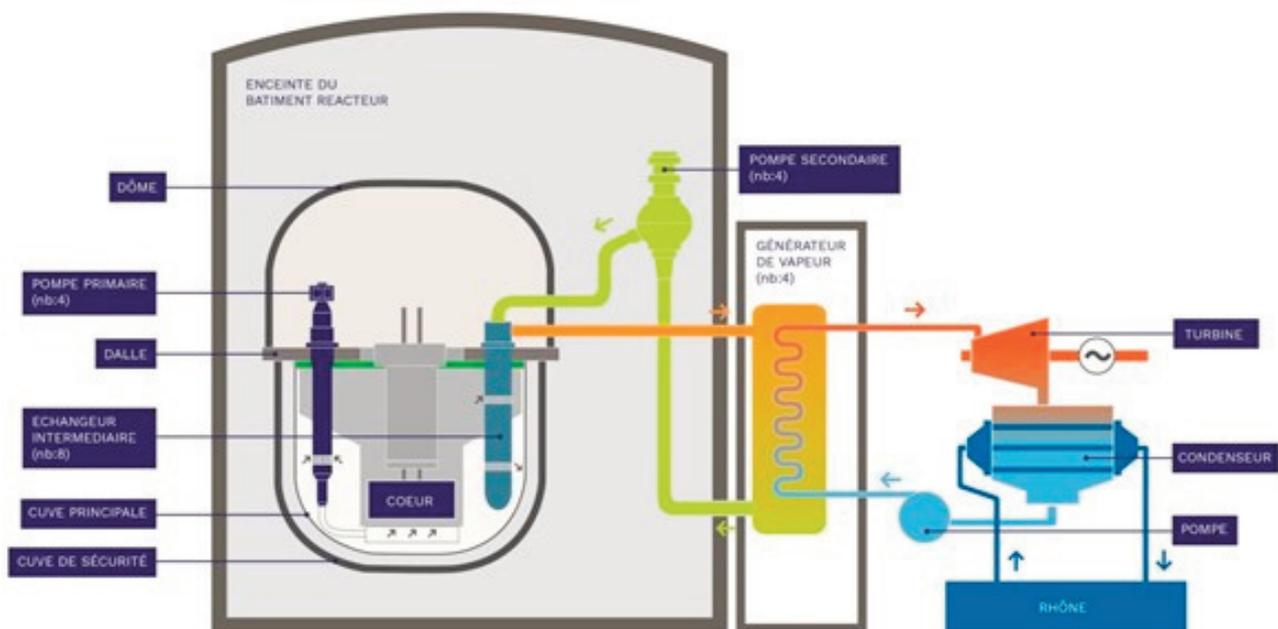


Fig. 4 : Schéma d'un RNR-Na (réacteur Superphénix).

L'expérience de la France dans l'exploitation des RNR et des installations du cycle associé est unique. Elle n'a pu être acquise que parce que le système électronucléaire français repose sur un cycle du combustible semi-fermé. Une partie du combustible UOX (1050 tonnes) est retraitée à la Hague et le plutonium séparé (10,5 tonnes) alimente, sous forme de MOX, 22 REP de 900 MWe. Cela consomme 110 tonnes d'uranium appauvri. Le combustible est préparé dans l'usine Melox à Marcoule. Mais le recyclage en REP ne peut être effectué qu'une fois (monorecyclage). Le combustible usé MOX-REP est mis en réserve stratégique. Une partie de l'uranium de retraitement est également recyclée.

## 2.4 – Quel avenir pour les RNR

### 2.4.1 – International

La R&D sur les RNR se poursuit dans le cadre du projet GIF. Il s'agit de fédérer la R&D sur les aspects sûreté plutôt que d'aller vers la réalisation d'un démonstrateur, laissant cette initiative aux pays partenaires. Les RNR ont suscité de l'enthousiasme jusque vers les années 1980, puis les programmes nucléaires ont ralenti. La Chine et l'Inde ont des projets de construction de RNR qui sont bien engagés, celui de la Chine faisant l'objet d'un effort important. La politique de non-prolifération des États-Unis a banni le retraitement du combustible usé ; comme celui-ci est obligatoire pour exploiter les RNR, l'intérêt industriel pour ces réacteurs a longtemps été mis en sommeil dans ce pays, mais des décisions récentes pourraient permettre un redémarrage. L'abondance d'uranium sur le marché, allant de pair avec des prix bas, n'est toutefois pas favorable au développement rapide vers des RNR.

Il existe des programmes européens. Dans le cadre de H2020 l'Europe étudie le « design » d'un RNR-Na de 1,5 GWe (ESFR-SMART) inspiré d'Astrid (voir ci-dessous). Les autres projets visent à identifier les verrous pour l'utilisation de combustibles à très haute teneur en plutonium (au-delà de 20 %). Ces recherches se font actuellement sans grands investissements.

### 2.4.2 – Cas de la France

Dans la suite de l'exploitation de Phénix, le CEA avait mis en route, en 2010, le projet Astrid.

Ce projet comportait l'étude d'un RNR de 4<sup>e</sup> génération de 600 MWe et celle des installations du cycle d'un combustible d'oxyde mixte d'uranium appauvri et de plutonium. Il devait être refroidi classiquement au sodium liquide, mais être innovant tant au niveau du cœur que du fluide alimentant la turbine, vapeur d'eau ou hélium, avec une sûreté de fonctionnement au moins égale à celle des RNT de 3<sup>e</sup> génération (enceinte double, récupérateur de corium, redondance des dispositifs de sûreté, secours ultime de sauvegarde, ...). La conception du cœur hétérogène et du circuit primaire de sodium garantissait, en

