

N° 832	N° 290
ASSEMBLÉE NATIONALE	SÉNAT
CONSTITUTION DU 4 OCTOBRE 1958	SESSION ORDINAIRE DE 2002 - 2003
DOUZIÈME LÉGISLATURE	Annexe au procès-verbal
Enregistré à la présidence de l'Assemblée nationale	de la séance du 14 mai 2003
Le 13 mai 2003	

**OFFICE PARLEMENTAIRE D'ÉVALUATION
DES CHOIX SCIENTIFIQUES ET TECHNOLOGIQUES**

RAPPORT

sur

**LA DUREE DE VIE DES CENTRALES NUCLEAIRES
ET LES NOUVEAUX TYPES DE REACTEURS**

par

MM. Christian Bataille et Claude Birraux,
Députés

Déposé sur le Bureau de l'Assemblée nationale	Déposé sur le Bureau du Sénat
par M. Claude BIRRAUX,	par M. Henri REVOL,
<i>Président de l'Office</i>	<i>Premier Vice-Président de l'Office</i>

Première partie du rapport

TABLE DES MATIERES

Deuxième partie du rapport

Introduction

CHAPITRE 1 : LA GESTION DE LA DUREE DE VIE DES CENTRALES, UN ELEMENT ESSENTIEL DE L'OPTIMISATION DU PARC, MAIS UN ELEMENT NON SUFFISANT

Troisième partie du rapport

CHAPITRE 2 : L'EPR ET LES AUTRES REACTEURS POUR 2015, UN LIEN ENTRE LES PARCS D'AUJOURD'HUI ET DE DEMAIN

Quatrième partie du rapport

CHAPITRE 3 : UN IMPORTANT EFFORT DE R&D NECESSAIRE POUR REUSSIR, A L'HORIZON 2035, LA MISE AU POINT DES AUTRES REACTEURS EN PROJET

<i>I.- Un foisonnement de projets pour 2035, ambitieux et multi usages, pour répondre à des préoccupations actuelles et préparer le grand futur de l'énergie</i>	7
1. Des projets de réacteurs proposés par vagues successives.....	8
2. 2035 : un horizon commun pour des finalités différentes.....	10
<i>II.- Les projets de réacteurs modulaires PBMR, GT-MHR et IRIS, une première vague d'innovations à finalités spécifiques</i>	12
1. Les réacteurs modulaires à haute température refroidis à l'hélium, une voie déjà explorée dans les années 1960-1970.....	12
2. Le projet de réacteur modulaire de faible puissance PBMR,.....	14
3. Le projet GT-MHR, un réacteur à vocation plus stratégique que commerciale pour le moment.....	17
4. Le projet de réacteur intégré à eau pressurisée de moyenne puissance IRIS.....	23
<i>III.- La production d'électricité et d'hydrogène, objectif des réacteurs de Génération IV</i>	27
1. Les principales caractéristiques des réacteurs de Génération IV	27
2. Les systèmes à eau supercritique	30
3. Le réacteur à très haute température refroidi au gaz	31
4. Les réacteurs à neutrons rapides	36
5. Les réacteurs à sels fondus et le cycle du thorium	43
6. La priorité donnée au VHTR par les Etats-Unis	49
<i>IV. Les nouveaux réacteurs et la gestion des déchets radioactifs</i>	51
1. L'intérêt renouvelé pour la fermeture du cycle du combustible.....	51
2. Les réflexions en Suède.....	52

3. La R&D aux Etats-Unis pour la fermeture du cycle du combustible, une nouvelle orientation du DOE.....	55
4. Le cas de la France	56
<i>V. Des projets pour 2035, en raison des verrous technologiques à lever et des démonstrations à apporter.....</i>	<i>59</i>
1. Des verrous technologiques nombreux	59
2. Des démonstrations de sûreté complexes sur des concepts non éprouvés.....	60
3. Des calendriers allongés par d'indispensables démonstrations industrielles.....	61
<i>VI.- Coopération internationale active et pluralisme en France, deux conditions pour une R&D nucléaire efficace</i>	<i>63</i>
1. L'important effort des Etats-Unis et le risque de déséquilibre de la recherche mondiale	63
2. Un modèle de coopération internationale à inventer.....	65
3. Un nouveau pluralisme de la recherche sur le nucléaire à conforter en France	66
<i>Conclusion</i>	<i>69</i>

Cinquième partie du rapport

RECOMMANDATIONS

EXAMEN DU RAPPORT PAR L'OFFICE

COMPOSITION DU GROUPE DE TRAVAIL

LISTE DES PERSONNES AUDITIONNEES

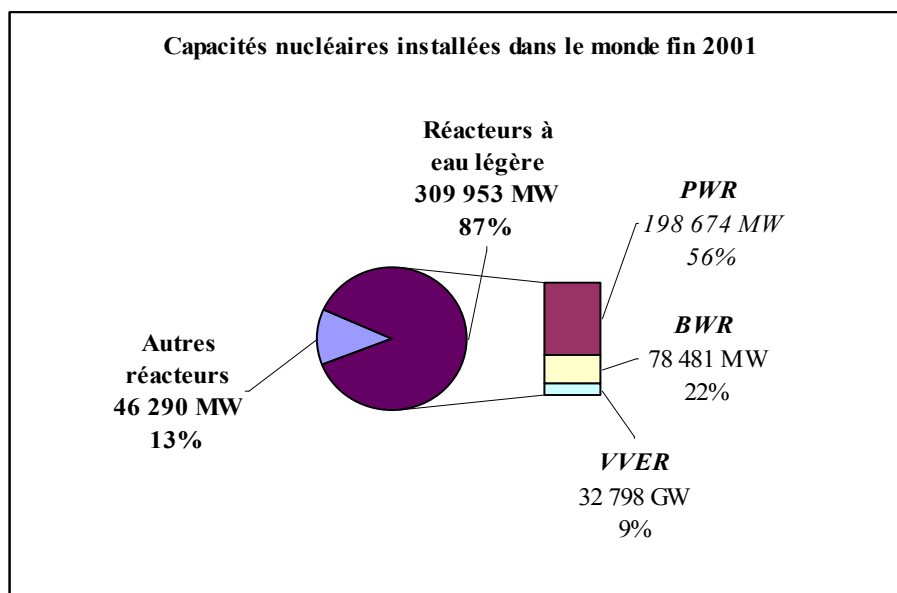
AUDITION PUBLIQUE DU JEUDI 3 AVRIL 2003

**CHAPITRE 3 : UN IMPORTANT EFFORT DE R&D NECESSAIRE POUR
REUSSIR, A L'HORIZON 2035, LA MISE AU POINT DES AUTRES REACTEURS
EN PROJET**

**I.- Un foisonnement de projets pour 2035, ambitieux et multi usages,
pour répondre à des préoccupations actuelles et préparer le grand
futur de l'énergie**

La filière des réacteurs à eau légère, bouillante ou pressurisée, a connu depuis le début des années 1970 un succès extraordinaire, au point de représenter l'essentiel des capacités installées dans le monde.

Figure 1 : Répartition par filière des réacteurs nucléaires en service dans le monde au 31 décembre 2001¹ (source : Elecnuc-CEA)



¹ PWR : réacteurs à eau pressurisée de conception occidentale. VVER : réacteurs à eau pressurisée de conception russe. BWR : réacteurs à eau bouillante. Autres réacteurs : AGR (Advanced Gas Reactor), MGUNGG (Magnox Uranium Naturel Gas Graphite), UNGG (Uranium Naturel Gas Graphite), PHWR (Pressurized Heavy Water Reactor), Rapide-FBR (Fast Breeder Reactor), RBMK (Reaktor Bolchoi Mochtnosti Kanalni), GLWR (Graphite Light Water Reactor, ATR (Advanced Thermal Reactor).

Ainsi, fin 2001, les réacteurs à eau légère en service dans le monde représentaient 87 % des capacités totales installées, contre 13 % pour l'ensemble des autres filières.

Au sein des réacteurs à eau légère, les réacteurs à eau pressurisée, avec 65 % de la capacité mondiale installée, représentent l'écrasante majorité.

Autre élément fondamental pour l'avenir des différentes filières nucléaires, l'expérience acquise avec les réacteurs à eau légère est tout simplement extraordinaire. Depuis le début de leur mise en service, au début des années 1970, ces réacteurs ont, en effet, produit plus de 32 000 milliards de kWh et accumulé 6300 années-réacteurs de fonctionnement, et 7250 années-réacteurs de fonctionnement, si l'on y ajoute les VVER russes.

Si les réacteurs à eau légère bénéficient ainsi d'une position sans partage, c'est après avoir supplanté, par leurs performances technico-économiques, d'autres filières recourant pour les unes à l'uranium naturel au lieu de l'uranium enrichi, pour les autres à d'autres formats de réacteurs, à d'autres réfrigérants ou d'autres modérateurs.

Pour autant, convaincus qu'un redémarrage des commandes est probable dans un futur proche, les organismes de recherche et certains constructeurs de réacteurs nucléaires s'attachent aujourd'hui à proposer un ensemble de filières nucléaires diversifiées.

1. Des projets de réacteurs proposés par vagues successives

Les projets se plaçant dans la continuité des réacteurs à eau légère et s'efforçant d'améliorer encore leurs performances sont relativement peu nombreux.

Au contraire, dans leur grande majorité, les projets de réacteurs nucléaires du futur s'attachent à revisiter des concepts étudiés quelquefois dans le détail dans les années 1960-1970, souvent abandonnés en raison de difficultés de mise au point ou de performances économiques décevantes et rarement réalisés. L'espoir des nouveaux concepteurs est, tout à la fois, que les verrous technologiques pourront à l'avenir être levés et que les performances techniques et économiques seront cette fois au rendez-vous.

Les concepteurs de nouveaux réacteurs visent de nombreux objectifs, nécessitant de réaliser de véritables sauts technologiques.

Pour les concepteurs de ces réacteurs, le premier saut qualitatif à opérer concerne la sûreté. Il conviendrait, à cet égard, de mettre au point des réacteurs intrinsèquement sûrs, c'est-à-dire pour les quels il n'existe aucune possibilité de fusion du cœur suite à une perte de contrôle de la réaction en chaîne.

Le deuxième saut qualitatif, indispensable, devrait permettre que ces réacteurs ne produisent pas de déchets radioactifs à haute activité et à longue période ou

n'en produisent qu'une quantité limitée par rapport aux réacteurs actuellement en service, de manière à réduire, voire à supprimer, les problèmes de l'aval du cycle. Une variante de cet objectif serait la mise au point de réacteurs consommateurs des déchets issus des autres filières.

Troisième saut qualitatif visé, les réacteurs réellement innovants devraient pouvoir être, si nécessaire, d'une puissance d'une centaine de MWe, afin de pouvoir s'adapter à tous types de réseau. Une conception modulaire serait alors idéale. Une centrale électronucléaire de faible puissance pourrait en effet être construite avec un seul module pour des pays à infrastructures de réseau réduites.

Quatrième saut qualitatif, les réacteurs révolutionnaires devraient pouvoir s'adapter à différents types d'application. En premier lieu, ces réacteurs devraient permettre la cogénération d'électricité et de chaleur à température moyenne ou élevée. Ils devraient aussi se prêter d'une part à la désalinisation de l'eau de mer et, d'autre part, à la production d'hydrogène à partir de l'eau, contribuant ainsi à l'avènement de l'économie de l'hydrogène, considérée par certains experts comme la seule solution à long terme pour réduire les émissions de gaz à effet de serre.

Dans la pratique, depuis le début des années 1990, différents types de projets ont vu le jour par vagues successives, prenant en compte à des degrés divers les objectifs résumés précédemment.

Les premiers projets à avoir marqué l'actualité du nucléaire sont d'une part le projet de réacteur hybride dit Rubbiation qui date de la fin 1993² et, d'autre part, les projets de réacteurs à haute température refroidis au gaz, intitulés PBMR (Pebble Bed Modular Reactor) et GT-MHR (Gas Turbine-Modular Helium cooled Reactor).

Une seconde vague de projets a été lancée par l'initiative de 2001 du Département de l'Énergie (DOE) des Etats-Unis, intitulée Generation IV Nuclear Energy Systems Initiative, qui a réussi à fédérer autour de lui un ensemble d'organismes de recherche nucléaire de 10 pays dans une structure de coopération informelle appelée le GIF (Generation IV International Forum). Après avoir recensé toutes les pistes possibles pour des réacteurs nucléaires en rupture avec les réacteurs actuellement exploités, le GIF a sélectionné, en septembre 2002, six concepts sur lesquels convergeront les efforts de tous ses membres. Ces concepts sont les réacteurs à eau supercritique, les réacteurs à très haute température, les réacteurs à neutrons rapides refroidis au gaz, les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium, les réacteurs à neutrons rapides refroidis au plomb, les réacteurs à sels fondus³. Dans cette même

² Le contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires : la réforme de la maintenance à EDF, la protection radiologique des travailleurs extérieurs du nucléaire, le projet de réacteur hybride du Pr. Carlo RUBBIA, par M. Claude BIRRAUX, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Assemblée nationale n° 3491, Sénat n° 300, avril 1997.

³ Les noms et les sigles américains sont les suivants : SWCR (Supercritical Water Cooled Reactor), VHTR (Very High Temperature Reactor), GFR (Gas cooled Fast Reactor), SFR (Sodium Cooled Fast Reactor), LFR (Lead cooled Fast Reactor), MSR (Molten Salt Reactor).

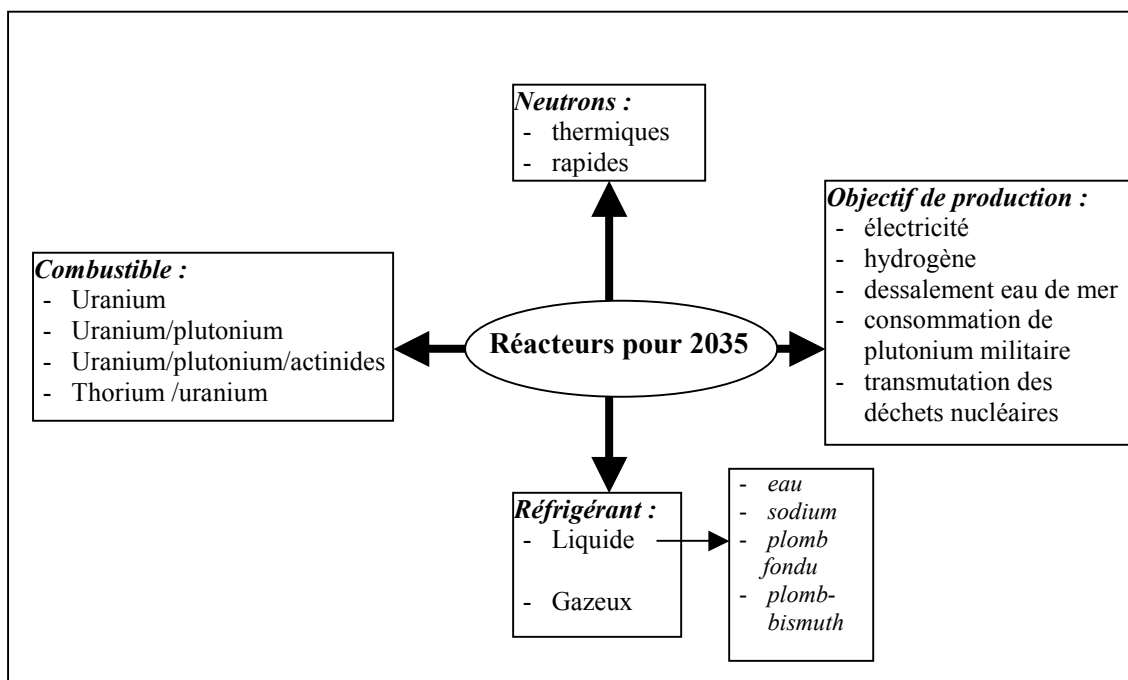
vague, mais n'appartenant pas à l'ensemble des 6 concepts du GIF, figure aussi le réacteur IRIS de Westinghouse dont le développement suit d'autres voies.