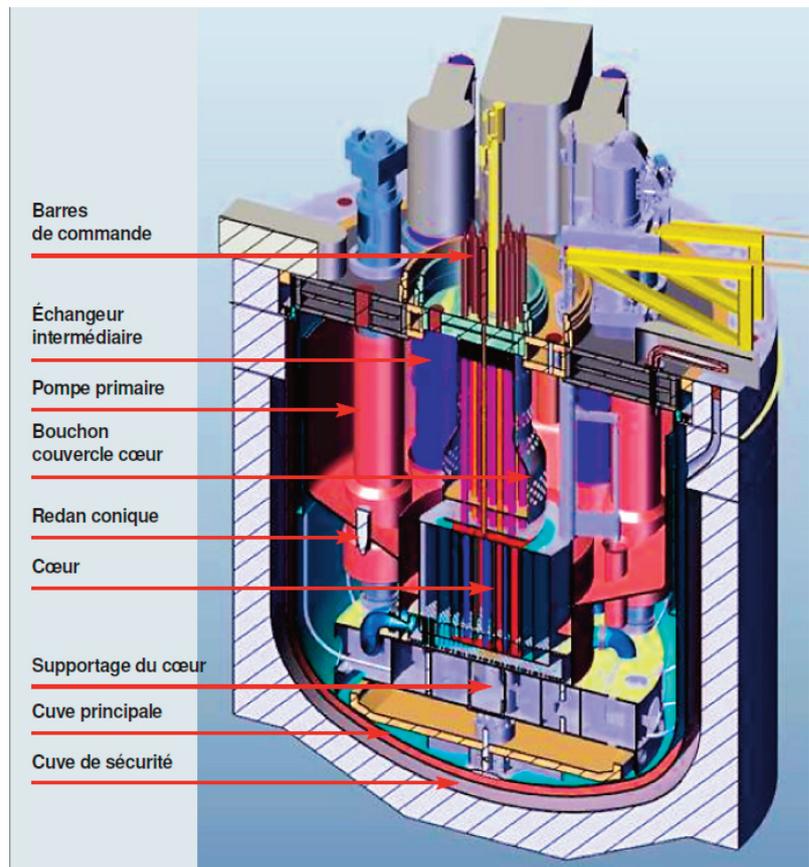


Fig. 5 : Schéma du bloc réacteur d'Astrid (CEA).

organisant le flux de neutrons, un coefficient de vide légèrement négatif. Le projet Astrid devait aussi démontrer la possibilité de multirecycler son propre combustible ainsi que la faisabilité de la transmutation de l'américium, l'actinide mineur qui pose le problème le plus important pour la gestion des déchets nucléaires à vie longue, en raison de la chaleur qu'il dégage.

Des réacteurs de type Astrid auraient présenté tous les avantages des RNR (utilisation de l'uranium appauvri, multirecyclage de leur propre combustible, transmutation possible d'une partie de leurs déchets) avec une sûreté nucléaire renforcée et même la possibilité de supprimer toute réaction eau-sodium dans la version de turbine à hélium.

La construction du réacteur Astrid, sans les indispensables usines pour la fabrication du combustible et le retraitement du combustible usé, était estimée à environ 6 milliards d'euros. À la suite de contraintes budgétaires, le CEA a abandonné le projet en 2019 au niveau de l'avant-projet détaillé (APD).

Pour un parc de RNR de type Astrid à l'équilibre, c'est-à-dire un parc qui n'aurait plus besoin d'uranium naturel pour fonctionner, c'est l'aval du cycle du combustible qui deviendrait stratégique et non l'amont. Un tel retournement de situation impliquerait une profonde mutation du cycle du combustible actuel.

Avec les réacteurs à neutrons thermiques, la gestion des déchets à vie longue pose des problèmes, même si les volumes produits ne sont pas très importants et peuvent faire l'objet de stockages géologiques. Les RNR de 4<sup>e</sup> génération, même dans une version ne pouvant transmuter qu'une partie des actinides mineurs, faciliteraient la gestion de ces déchets. Toutefois, même si la quantité et la radiotoxicité des déchets se trouveraient réduites, il resterait les produits de fission et des déchets de moyenne activité à vie longue (MAVL) associés au retraitement, en quantités plus importantes que pour les RNT. Il y aurait donc toujours des déchets nécessitant un stockage géologique.

La PPE fixe la politique énergétique française jusqu'en 2028, en particulier les orientations de l'électronucléaire. Outre l'arrêt programmé des REP 900 MWe dont certains consomment du plutonium, la PPE repousse le déploiement des RNR au prochain siècle. Compte tenu du délai pour un changement important dans le nucléaire, la R&D sur les RNR serait repoussée de quelques décennies avec un éventuel prototype vers la fin du siècle. Ainsi le lancement d'un premier RNR pourrait avoir lieu dès le début du prochain siècle.

Pour poursuivre la gestion du plutonium, selon la politique française en vigueur, en attendant les RNR, la PPE oriente la R&D vers la possibilité de multirecycliser le plutonium dans de futurs EPR, construits vers 2050. Cette étape est considérée comme un moyen de maintenir les compétences françaises dans le domaine des RNR. Une telle R&D paraît malheureusement insuffisante pour la taille critique des équipes et pour attirer les vocations et les talents.

La réorientation du programme porte sur l'étude d'esquisses de SMR (150 MWe) : un réacteur « Atrium » innovant et un réacteur « Évolutionnaire » inspiré par les acquis d'Astrid. Ce sont surtout les aspects sûreté et les aspects technico-économiques qui sont visés. Enfin, le programme inclut l'étude d'un concept de RNR à combustible sels fondus pour transmutation des actinides mineurs.

Pour l'instant, le programme français sur les RNR vise donc à valoriser les acquis d'Astrid et à assurer une veille technico-économique pour suivre les projets internationaux dans ce domaine. Il s'agit d'un programme a minima qui témoigne d'un manque d'ambition de la France, conséquence du sous-investissement actuel de l'État dans la R&D pour le nucléaire.

## **2.5 – Conclusion**

Les RNR présentent des atouts incontestables vis-à-vis de la gestion des matières fissiles. Ils

permettraient de valoriser pleinement l'uranium extrait du sous-sol et du plutonium accumulé dans le combustible nucléaire usé. La réserve énergétique mondiale en matière fissile anthropique pourrait ainsi être utilisée pour la production d'énergie électrique pour les prochains siècles. Mais le déploiement des RNR change le paradigme du nucléaire, l'aval du cycle : retraitement du combustible usé et fabrication du combustible neuf deviennent stratégiques, alors que c'est l'amont du cycle qui l'est aujourd'hui : extraction de l'uranium, enrichissement et fabrication du combustible. Un parc de RNR apparaît ainsi comme seul capable de fournir de l'énergie sur des milliers d'années.

### 3 - Réacteurs à combustible liquide (sels fondus)

Les réacteurs à sels fondus (RSF) peuvent fonctionner en spectre thermique ou rapide, et sont souvent envisagés avec une utilisation de sels de thorium fondus. En réalité, une grande variété de combinaisons incluant des sels d'uranium, de plutonium et d'éléments transplutoniens issus des RNT est possible. Le cycle thorium a la particularité de permettre en théorie la régénération en spectre thermique, avec un modérateur tel que le graphite. Cependant, outre les difficultés de gestion des déchets créées par l'activation du graphite, des études récentes ont montré que la stabilité des RSF à neutrons thermiques est plus difficile à assurer<sup>2</sup>. L'objectif d'atteindre des caractéristiques et performances optimales conduit ainsi à envisager plutôt des RSF à neutrons rapides.

Aujourd'hui, plusieurs pays (notamment Chine, États-Unis, Russie et pays européens dont la France) étudient des RSF à neutrons rapides utilisant thorium-uranium, thorium-plutonium, uranium-plutonium, ou même une combinaison plus diverse encore de ces éléments fertiles et fissiles.

#### 3.1 - Bref historique

Le retour d'expérience sur les réacteurs alimentés avec un combustible au thorium est modeste. Il concerne principalement les réacteurs à neutrons thermiques.

- Le réacteur américain de Shippingport a été le premier réacteur électrogène au monde à être mis en service en 1957. C'était un réacteur type REP, utilisant un combustible à base d'uranium hautement enrichi en  $^{235}\text{U}$  (fissile) et d'uranium naturel (fertile). Entre 1977 et 1982, il a été adapté et a fonctionné en mode surgénérateur avec un combustible de dioxyde de Th et de  $^{233}\text{U}$ . Il développait une puissance de 60 MWe.
- L'Inde, qui possède de très importantes réserves de thorium et peu d'uranium, développe aujourd'hui une filière de réacteurs visant in fine (fin du siècle) des réacteurs thermiques à combustible solide ou liquide Th- $^{233}\text{U}$  (projets IHTR de réacteur à boulets caloporté aux sels fondus, *Innovative High Temperature Reactor*, et IMSBR, *Indian Molten Salt Breeder Reactor*). Elle a commencé à produire du Pu avec des réacteurs de type Candu. Ce Pu doit permettre d'obtenir  $^{233}\text{U}$  en irradiant des couvertures fertiles en thorium dans des RNR-sodium qui restent à construire.
- Le MSRE (*Molten Salt Reactor Experiment*, 1965-1969, Oak Ridge) a été après l'ARE

---

<sup>2</sup>: Cette difficulté était présente pour le MSBR (Molten Salt Breeder Reactor), envisagé par les Américains dans les années 1970, et finalement abandonné en 1976.

(*Aircraft Reactor Experiment*, 1954, Idaho) le deuxième réacteur à combustible liquide construit par les Américains. Dans ces réacteurs, le combustible au thorium est sous forme de fluorures ou de chlorures fondus, et sert également de fluide caloporteur. Le MSRE était un petit réacteur expérimental modéré au graphite, atteignant une puissance de 7,4 MWth, opérant à 650 °C avec des fluorures fondus. Le MSRE a utilisé aussi bien  $^{235}\text{U}$  (uranium enrichi à 30 %) que  $^{233}\text{U}$ , ce dernier étant produit de manière externe par irradiation du thorium. Il a permis de mettre en évidence la très grande stabilité des réacteurs à sels fondus et d'identifier des alliages à base de nickel, résistants à la corrosion des sels, comme l'Hastelloy-N.

### 3.2 - Avantages des réacteurs à sels fondus

Les réacteurs à combustible liquide sous forme de sels fondus (RSF), quelle que soit la nature du combustible, diffèrent de manière radicale des réacteurs à combustible solide actuellement mis en œuvre au niveau industriel. Les sels sont généralement des fluorures liquides à des températures de 700 à 750 °C, ou des chlorures liquides à des températures de 550 à 600 °C. Les RSF présentent a priori, grâce à leur combustible liquide, de nombreux avantages :

- le combustible des RSF est homogène, et sa composition peut être ajustée en permanence par insertion d'éléments ayant des isotopes fissiles et extraction en continu des produits de fission via des procédés pyrochimiques. Le réacteur ne nécessite donc plus de plan de chargement et peut théoriquement fonctionner sans arrêt ;
- les RSF ont un fonctionnement très souple : ils peuvent fonctionner avec tout type d'isotope fissile et atteindre la surgénération, c'est-à-dire produire plus de matière fissile qu'ils n'en consomment, aussi bien en cycle thorium-uranium qu'en cycle uranium-plutonium. Ils peuvent aussi incinérer le plutonium et les actinides mineurs produits par les autres filières et ainsi les valoriser sous forme d'énergie, tout en facilitant la gestion des déchets ;
- une fois le démarrage assuré avec un combustible adéquat, un RSF régénérateur ou surgénérateur, produisant au moins autant de matière fissile qu'il en consomme, voire plus, se contente de thorium ou d'uranium appauvri ;
- en cas d'incident, le combustible liquide peut être vidangé par simple gravité, pour rejoindre un réservoir situé sous la cuve principale et dont la configuration géométrique assure la sous-criticité. La grande inertie thermique dans le réservoir de vidange permet d'attendre que la puissance résiduelle baisse suffisamment ; la chaleur résiduelle devient alors suffisamment faible pour être évacuée par convection et échanges thermiques passifs avec l'atmosphère ;
- compte tenu du point d'ébullition élevé des sels, les RSF peuvent être opérés à la pression atmosphérique, ce qui minimise les risques de fuite. En cas de fuite accidentelle, le mélange de sels se solidifierait par refroidissement, et emprisonnerait ainsi l'essentiel de la radioactivité ;
- le phénomène de dilatation des sels conduit à un coefficient de contre-réaction thermique très négatif en spectre rapide : toute élévation de la température entraîne une diminution de la réactivité, de sorte que le réacteur est intrinsèquement stable. Dans cette configuration, le coefficient de vide est également négatif ;

- le pilotage du réacteur se fait par la puissance demandée. Pour cela, on contrôle les débits du combustible et des sels intermédiaires dans les échangeurs de chaleur. Il n'y a pas besoin de barres de contrôle ;
- la réactivité est ajustable en quelques dizaines de secondes, car le combustible parcourt une boucle du circuit primaire en 3 à 4 secondes, et sa température se cale rapidement sur la demande du circuit de conversion<sup>3</sup>. Les RSF pourraient donc, en théorie, aisément fonctionner en suivi de charge d'un réseau, pour moduler leur production en fonction de la plus ou moins grande disponibilité des sources intermittentes (éolien, photovoltaïque) ;
- enfin, la quantité d'actinides mineurs produite dans les MSR reste faible. Si le combustible est à l'uranium, les actinides mineurs restent dans le combustible et sont à la longue fissionnés. S'il est au thorium, ils sont produits en très faible quantité. La gestion des déchets radioactifs issus du réacteur se ramène alors à celle des produits de fission. La radioactivité résiduelle de ceux-ci devient, après quelques siècles, inférieure à celles des minerais avec lesquels on a produit le combustible.