Simultanément, les réflexions sur les réacteurs hybrides ont repris au début des années 2000, débouchant sur le concept d'ADS (Accelerator Driven Systems), dans le cadre des recherches sur l'aval du cycle du combustible nucléaire et sur les méthodes de transmutation des déchets radioactifs de haute activité et à vie longue.

2. 2035 : un horizon commun pour des finalités différentes

Pour tenter d'ordonner les résultats de cette nouvelle créativité du secteur nucléaire, plusieurs types de critères sont souvent utilisés (voir figure ci-après).

Figure 2 : typologies utilisées pour classer les réacteurs en projet



Le premier critère peut être celui de l'objectif recherché : production d'électricité, de vapeur ou d'hydrogène, recyclage de déchets. Une deuxième distinction peut être faite à partir des combustibles utilisés ou acceptés par le réacteur considéré : uranium naturel ou enrichi, uranium pur ou mélange d'uranium et de plutonium, actinides. On peut aussi différencier les réacteurs selon leur réfrigérant ou leur modérateur. On peut enfin faire appel à la physique neutronique et distinguer les réacteurs à neutrons thermiques des réacteurs à neutrons rapides.

Tous ces réacteurs ont en commun de ne pas être opérationnels et de devoir faire l'objet de travaux importants de recherche et développement et de tests, à une échelle réduite ou à une échelle industrielle.

Trois stades seront donc nécessaires pour leur développement⁴.

En premier lieu, après avoir levé les verrous technologiques qui les ont, dans le passé, empêchés de percer, il conviendra de réaliser un pilote technologique pour chacun d'entre eux. Puis devra être franchie l'étape du démonstrateur industriel, destinée à vérifier l'adéquation de la filière étudiée à une exploitation économique. Enfin pourra débuter la construction en série de ces réacteurs.

Bien entendu les dates de mise en service industriel des ces futurs réacteurs ne sont pas strictement identiques selon les filières. On peut d'ailleurs remarquer que quatre réacteurs de la filière à neutrons rapides refroidis au sodium étaient opérationnels au début 2003⁵. Pour les réacteurs à très haute température, les estimations de mise en service d'un démonstrateur peuvent varier de dix ans selon les experts.

Toutefois, en l'état actuel des connaissances technologiques, la mise en service industriel d'aucun de ces réacteurs n'est réellement attendue avant 2035.

C'est pourquoi l'on désignera dans la suite l'ensemble de ces projets sous le nom de réacteurs pour 2035.

⁴ Stéphane GRIT, DGEMP, audition du 20 mars 2003.

⁵ Après l'abandon de Superphénix en 1998, quatre réacteurs à neutrons rapides étaient opérationnels à la fin 2002 : le réacteur indien d'étude FBTR de Kalpakkam d'une puissance de 13 MW ; le réacteur japonais de Monju, d'une puissance de 260 MW en service industriel depuis la fin 2001 mais actuellement à l'arrêt ; le réacteur Phénix de Marcoule d'une puissance de 233 MW en fonctionnement depuis 1974 et sur le point de redémarrer au début 2003 ; le réacteur russe BN-600 d'une puissance de 600 MW en fonctionnement à Beloyarsk dans l'Oural depuis 1980.

II.- Les projets de réacteurs modulaires PBMR, GT-MHR et IRIS, une première vague d'innovations à finalités spécifiques

Les réacteurs à haute température – environ 800 °C - fonctionnant avec de nouveaux types de combustible – boulets, galets ou billes d'uranium –, et refroidis au gaz, constituent une voie, à laquelle l'industrie mondiale a accordé une réelle attention dans les années 1990.

En réalité, il s'est agi de la réactivation de concepts étudiés dans le passé, et dont l'intérêt semble être en partie retombé.

1. Les réacteurs modulaires à haute température refroidis à l'hélium, une voie déjà explorée dans les années 1960-1970

La piste des hautes températures a déjà été étudiée dans les années 1960-1970.

Première caractéristique, le combustible était conditionné sous forme de noyaux d'oxyde ou de carbure d'uranium, de plutonium ou de thorium, enrobés de pyrocarbone et de carbure de silicium censés empêcher les produits de fission de s'échapper des sphères de combustible. Deuxième caractéristique, le gaz caloporteur envisagé était l'hélium, afin d'atteindre des températures de l'ordre de 800 °C qui permettent un rendement thermique élevé de 40 %.

Ces options technologiques ont été étudiées d'une manière approfondie en Allemagne et aux Etats-Unis, avec la construction successive de réacteurs expérimentaux de faible puissance, puis de démonstrateurs technologiques (voir tableau ci-après).

Tableau 1 : Les réacteurs à haute température des années 1960-1970
(source : Oak Ridge National Laboratory, US DOE – Elecnuc, Edition 2002, CEA)

Pays	Réacteur	Caractéristiques principales	Puissance électrique nette	Date de couplage au réseau	Date de sortie du réseau
Allemagne	AVR Julich	Réacteur expérimental. Combustible galets, refroidissement à l'hélium Ce réacteur a pu délivrer de l'hélium à 950 °C et démontrer un arrêt spontané sans insertion de barres de contrôle après perte de réfrigérant.	13 MWe	12-1967	12-1988
	HWGCR Niederaichbach	Modérateur : eau lourde. Refroidissement à l'hélium. Une voie technologique rapidement abandonnée.	100 MWe	10-1973	07-1974
	THTR-300	Démonstrateur technologique Combustibles galets, refroidissement à l'hélium. Arrêté du fait d'oppositions au nucléaire après Tchernobyl.	296 MWe	11-1985	08-1989
Etats-Unis	Peach Bottom 1	Démonstrateur technologique de réacteur refroidi à l'hélium. Ce pilote technologique a fonctionné avec une disponibilité de 86 % pendant sa phase de production d'électricité.	40 MWe	01-1967	10-1974
	Fort St Vrain	Démonstrateur technologique. Fort St. Vrain a connu des arrêts à répétition dus à des avaries dans les pompes de circulation d'hélium dont les paliers lubrifiés à l'eau présentaient des fuites, ce qui entraîna des entrées d'eau dans le réacteur. Le fonctionnement du cœur et la tenue du combustible sous forme de billes millimétriques sont considérés comme satisfaisants.	330 MWe	12-1976	08-1989

L'Allemagne a réalisé d'importants travaux de recherche sur les réacteurs à haute température. Ses investissements de R&D dans ce domaine ont atteint au total 3,5 milliards d'euros⁶, sur la période 1960-1990. Les enseignements tirés du réacteur expérimental AVR de 13 MWe de Julich ont été assez convaincants pour justifier la construction du THTR de Uentrop, un réacteur refroidi au gaz de 296 MWe, utilisant du combustible uranium-thorium sous forme de galets.

⁶ Dr. Klaus PETERSEN, Senior Vice President Nuclear Power Plants, RWE Power AG, audition du 13 février 2003, Berlin.

Quant aux Etats-Unis, si leur réacteur expérimental de 40 MWe de Peach Bottom a donné toute satisfaction, en revanche le réacteur de Fort Saint Vrain de 330 MWe a rencontré de nombreux problèmes, en particulier des entrées d'eau dans les circuits du caloporteur obligeant à des arrêts fréquents⁷.