Il résulte de ce qui précède que les RSF ont un excellent potentiel pour valoriser et transmuter les actinides mineurs produits par les RNT, responsables d'une part substantielle des déchets radiotoxiques à longue vie de cette filière.

Toutes ces caractéristiques font que les RSF ont une sûreté théorique bien supérieure à celle des autres types de réacteurs. Aucun des phénomènes physicochimiques impliqués ne peut intrinsèquement conduire à un emballement de la réactivité. Le MSRE américain avait confirmé cette grande stabilité. Il existe encore d'autres avantages :

- les températures élevées assurent un meilleur rendement thermodynamique, pouvant avoisiner les 45-50 % ;
- en complément de la production électrique, ces mêmes températures élevées sont propices à des applications industrielles comme la production d'hydrocarbures de synthèse, d'hydrogène ou d'ammoniac. Dans ce cas, il faut cependant tenir compte des risques chimiques potentiels, ce qui implique une isolation et une mise à distance suffisante des installations nucléaires ;
- en mode surgénérateur ou régénérateur, le retraitement en continu du combustible sans pertes significatives pourrait théoriquement permettre d'atteindre ou dépasser un taux de combustion (*burn-up*) de 99 % sur de très longues durées<sup>4</sup>.

### 3.3 - Défis à relever et études à mener

Il reste cependant de nombreux défis, dont certains peuvent être difficiles à relever :

- les produits de fission s'accumulent dans le combustible et nuisent au maintien du bilan neutronique. C'est pourquoi il faut les extraire en continu ou périodiquement du combustible liquide, sur des lots de quelques dizaines de litres par jour. Certains produits

<sup>3</sup> : Il est à remarquer que les RSF ont été imaginés au départ pour la propulsion d'avions. Dans une telle application, la variation de puissance très rapide est indispensable !

<sup>4</sup> : Il est cependant difficile d'estimer quelle sera la durée de vie des réacteurs industriels. De son côté, le sel combustible a une durée de vie qui dépasse les centaines d'années ; comme pour les RNR à combustible solide, pour approcher les 100 % de *burn-up*, il faut attendre typiquement plus d'un siècle.

de fission (sélénium, tellure) peuvent engendrer des problèmes de corrosion de la cuve. Pour les prévenir, il convient de surveiller et d'ajuster régulièrement le potentiel d'oxydoréduction des sels. Les procédés pyrochimiques de traitement des sels restent à mettre au point à l'échelle d'un réacteur MSR industriel ;

- l'épuration en continu des produits de fission volatils du combustible peut nécessiter une injection de gaz, typiquement un mélange de Xe et Kr correspondant à la composition des gaz de fission ;
- le maintien du potentiel d'oxydoréduction des sels amène à utiliser des réactifs dangereux comme le fluor, ce qui impose de garantir une sûreté chimique contraignante à proximité du réacteur ;
- des alliages performants de type Hastelloy N ont, a priori, la résistance voulue à la corrosion, mais ils restent à valider pour une utilisation au long terme ;
- pendant le fonctionnement, il se forme  $^{233}\text{U}$  mais aussi  $^{232}\text{U}$  du fait de diverses réactions  $n,2n^5$  et par filiation  $^{208}\text{Tl}$ , émetteur gamma de haute énergie, nécessitant des précautions radiologiques particulières si le combustible doit être extrait du réacteur ;
- la très haute densité énergétique nécessite des échangeurs de chaleur performants, encore à développer<sup>6</sup> ;
- le milieu sels fondus nécessite une instrumentation spécifique (sondes, capteurs divers), à développer.

Enfin, il faut s'attendre à d'autres difficultés non encore réellement identifiées, en raison de la physicochimie particulière des mélanges de sels fondus. Les diagrammes de phase restent à compléter en prenant en compte la présence d'uranium et de plutonium et des produits de fission, la chimie redox des éléments lourds en milieu sels fondus n'est pas aussi bien connue qu'en milieu aqueux, ni la séparation des éléments à partir de ces milieux. Tout un domaine de la chimie est à relancer.

### 3.4 - Quel avenir pour les RSF au niveau mondial

Les réacteurs à sels fondus n'ont à l'heure actuelle donné lieu qu'à la réalisation des deux prototypes américains de faible puissance déjà mentionnés.

La maturité industrielle de ces réacteurs est donc pour l'instant inexistante, mais les caractéristiques très prometteuses des RSF font qu'il existe aujourd'hui de nombreux projets dans le monde.

La Chine a créé en 2011 à Shanghai un centre de recherches dédié aux RSF et y consacre des milliards de dollars. Un premier prototype alimenté au thorium est en construction dans le désert de Gobi. Plusieurs sociétés privées nord-américaines ont également des projets de RSF. On peut citer l'IMSR de *Terrestrial Energy* (Canada), qui reprend la technologie du MSRE, et

---

<sup>5</sup> : À 90 %, il s'agit d'une réaction  $n,2n$  sur  $^{232}\text{Th}$  suivie d'une capture neutronique sur le  $^{231}\text{Pa}$  issu de la désintégration  $\beta$  de  $^{231}\text{Th}$ , et pour le reste d'une réaction  $n,2n$  sur  $^{233}\text{U}$ .

<sup>6</sup> : Bien entendu, le circuit combustible de sels fondus radioactifs doit être maintenu parfaitement isolé des fluides utilisés dans les turbines (qui pourraient être de la vapeur d'eau, de l'eau ou du dioxyde carbone supercritique en cycle Brayton, voire de l'air, en fonction des technologies mises en œuvre et des applications envisagées). Un circuit intermédiaire de sels fondus permet cet isolement.