Les épigones de cette première génération de réacteurs à haute température au relatif succès, sont aujourd'hui le projet PBMR conçu pour les nouveaux marchés de pays à infrastructures de réseau électrique limitées et le projet GT-MHR qui a pris une actualité soudaine mais semble-t-il réduites dans le temps en tant que réacteur destiné à consommer le plutonium provenant de la démilitarisation des ogives nucléaires.

2. Le projet de réacteur modulaire de faible puissance PBMR,

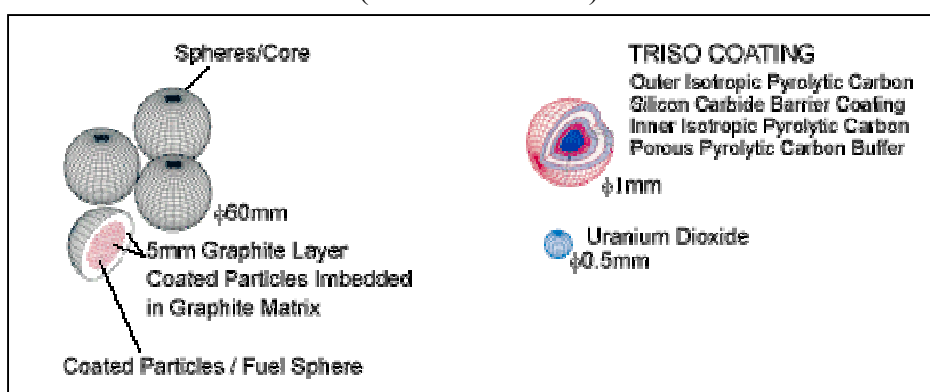
Le réacteur PBMR (Pebble Bed Modular Reactor) est un projet de réacteur à haute température d'une puissance unitaire de 100 MWe utilisant comme combustible des galets d'uranium faiblement enrichi enrobé dans du carbone et recourant à l'hélium comme fluide caloporteur, qui a été lancé au début des années 1990 et abandonné en 2002.

Le PBMR est une tentative de réacteur de petite taille, supposé intrinsèquement sûr et fonctionnant en continu sur une longue période.

Dans ce projet, le combustible était conditionné sous forme de billes millimétriques recouvertes de matériaux réfractaires et agglomérées ensuite en galets ayant un diamètre de 6 cm, soit environ celui d'une balle de tennis.

Figure 3 : Schéma du combustible du réacteur PBMR

(source : ESKOM)

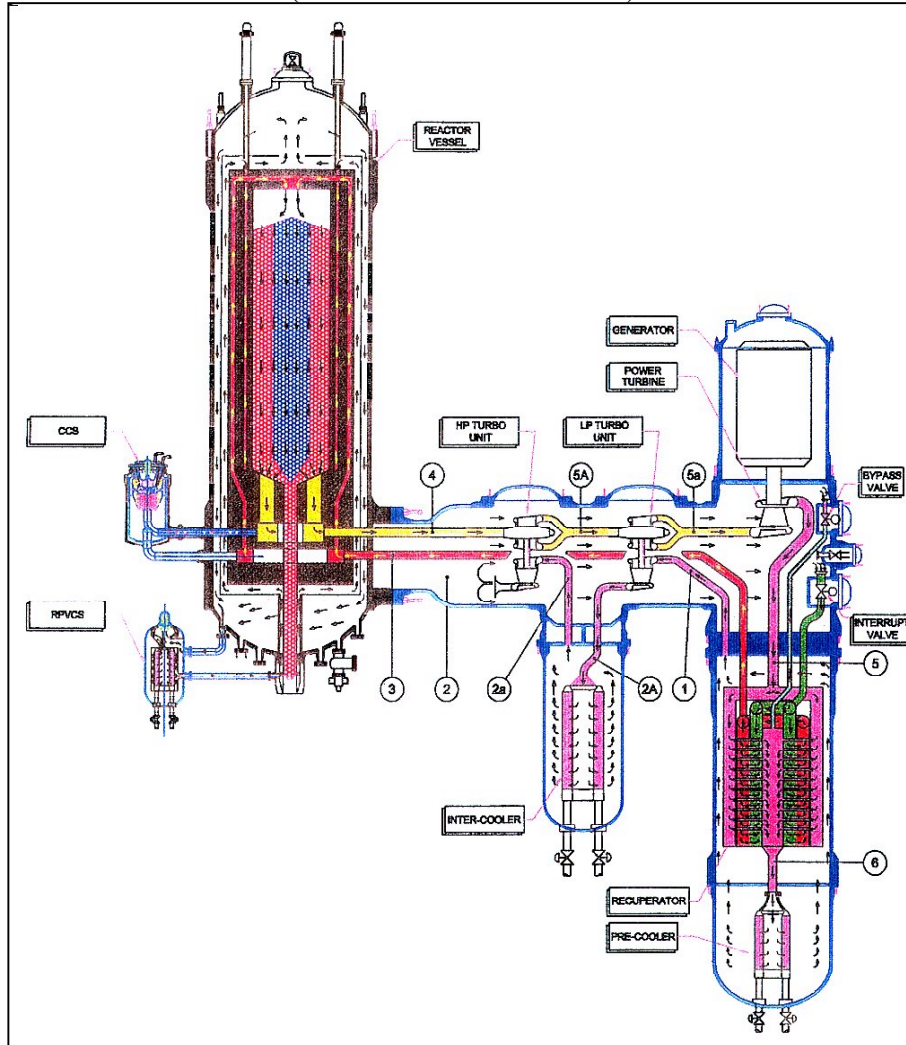


⁷ David L. MOSES, Nuclear Technology Programs, Oak Ridge National Laboratory, audition du 13 mars 2003.

Il s'agissait, en fait, de la reprise du concept de combustible TRISO, développé depuis 1970 ans en Russie, en Chine, au Japon, avec la formulation établie en Allemagne. Dans le schéma TRISO, le revêtement des billes millimétriques de combustible comprend une couche de carbure de silicium dont la fonction est de piéger les produits issus de la réaction en chaîne, en particulier les produits de fission gazeux. Ce type de conditionnement devrait permettre d'atteindre des taux de combustion élevés, tout en garantissant une flexibilité quant aux matières fissiles ou fertiles à utiliser comme combustible.

La cuve du réacteur PBMR, de 20 mètres de haut et de 6 mètres de diamètre, devait comprendre environ 460 000 galets, dont trois quarts de galets de combustibles et un quart de sphères de graphite de mêmes dimensions. Le combustible devait être en permanence ajouté par le haut de la cuve, soutiré par le bas et réinjecté jusqu'à ce que l'on parvienne à de hauts taux de combustion, selon un système qui devait permettre d'éviter les arrêts pour rechargement et de limiter les arrêts du réacteur à des révisions générales tous les 6 ans. Refroidi à l'hélium, qui devait ensuite actionner directement une turbine selon un cycle direct à gaz, la température dans le réacteur devait atteindre 900 °C, à une pression de 69 bars.

Figure 4 : Schéma du réacteur PBMR
(source : Framatome ANP)



Le réacteur PBMR qui n'a fait l'objet que d'études préliminaires, a été lancé par la compagnie d'électricité ESKOM, une entreprise publique sud-africaine qui fournit près de 95 % de l'électricité du pays. Ayant déjà une activité nucléaire, ESKOM exploite les deux réacteurs PWR 922 MW construits par Framatome à Koeberg, à une vingtaine de kilomètres au nord du Cap.

Ce réacteur avait pour but de répondre aux besoins d'électricité de nouveaux marchés comme ceux des grandes agglomérations de pays émergents.

Le PBMR a rencontré un large écho en 2000 dans le monde du nucléaire, lorsqu'un producteur distributeur d'électricité américain, EXELON, s'est associé au projet, poussé par l'enthousiasme de son président pour le PBMR⁸.

⁸ André-Claude LACOSTE, DGSNR, audition du 14 janvier 2003.

Ayant commencé en décembre 2000 un pré examen de certification du PBMR auprès de la NRC, EXELON a ensuite, de sa propre initiative, clos le dossier en septembre 2002.

En dépit du fait que BNFL ait pris une participation dans le consortium d'études de ce réacteur, le développement du PBMR semble reposer à présent dans les seules mains d'ESKOM. En conséquence, ce réacteur semble aujourd'hui en perte de vitesse, d'autant que son manque d'intérêt économique serait avéré⁹.

3. Le projet GT-MHR, un réacteur à vocation plus stratégique que commerciale pour le moment

C'est en 1993 que General Atomics et le ministère russe de l'énergie atomique MINATOM ont commencé leur coopération pour définir le GT-MHR, sur la base de l'expérience accumulée dans les années 1960-1970 sur les réacteurs à haute température¹⁰.

S'il s'agissait essentiellement au départ d'un soutien à l'industrie nucléaire russe pour la pérenniser sur place après l'écroulement de l'Union soviétique, le projet GT-MHR a été, en 1994, réorienté vers la consommation du plutonium provenant du démantèlement des ogives nucléaires russes, à la suite de la signature, le 3 janvier 1993, du traité START II par les Présidents George H. Bush et Boris Eltsine¹¹.

La conception du GT-MHR a donc pris rapidement en compte l'utilisation d'un combustible constitué d'un mélange d'uranium et de plutonium 239.

Ayant acquis une légitimité politique et stratégique, la conception du GT-MHR a été financée par le DOE¹². Après que Framatome se fut joint au programme en 1996 et Fuji Electric en 1997, l'ingénierie de conception « *conceptual design* » du GT-MHR a été bouclée en 1997.

Étudié en définitive par un groupement international dirigé par General Atomics (Etats-Unis), le réacteur GT-MHR (Gas Turbine Modular Helium cooled Reactor) est un réacteur modulaire (unités de 300 MW) refroidi à l'hélium, fonctionnant

⁹ Dr. Klaus PETERSEN, op. cit.

¹⁰ Le contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires – 2ème partie : La reconversion des stocks de plutonium militaire. L'utilisation des aides accordées aux pays d'Europe centrale et orientale et aux Nouveaux Etats Indépendants, par M. Claude BIRRAUX, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Assemblée nationale n° 2974, Sénat n° 264, avril 2001.

¹¹ Ratifié par le Sénat américain en janvier 1996 et par la Douma en avril 2000, le traité START II prévoit, après un report des dates initialement prévues, qu'après une réduction des deux tiers, l'arsenal d'ogives nucléaires de chacun des signataires sera limité à 3800-4250 exemplaires opérationnels à l'horizon 2007, contre 6000 aux Etats-Unis et 5500 en Russie, avant START II. Un nouveau traité signé en mai 2002 par les Président George W. BUSH et Vladimir POUTINE va au-delà des limites prévues par START II, avec un plafond de 1700 à 2200 ogives déployées.

¹² En particulier au cours de l'année fiscale 1999.

à haute température et pouvant utiliser des combustibles divers (plutonium, uranium naturel ou enrichi, thorium) conditionnés dans des billes de carbure de silicium.

Les différences du GT-MHR par rapport au PBMR sont nombreuses, bien qu'ils soient tous deux des réacteurs à haute température refroidis à l'hélium.

Lancé par General Atomics, rejoint ensuite par Framatome, Fuji Electric et bénéficiant du soutien du DOE et du Minatom russe, le GT-MHR a pu faire l'objet d'études beaucoup plus approfondies que le PBMR.

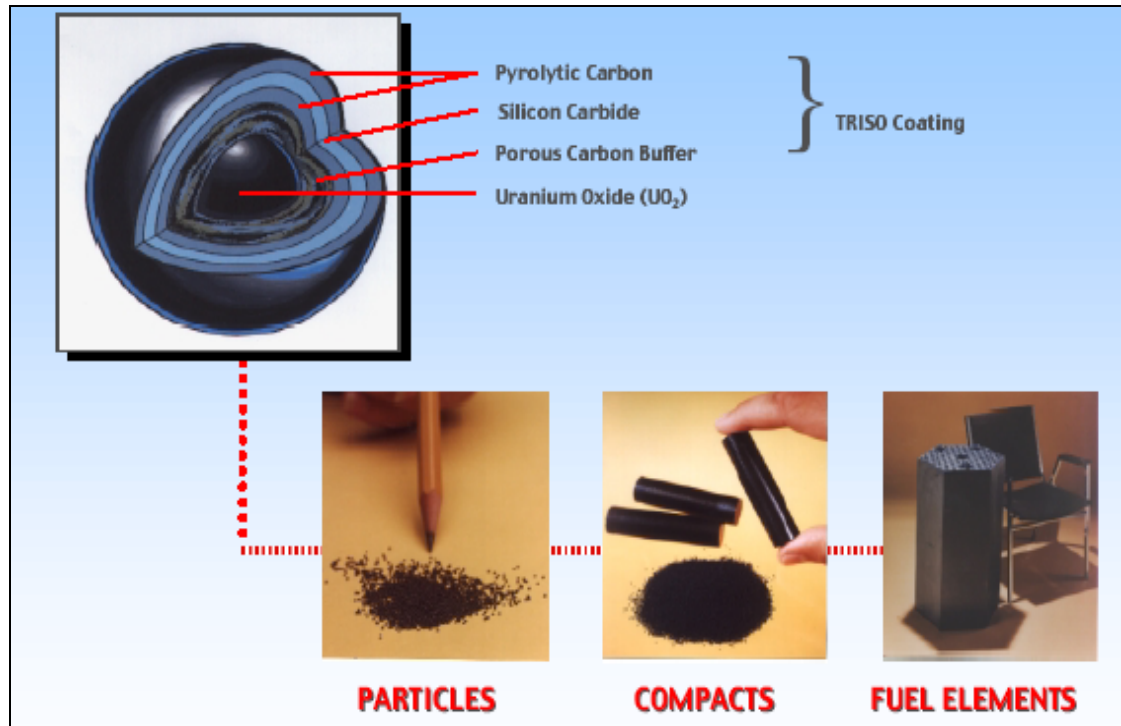
Par ailleurs, le GT-MHR a d'emblée visé une puissance unitaire de 300 MW, qui a semblé aux concepteurs un compromis satisfaisant entre l'exigence de sûreté intrinsèque, qui suppose une puissance réduite, et la compétitivité économique qui nécessite des économies d'échelle.

En tant que combustibles, le GT-MHR utilise le même principe de billes millimétriques de combustibles recouvertes de matériaux réfractaires selon le procédé TRISO.

Toutefois, au lieu d'être agglomérées sous forme de galets, les billes le sont sous la forme de petites cylindres de quelques centimètres de hauteur, les cylindres étant eux-mêmes glissés dans les alvéoles des éléments combustibles en graphite de forme prismatique (voir figure ci-après). Ce procédé permet, en effet, une meilleure connaissance de la localisation du combustible et autorise une puissance unitaire plus élevée que pour le PBMR¹³.