TerraPower aux États-Unis – portée par Bill Gates – avec un projet plus ambitieux de MCFR (*Molten Chloride Fast Reactor*), surgénérateur à neutrons rapides. Ces deux derniers réacteurs, en projet, utilisent un combustible à l'uranium enrichi pour démarrer. Pour des raisons de section de capture neutronique, il est préférable en spectre rapide et pour un combustible majoritairement constitué d'uranium, d'utiliser des chlorures avec du chlore fortement enrichi en  $^{37}\text{Cl}$  pour éviter la production de  $^{36}\text{Cl}$  radioactif à longue période, 300 000 ans.

Les aspects économiques des RSF sont encore incertains. Quelques études nord-américaines (Kirk Sorensen de Flibe Energy, Robert Hargraves, Darryl Siemer) suggèrent cependant que les RSF, notamment ceux au thorium, pourraient aboutir à terme à un coût de l'électricité nettement plus faible que celui offert par toutes les autres sources d'énergie, fossiles compris. La raison en est la compacité et la simplicité du design, qui évite a priori les multiples dispositifs nécessités par les autres types de réacteurs (modérateurs, barres de contrôle, cuve sous pression, pompes de refroidissement, groupes électrogène redondants). Si ce coût suffisamment bas était avéré, le seul effet de la rentabilité économique assurerait la possibilité d'un développement important de la technologie au cours des décennies à venir.

### **3.5 - Le projet de réacteurs à sels fondus et à neutrons rapides conçu par le CNRS**

Les recherches françaises menées par le CNRS, principalement par le LPSC Grenoble, ont conduit au concept de MSFR (*Molten Salt Fast Reactor*). C'est le concept qui a été retenu en 2008 par l'Agence Internationale de l'énergie atomique (AIEA) comme cible principale des recherches sur les RSF.

Le combustible initial du MSFR de référence est un mélange de sels fondus de fluorures de thorium, de lithium enrichi en  $^7\text{Li}$ , d'uranium enrichi en  $^{235}\text{U}$  ou de plutonium, mélange liquide à partir de 585 °C. La température de fonctionnement prévue est de 700 °C. La composition en uranium enrichi ou en plutonium est limitée par la solubilité des fluorures de ces éléments mais il faut au départ de l'uranium enrichi à au moins 15 % (qui contient évidemment de l' $^{238}\text{U}$ ) pour atteindre la criticité. Au cours du fonctionnement, assuré au départ par la fission de  $^{235}\text{U}$  ou de plutonium,  $^{232}\text{Th}$  est transformé en  $^{233}\text{U}$  fissile qui devient la matière fissile entretenant la combustion.

Le MSFR de référence actuellement à l'étude a une puissance de 1,35 GWe. Il serait alimenté avec un sel  $^7\text{LiF}-\text{ThF}_4$ - plus matière fissile ( $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ , ...) sous forme de fluorure (il est nécessaire d'enrichir le lithium à plus de 99,5 % en  $^7\text{Li}$ , idéalement 99,99 %, car  $^6\text{Li}$  capture trop de neutrons et génère du tritium).

Un réacteur MSFR parfaitement optimisé de 3 GWth et 1,35 GWe, ayant un rendement thermodynamique de 45 %, consommerait de l'ordre de 1,14 tonne de combustible par an. Ce combustible aurait la composition suivante : des fractions molaires de 77,5 % de  $^7\text{LiF}$ , 6,6 % de  $\text{ThF}_4$  et le complément en  $\text{UF}_3/\text{UF}_4$  (uranium fortement enrichi en  $^{235}\text{U}$ ), plutonium et actinides mineurs de retraitement. La densité d'une telle combinaison est de l'ordre de 4,1 g/cm<sup>3</sup>, et, à la température de 700 °C, il s'agit d'un liquide de grande fluidité. Le cœur du réacteur comporterait 18 m<sup>3</sup> de sels fondus et la densité de puissance en cœur serait de l'ordre de 330 W/cm<sup>3</sup>. Ces conditions correspondent à un taux de combustion de 432 GWj/t nettement supérieur à celui

d'un RNR à uranium-plutonium en combustible solide<sup>7</sup>. L'épuration du combustible se ferait sur un volume journalier d'environ 40 litres.