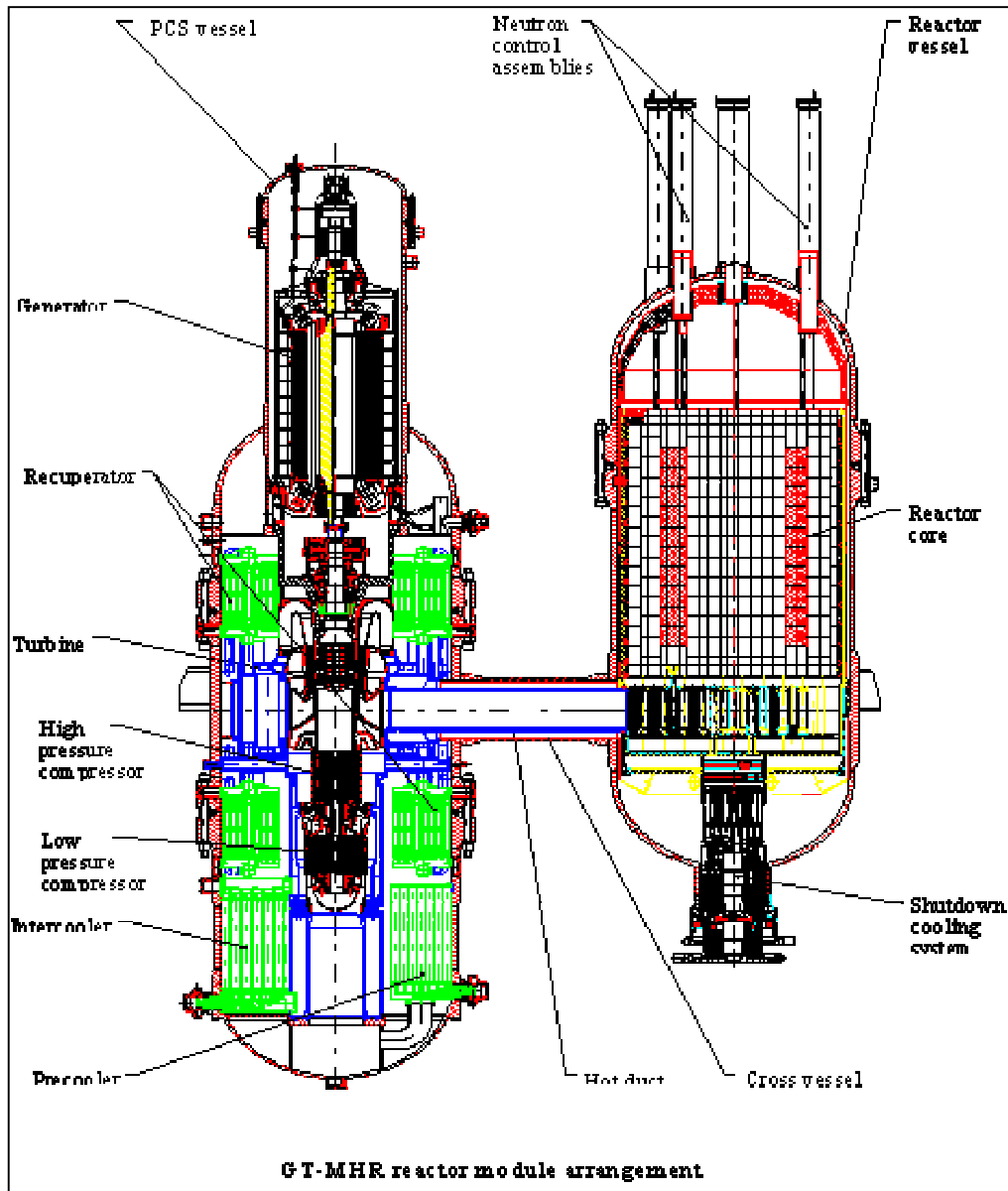
¹³ Vincent MAUREL, Président de Framatome ANP, audition du 29 janvier 2003.

Figure 5 : Schéma de principe du combustible du GT-MHR
(source : General Atomics)



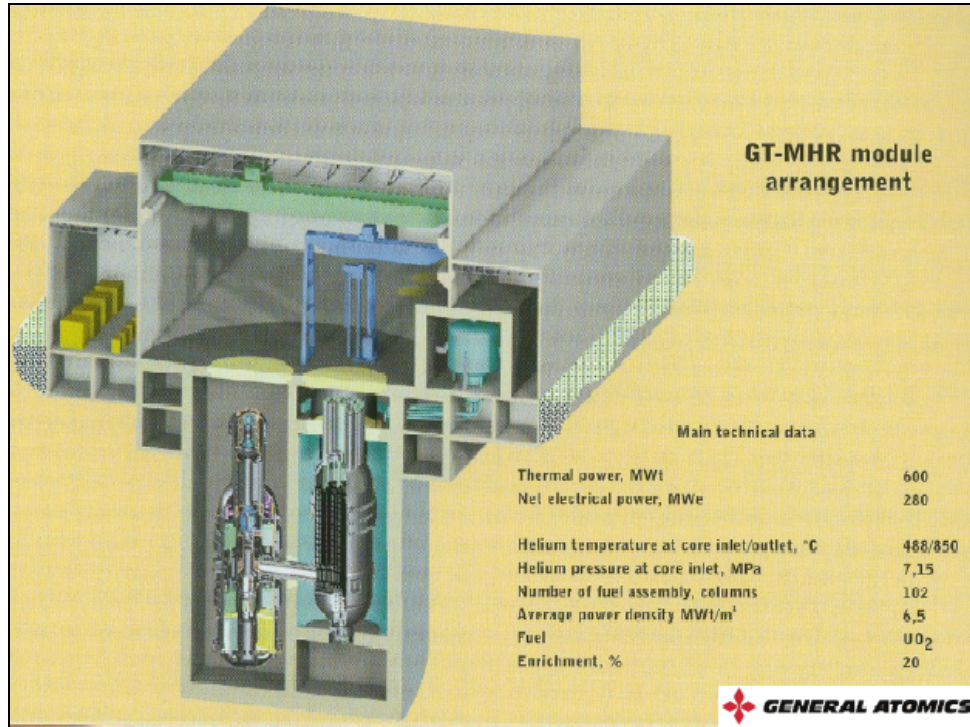
Pour contrôler la réaction en chaîne, le GT-MHR dispose de barres de contrôle pouvant être supplées par un système d'injection par gravité de particules de bore.

Figure 6 : Schéma du réacteur GT-MHR (source : Framatome ANP)



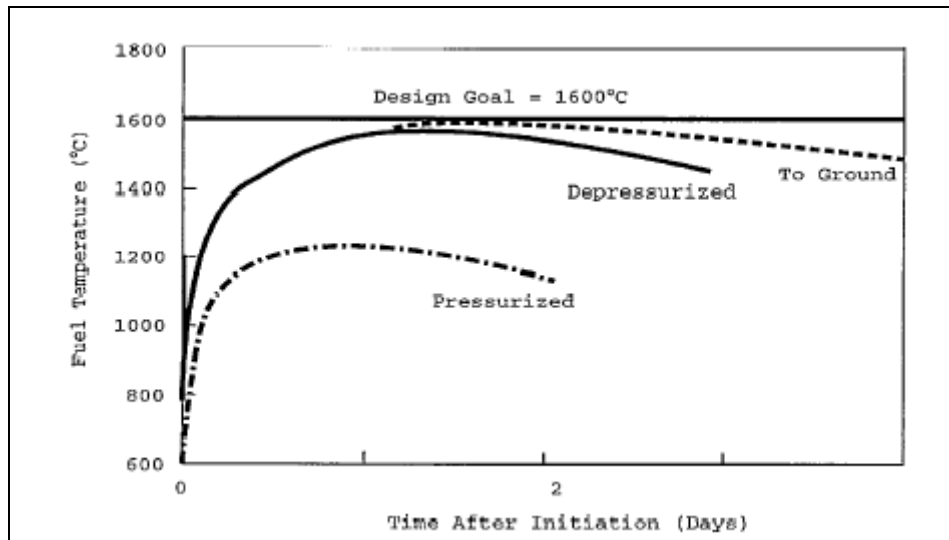
Par ailleurs, en cas d'avaries sur ces deux systèmes actifs, les concepteurs prévoient que le réacteur pourra se refroidir par lui-même, grâce à un transfert de chaleur par conduction aux parois de la cuve, elles-mêmes supportant une circulation d'eau. Enfin, la structure en béton est censée absorber la chaleur et la transmettre par conduction au sous-sol environnant, le réacteur étant enterré.