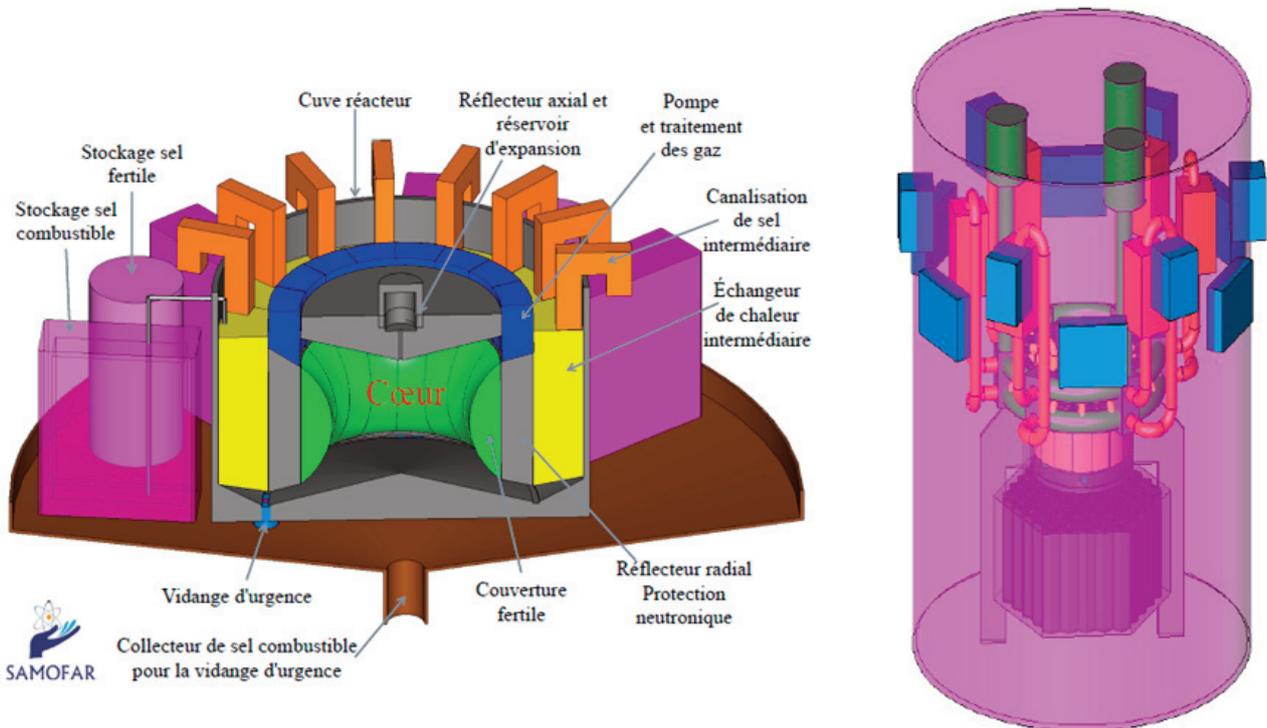


Fig. 6 a,b : À gauche, schéma du cœur, et à droite, enceinte de confinement contenant le cœur et le réservoir de vidange sous-critique dans lequel les sels s'écouleraient par gravité en cas d'incident (LPSC/CNRS).

Plusieurs équipes européennes (équipe du LPSC de Grenoble 2010-2012 puis ensuite équipe du Reactor Institut Delft) ont mené des études de scénarios de gestion du combustible montrant la possibilité de remplacer progressivement les réacteurs de 2<sup>e</sup> et 3<sup>e</sup> génération par des MSFR au cours de la deuxième moitié du XXI<sup>e</sup> siècle<sup>8</sup> (projets européens SAMOFAR et SAMOSAFER).

Le MSFR peut fonctionner indifféremment avec le thorium ou l'uranium appauvri comme éléments fertiles, et le concept est adapté aussi bien à la réalisation de réacteurs de puissance qu'à celle de petits réacteurs modulaires (on parle de SMSFR pour des SMR de type MSFR). En effet, la puissance d'un MSFR peut varier du GWe au MWe selon le volume de combustible mis en œuvre et la configuration du cœur .

On peut même envisager des MSFR incinérateurs d'actinides mineurs pour fermer le cycle des RNT actuels et pour en transmuter les déchets à vie longue. Outre la production d'électricité,

<sup>7</sup>: Cette estimation théorique est optimiste car elle suppose un rendement thermodynamique élevé, un taux de combustion (*burn-up*) du combustible nucléaire proche de 100 % – ce qui n'est possible que si le fonctionnement du réacteur est maintenu sur de très longues périodes – et, enfin, que le retraitement pyrochimique en ligne induise des pertes de matière négligeables. Rien n'interdit qu'on puisse l'atteindre un jour lorsque les RSF auront acquis leur pleine maturité (le rendement attendu en CO<sub>2</sub> supercritique étant proche de 50%), mais une fourchette de 200 à 400 GWj/t paraît plus réaliste dans un premier temps.

<sup>8</sup>: Les dates de déploiement seront évidemment fonction des décisions politiques, ainsi que des efforts et des investissements consentis, qui peuvent dépendre des nécessités de l'approvisionnement énergétique, ainsi peut-être que de la plus ou moins grande perception sociale des menaces environnementales et climatiques au niveau mondial. La Chine envisage a priori un déploiement plus rapide.

c'est dans cette direction que portent les réflexions du Groupe d'étude G2E-TERE (Grenoble Europe Énergie pour une Transition Énergétique Rapide en Europe). Ce groupe a ainsi proposé la création d'un centre européen dédié à la transmutation et aux études de faisabilité des SMR à sels fondus<sup>9</sup>.

### 3.6 – Perspectives d'utilisation des RNR à sels fondus en France

Le concept de réacteur MSFR est intéressant au plan de la sûreté, des performances énergétiques très élevées et de la faible production de déchets à vie longue. Les produits de fission, qui resteraient les seuls déchets essentiellement à gérer si des MSFR étaient exploités, ne diffèrent qu'à la marge de ceux des RNR à combustible solide. On saurait les gérer par vitrification comme ceux des RNT.

La singularité du MSFR provient surtout de la possibilité, sans limite a priori, de fissionner tous les actinides mineurs dans le combustible liquide.

Le MSFR est également intéressant au plan de l'extension de la ressource en matière fissile, du fait de la souplesse d'utilisation des combustibles fissiles et fertiles envisageables<sup>10</sup>. Comme les RNR-sodium, dont la technologie est mieux maîtrisée à ce jour et pourraient donc être mise en service plus rapidement, les MSFR contribueraient à assurer graduellement l'indépendance de la France en combustible nucléaire, les potentiels respectifs des deux filières pouvant à terme se compléter. Il se pose dans les deux cas le problème de disposer de matière fissile en quantité suffisante pour assurer le démarrage des réacteurs<sup>11</sup>. L'inventaire fissile initial d'environ 5 tonnes de <sup>233</sup>U (ou 10 tonnes de Pu+actinides mineurs) requis pour un MSFR de 1,35 GWe est a priori moins exigeant que celui d'un RNR-sodium<sup>12</sup>.

Une filière ex-nihilo reposant exclusivement sur le cycle thorium-<sup>233</sup>U est cependant longue à mettre en route, comme le cas de l'Inde le met en évidence. Il serait plus facile de lancer, dans le contexte nucléaire français, des MSFR avec un combustible uranium-plutonium (ou même uranium plutonium-actinides mineurs). En effet, la France a une longue expérience de l'utilisation du couple uranium-plutonium puisqu'on recycle déjà du plutonium. Par ailleurs, les opérations de physicochimie du cycle du combustible à cycle thorium sont, compte tenu des propriétés des composés de thorium, difficile à conduire en milieu industriel au plan de la radioprotection.

La France détient un stock de thorium inutilisé de 8500 tonnes sous diverses formes. Pour l'instant l'avenir de ce stock est incertain. Jusqu'à aujourd'hui, la faible demande industrielle et l'absence de perspectives d'utilisation du thorium à des fins énergétiques le condamne à être classé comme déchet radioactif.