Figure 7 : Schéma d'un module d'une centrale à réacteur GT-MHR
(source : General Atomics)



En toute hypothèse, les concepteurs du GT-MHR assurent que la température du combustible restera inférieure à 1600 °C, température limite pour la stabilité des matériaux utilisés pour la fabrication des billes millimétriques, y compris en cas de dépressurisation du réacteur.

Figure 8 : Évolution de la température du combustible en cas de perte de réfrigérant
(source : General Atomics)



Afin de concilier les impératifs de sûreté intrinsèque et les impératifs économiques, la puissance du GT-MHR est limitée à 285 MW. Son rendement thermique est prévu pour atteindre 48 %. Les arrêts pour rechargement sont programmés tous les 18 mois, avec un remplacement de la moitié des éléments combustibles¹⁴.

Par rapport aux réacteurs à eau légère, le GT-MHR devrait livrer moins de déchets de haute activité.

Selon les prévisions, un module de GT-MHR aurait la possibilité de consommer 250 kg de plutonium par an. Selon General Atomics, le GT-MHR aurait la capacité de brûler 95 % du plutonium 239 et 60 % du plutonium total. Ces performances en feraient un meilleur brûleur de plutonium que les réacteurs à eau légère utilisant du combustible MOX¹⁵. On peut toutefois relever que l'utilisation du plutonium dans ces combustibles présente l'avantage d'être une solution opérationnelle, qui pourra sans doute monter en puissance plus rapidement que la construction d'un ou plusieurs GT-MHR.

L'objectif est de construire un premier exemplaire du GT-MHR en Russie à Seversk, précédemment Tomsk-7, pour consommer du plutonium militaire tout en produisant de l'électricité. La Russie considère, en effet, le plutonium comme une matière première énergétique et non comme un déchet, ce qui supprime la voie de l'immobilisation un moment envisagée dans le cadre des accords de réduction des armes nucléaires déployées. Si les résultats de ce premier exemplaire, qui devrait être opérationnel en 2009, sont satisfaisants, alors une usine comprenant 4 modules GT-MHR devrait être entré en service à l'horizon 2012-2015.

Bien qu'ayant des perspectives de réalisation dans le cadre d'accords interétatiques, il était naturel que General Atomics s'attache à trouver d'autres débouchés pour son réacteur GT-MHR. C'est ainsi que General Atomics a soumis à la NRC un dossier de pré candidature pour sa certification en février 2002. Le dossier est en cours de constitution.

Selon les prévisions économiques faites par General Atomics, le coût d'investissement « *overnight* » du GT-MHR devrait être de 1,29 milliard \$, soit 1120 \$/kW, ce qui, sous réserve d'une étude plus approfondie, ne le place pas en dehors des « clous ».

¹⁴ Le coeur du GT-MHR est constitué au centre de 61 colonnes de blocs de réflecteur de graphite, entourées de 102 colonnes de colonnes prismatiques de combustible et d'un anneau extérieur de blocs de graphite.

¹⁵ Selon EDF, dans un combustible MOX, le total des isotopes du plutonium passe de 238 kg/TWh à 170 kg/TWh après un taux de combustion de 43,5 GWj/t et un refroidissement de 4 ans, soit une diminution de 30 %. Le plutonium 239 passe de 126 kg/TWh à 63,5 kg/TWh, soit une diminution de 50 %. Cité dans L'aval du cycle nucléaire, tome I : Etude générale, par MM. Christian BATAILLE et Robert GALLEY, Députés, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Assemblée nationale n° 978, Sénat n° 492, juin 1998.

Quoi qu'il en soit, plusieurs des interlocuteurs de vos Rapporteurs ont estimé qu'un réacteur comme le GT-MHR ne devrait pas être compétitif par rapport aux réacteurs à eau légère.

Selon le Dr. Petersen de RWE¹⁶, le projet GT-MHR, dont la fiabilité est grande, est techniquement prêt à être mis en service, des prototypes ayant démontré la faisabilité du procédé. L'avantage essentiel de ce réacteur serait d'être modulaire et de ne nécessiter que des constructions légères, ce qui lui permettrait d'être installé dans des pays sans infrastructure électrique ou nucléaire. Par ailleurs, la chaleur à haute température qu'ils produiraient pourrait servir dans plusieurs types d'utilisations industrielles. En revanche, les coûts de production du kWh du GT-MHR seront loin d'être compétitifs. E.ON estime que sa modularité et sa capacité à brûler tous types de matières fissiles pourrait toutefois lui assurer un avenir sur le marché de l'énergie¹⁷.

En tout état de cause, si le GT-MHR était construit sur fonds publics en un nombre important d'exemplaires qui permettrait d'en amortir les coûts de développement, il pourrait à l'évidence devenir compétitif pour certains types d'application.

Pour certains experts, le réacteur GT-MHR pourrait entrer en service en 2010. Pour d'autres, au contraire, la seule date envisageable est 2015-2016¹⁸.

4. Le projet de réacteur intégré à eau pressurisée de moyenne puissance IRIS

Le projet de réacteur modulaire IRIS (International Reactor Innovative and Secure) de Westinghouse-BNFL représente une autre voie pour la mise au point d'un réacteur de moyenne puissance – 330 MWe – pouvant s'adresser aux marchés électriques de petite taille.

Le projet IRIS est original à de multiples points de vue. Réacteur à eau légère pressurisée, IRIS se situe dans le prolongement des réacteurs actuellement en service, contrairement aux réacteurs à gaz modulaires PBMR et GT-MHR.

Par ailleurs, sa conception s'effectue en coopération par de multiples intervenants : le chef de file est le constructeur Westinghouse qui apporte au projet son expérience de constructeurs de 108 réacteurs en service et de concepteur de réacteurs innovants comme l'AP 600 et l'AP 1000 et deux compagnies d'électricité, TVA (Etats-Unis) et Electronuclear (Brésil) leur connaissance des besoins des producteurs ; plusieurs universités américaines et internationales font bénéficier l'équipe de conception de leur créativité¹⁹.

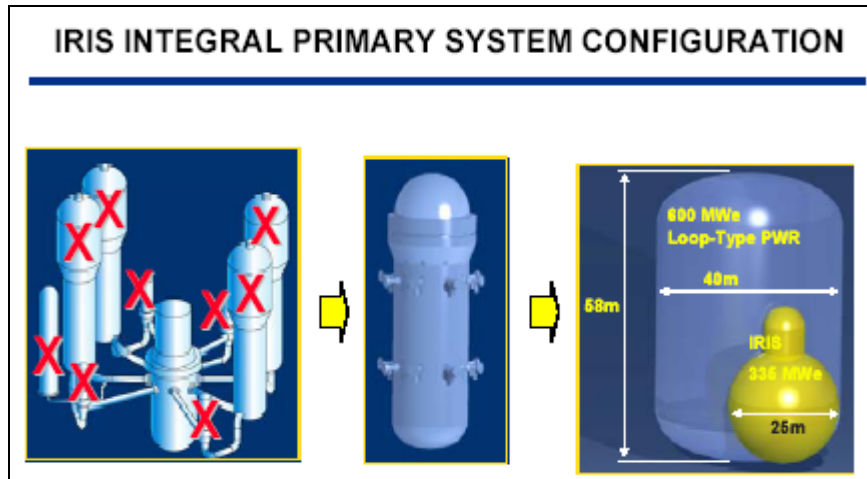
¹⁶ Dr. Klaus PETERSEN, op. cit.

¹⁷ Audition du Dr. HENNENHÖFER, membre du directoire d'E.ON Energie, Berlin, 13 février 2003.

¹⁸ David L. MOSES, Oak Ridge National Laboratory, audition du 13 mars 2003, Oak Ridge, TN.