---

<sup>9</sup> : Le groupe G2E-TERE propose notamment d'utiliser des MSFR producteurs d'énergie, qui seraient démarrés avec les transuraniens, donc avec les actinides mineurs. Il serait également tout à fait possible d'utiliser des RSF pour incinérer les actinides mineurs seuls, après démarrage avec du plutonium.

<sup>10</sup> : La plus grande abondance du thorium est parfois mise en avant, mais elle ne vaut qu'à long terme puisque l'uranium est encore bon marché et abondant.

<sup>11</sup> : Pour <sup>239</sup>Pu par exemple, et comme on l'a déjà expliqué, cette quantité est limitée par les possibilités de récupération de l'élément dans le combustible usé des RNT, et il y a compétition avec l'emploi du plutonium dans le combustible moxé des RNT de 3<sup>e</sup> génération. En revanche, en cas de disponibilité insuffisante du plutonium, rien ne s'oppose théoriquement à l'utilisation d'uranium fortement enrichi en <sup>235</sup>U dans les RNR, mais pour les RNR à combustibles solides, cette possibilité doit être prévue à la conception des réacteurs et des assemblages de combustibles.

<sup>12</sup> : On considère qu'un RNR-Na de 1,5 GWe mobiliserait environ 12 tonnes de plutonium en cœur, et que l'inventaire correspondant aux recharges de combustible et à l'en-cours dans les diverses opérations du cycle s'élèverait à environ 25 tonnes.

Depuis 2020, le CEA étudie, en collaboration avec Orano, Framatome et le CNRS, la possibilité d'utiliser les RSF, comme alternative aux RNR-sodium, notamment pour transmuter les actinides mineurs de la filière RNT et réduire ainsi la quantité de déchets à longue vie nécessitant un stockage géologique<sup>13</sup>.

## 4 - Conclusion générale

On ne dispose plus, de fait, en France aujourd'hui, de prototypes de RNR de 4e génération à l'étude, ce qui va ralentir ou empêcher le déploiement de parcs de tels réacteurs. Comme il faut préparer une stratégie de moyen-long terme visant à l'indépendance énergétique, il faut lancer dès maintenant des programmes de recherche scientifique et technologique bien définis pour mettre en place l'énergie nucléaire du futur.

La R&D devrait concerner la possibilité de disposer de réacteurs nucléaires consommant mieux les ressources naturelles en uranium et thorium, sûrs et produisant des déchets radioactifs plus faciles à gérer que ceux d'aujourd'hui. À cet égard, les RNR sont de loin les plus intéressants.

La France maîtrise aujourd'hui le cycle du combustible à uranium et uranium-plutonium en RNT et a un très bon retour d'expérience sur les RNR à combustible uranium-plutonium refroidis au sodium. La R&D sur ce sujet vient d'être mise en sommeil avec l'arrêt du projet Astrid. C'est une décision très regrettable, fondée sur le coût de développement du projet dans le cadre général du sous-investissement de l'État français dans l'avenir.

Compte tenu du potentiel énergétique considérable des RNR-sodium et de la maturité technologique de cette filière, il est nécessaire que la France maintienne à l'avenir son savoir-faire et ses capacités de recherche pour un redémarrage de son déploiement. Le coût de développement de cette filière étant un frein, les recherches nous semblent devoir être orientées entre autres vers des simplifications de la technologie.

Dans les deux cas, il faut envisager la construction de démonstrateurs de faible puissance pour valider les études globales appuyées sur la modélisation et l'assemblage des composants testés sur les plateformes expérimentales.

Les concepts très prometteurs de RNR en cycle thorium-uranium et uranium-plutonium à combustible liquide, actuellement à l'étude au CEA et au CNRS, doivent être prolongés et fortement consolidés. S'ils donnaient lieu à réalisation, on gagnerait une grande flexibilité pour résoudre la gestion des déchets radioactifs à vie longue engendrés par l'utilisation du combustible à l'uranium. Néanmoins, cet objectif ne saurait être la seule ambition d'un programme visant à une stratégie de développement harmonieux de l'électronucléaire.

À terme, un parc suffisant de RNR-sodium et de RNR-sels fondus permettrait d'assurer l'indépendance énergétique dans un contexte d'augmentation de la consommation d'électricité et de réduction d'utilisation de l'électricité carbonée.

---

<sup>13</sup> : Dans cette direction, on peut noter qu'une troisième alternative existe : celle des ADS, réacteurs sous-critiques pilotés par un accélérateur au moyen de neutrons de spallation. Ils peuvent eux aussi utiliser un combustible à base de thorium. Le SCK-CEN a construit en 2012 en collaboration avec le CNRS et le CEA un petit démonstrateur nommé GUINEVERE, et la Belgique est actuellement responsable au niveau européen du projet MYRRHA, visant à produire un ADS de forte puissance.

# Références bibliographiques

Bréchet Y. Fermeture de Fessenheim : une forfaiture,

<https://revue-progressistes.org/2020/02/21/fermeture-de-fessenheim-une-forfaiture-yves-brechet/>

CEA, Infographie Astrid, Les défis du CEA, Octobre 2015,

<http://www.cea.fr/multimedia/Documents/infographies/archive/Defis-du-CEA-HS70ans-infographie-astrid.pdf>

GIF (Generation IV International Forum) (2008). Annual report 2008.

[https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2013-10/gif\\_2008\\_annual\\_report.pdf](https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2013-10/gif_2008_annual_report.pdf)

GIF (Generation IV International Forum) (2009). Annual report 2009.

<https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2013-10/gif-2009-annual-report.pdf>

Groupe d'études G2E-TERE, <https://g2etere.org/>

Hargraves R. Thorium : energy cheaper than coal,

<https://dartmouth.org/classes/61/Hargraves%20Thorium%20Book%20Sept%202012.pdf>

Hargraves R, Moir R. Liquid fluoride thorium reactors: an old idea in nuclear power gets reexamined. *American Scientist*. 98 (4): 304–313. doi:10.1511/2010.85.304.

<https://web.archive.org/web/20131208020100/>

[http://www.energyfromthorium.com/pdf/AmSci\\_LFTR.pdf](http://www.energyfromthorium.com/pdf/AmSci_LFTR.pdf)

Heuer D, Merle-Lucotte E, Allibert M, Brovchenko M, Ghetta V, Rubiolo P (2014). Towards the thorium fuel cycle with molten salt fast reactors. *Annals of Nuclear Energy* 64, 421–429.

Jancovici JM. Vers quoi l'Allemagne transitionne-t-elle exactement ?,

<https://jancovici.com/transition-energetique/choix-de-societe/vers-quoi-lallemagne-transitionne-t-elle-exactement/>

Laboratoire de Physique Subatomique & Cosmologie, Bibliographie du MSFR,

[http://lpsc.in2p3.fr/index.php/fr/?option=com\\_content&view=article&id=183](http://lpsc.in2p3.fr/index.php/fr/?option=com_content&view=article&id=183)

Projet européen SAMOFAR, 2015-2019, <http://samofar.eu>

Projet européen SAMOSAFAER, 2019-2023, <http://samosafer.eu>

Séminaire CEA-CNRS-EEF-Framatome-IRSN, Réacteurs à Sels Fondus / Rapport Scientifique des Journées des 22-23 mars 2018

[http://irfu.cea.fr/Meetings/seminaires-MSR/MSR-RapportJournéesMassy\\_Mars2018.pdf](http://irfu.cea.fr/Meetings/seminaires-MSR/MSR-RapportJournéesMassy_Mars2018.pdf)

Siemer Darryl D. Why the molten salt fast reactor (MSFR) is the “best” Gen IV reactor. *Energy, Science & Engineering*,

<https://onlinelibrary.wiley.com/doi/full/10.1002/ese3.59>

# Composition du comité

## Composition du Comité de prospective en énergie de l'Académie des sciences

### Président

Marc FONTECAVE

Membre de l'Académie des sciences, professeur au Collège de France, Laboratoire de Chimie des Processus Biologiques, UMR 8229

### Membres

Roger BALIAN

Membre de l'Académie des sciences, conseiller scientifique au Commissariat à l'énergie atomique (CEA), Institut de physique théorique Centre d'études de Saclay

Sébastien BALIBAR

Membre de l'Académie des sciences, directeur de recherches émérite au CNRS, département de Physique, École normale supérieure, Paris

Yves BRÉCHET

Membre de l'Académie des sciences, professeur à l'université de Monash (Australie), directeur scientifique de Saint Gobain, ancien Haut-Commissaire à l'Énergie Atomique

Catherine BRÉCHIGNAC

Secrétaire perpétuel honoraire de l'Académie, ambassadeur délégué à la science, la technologie et l'innovation

Édouard BRÉZIN

Ancien président de l'Académie des sciences, professeur émérite à l'université Pierre et Marie Curie et professeur honoraire à l'École polytechnique, Laboratoire de physique théorique, ENS Paris

Sébastien CANDEL

Ancien président de l'Académie des sciences, professeur des universités émérite, CentraleSupélec, Université Paris-Saclay, Gif-sur-Yvette

Catherine CESARSKY

Membre de l'Académie des sciences, présidente du Conseil du SKA Observatory, Haut Conseiller Scientifique du CEA, ancienne Haut-Commissaire à l'Énergie Atomique

Bruno CHAUDRET	Membre de l'Académie des sciences, directeur de recherche au CNRS, Laboratoire de Physique et Chimie de Nano-Objets, Institut national des sciences appliquées, Toulouse
Vincent COURTILLOT	Membre de l'Académie des sciences, professeur émérite à l'université Paris Diderot et à l'Institut de physique du globe de Paris (IPGP)
Robert DAUTRAY	Membre de l'Académie des sciences, ancien Haut-commissaire à l'énergie atomique (CEA)
Jean-Pierre DEMAILLY	Membre de l'Académie des sciences, professeur à l'université Grenoble-Alpes, Institut Fourier, Laboratoire de Mathématiques, Gières
Jean-Claude DUPLESSY	Membre de l'Académie des sciences, directeur de recherche émérite au CNRS, Laboratoire des sciences du climat et de l'environnement, Gif-sur-Yvette
Robert GUILLAUMONT	Membre de l'Académie des sciences, professeur honoraire à l'université Paris-Sud-Orsay
Pierre JOLIOT	Membre de l'Académie des sciences, professeur honoraire au Collège de France, Institut de biologie physicochimique, Paris
Guy LAVAL	Membre de l'Académie des sciences, directeur de recherche émérite au CNRS, Centre de physique théorique, École polytechnique, Palaiseau
Ghislain de MARSILY	Membre de l'Académie des sciences, professeur émérite à Sorbonne-Université et à l'École des mines de Paris
Olivier PIRONNEAU	Membre de l'Académie des sciences, professeur à Sorbonne-Université, Laboratoire Jacques-Louis Lions, Paris
Thierry POINSOT	Membre de l'Académie des sciences, directeur de recherche au CNRS, Institut de mécanique des fluides de Toulouse (IMFT)
Michel POUCHARD	Membre de l'Académie des sciences, professeur émérite à l'université de Bordeaux, Institut de chimie de la matière condensée (ICMCB), Pessac

Daniel ROUAN	Membre de l'Académie des sciences, directeur de recherche au CNRS, Laboratoire d'études spatiales et d'instrumentation en astrophysique, Observatoire de Paris, Meudon
Didier ROUX	Membre de l'Académie des sciences et de l'Académie des Technologies, président d'Unitec, vice-président de la Fondation <i>La Main à la pâte</i>
Patrice SIMON	Membre de l'Académie des sciences, professeur à l'Université Toulouse III - Paul Sabatier, Laboratoire CIRIMAT
Jean-Marie TARASCON	Membre de l'Académie des sciences, professeur au Collège de France, chaire Chimie du solide et énergie, Paris
Bernard TISSOT	Membre de l'Académie des sciences, directeur général honoraire de l'Institut français du pétrole (IFP)
Jean WEISSENBACH	Membre de l'Académie des sciences, directeur de recherche émérite au CNRS, ancien directeur du Genoscope - Centre National de Séquençage
Francis-André WOLLMAN	Membre de l'Académie des sciences, Vice-président Délégué aux Relations Internationales, directeur de recherche au CNRS, Institut de biologie physico-chimique, Paris

## Secrétariat éditorial

Jean-Yves CHAPRON	Directeur du service des publications de l'Académie des sciences
Florent GOZO	Adjoint du directeur du service des publications de l'Académie des sciences