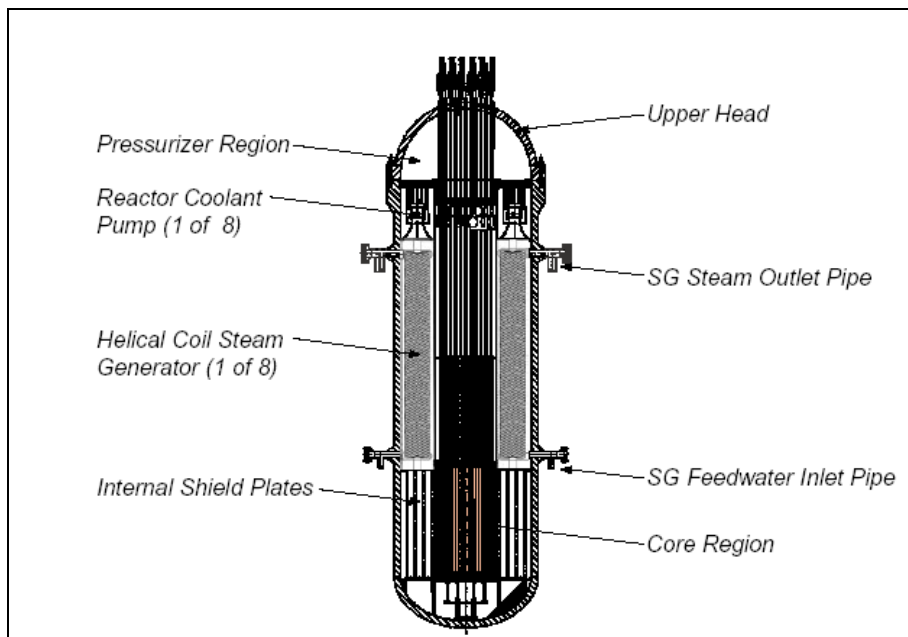
¹⁹ Les universités américaines sont le MIT, l'université de Californie à Berkeley, l'université du Tennessee, Ohio State University, Iowa State University et l'université du Michigan. Les autres

Figure 9 : IRIS, un réacteur intégré et simplifié par rapport aux réacteurs PWR classiques



Le principe à la base du projet IRIS est la très grande simplification de sa conception. L'ensemble du réacteur tient, en effet, dans une cuve au demeurant de dimension très réduite par rapport à une enceinte de confinement d'un réacteur PWR classique. La cuve d'IRIS comprend non seulement le cœur du réacteur, mais aussi les 8 pompes noyées de recirculation de l'eau de refroidissement, les 8 générateurs de vapeur hélicoïdaux ainsi que le pressuriseur.

Figure 10 : Schéma simplifié du projet de réacteur intégré à eau légère IRIS de Westinghouse (source : Westinghouse)

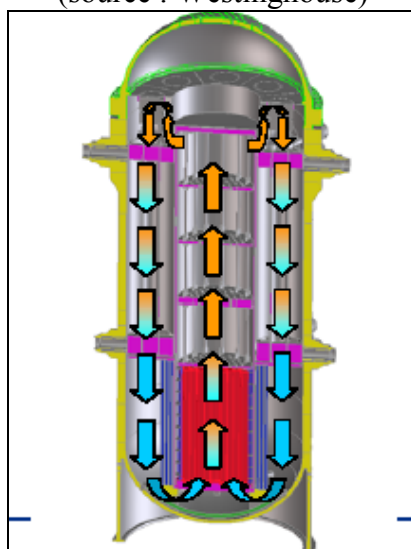


universités sont le Polytechnique de Milan, l'université de Pise, l'université de Zagreb et l'Institut de Technologie de Tokyo.

La circulation de l'eau s'effectue entièrement dans la cuve (voir figure ci-après).

Figure 11 : Le système de refroidissement du réacteur entièrement intégré à la cuve

(source : Westinghouse)



Le projet IRIS fait appel à de nombreuses technologies éprouvées du nucléaire et dans d'autres industries. Le combustible UO₂ est celui des réacteurs à eau légère actuellement en service, avec un objectif de taux de combustion de 60 GWj/t. Les générateurs de vapeur hélicoïdaux sont repris de Superphénix. Les pompes noyées ont été développées pour la marine et pour la chimie. Les arrêts pour rechargement seraient espacés de 3 à 4 ans. La puissance thermique est prévue pour être égale à 1000 MWth et la puissance électrique de 330 MWe. Classiques dans leur conception, les barres de commande traversent le pressuriseur. La cuve est elle-même dans une enceinte de confinement en acier dans laquelle la pression est de 12 bars.

L'ingénierie du projet IRIS est en cours, le constructeur prenant le soin, comme Framatome ANP et EDF dans le cas de l'EPR, de soumettre ses développements à la NRC au fur et à mesure. L'objectif est d'obtenir la certification du réacteur en 2008, pour un déploiement industriel vers 2012.

L'ensemble des concepts doivent encore être validés, en particulier pour la sûreté et la compétitivité. Sur le plan de la sûreté, les accidents par perte de réfrigérant semblent difficiles à traiter. Les dispositifs de sûreté, notamment 4 trains de refroidissement d'urgence, deux réservoirs d'injection d'eau borée, ne semblent pas faire l'objet d'une simplification aussi drastique que la boucle primaire. Par ailleurs, aucune estimation de coût n'est encore disponible.

Bien qu'il soit encore peu avancé, la NRC manifeste un réel enthousiasme pour le projet IRIS.

Nommé Président de la NRC le 1er avril 2003, le Commissaire Nils Diaz déclarait à vos Rapporteurs, le 11 mars 2003, qu'IRIS a un grand potentiel, notamment du fait de sa parenté étroite avec les réacteurs embarqués de l'US Navy²⁰, de son absence quasi-totale de circuits, de sa possibilité de fonctionner 5 à 7 ans sans rechargement²¹.

La mise en service de réacteurs IRIS n'est toutefois pas attendue par la NRC avant 2015-2020.

Quelles sont, au final, les perspectives des réacteurs modulaires ?

Un organisme professionnel du nucléaire américain comme le Nuclear Energy Institute estime qu'aux réacteurs modulaires de 300 MWe correspond un modèle financier intéressant. En effet, leur puissance réduite devrait leur permettre d'être installés en tous points des réseaux. Leur volume de production réduit garantirait par ailleurs que les prix de l'électricité ne s'effondrent pas. Enfin, l'investissement d'un premier exemplaire pourrait être aisément financé, et aurait un temps de retour suffisamment courte pour permettre le financement du deuxième et ainsi de suite.

Un grand exploitant comme EDF envisage, pour sa part, le problème d'une manière toute différente.

Pour EDF, en effet, le renouvellement du parc électronucléaire est un problème qui se pose en terme de quelques dizaines de milliers de MWe de puissance installée et non pas d'un ou plusieurs réacteurs de puissance moyenne.

Dans l'hypothèse de la construction d'un total de 25 GW de capacité nucléaire installée, le choix de réacteurs modulaires du type du GT-MHR, se traduirait par la nécessité d'installer près de 100 réacteurs, contre 17 réacteurs de type EPR d'une puissance de 1500 MWe.

D'où des difficultés multipliées pour le choix des sites, qui devraient être plus nombreux, pour le transport des équipements et l'exploitation des réacteurs²². Les réacteurs modulaires de petite puissance, même juxtaposés sur un même site, ne correspondent pas aux besoins d'EDF.

C'est bien évidemment le marché qui tranchera.

²⁰ En outre, ayant navigué pendant 10 ans sans rencontrer de difficulté technique, un navire allemand de recherche et de service, le Otto Hahn, était propulsé par un réacteur intégré était propulsé par un réacteur intégré d'une conception proche de celle du réacteur IRIS.

²¹ Commissioner Nils DIAZ, audition du 11 mars 2003, Rockville, MA.

²² Georges SERVIERE, EDF, audition du 29 janvier 2003.

III.- La production d'électricité et d'hydrogène, objectif des réacteurs de Génération IV

Le 23 juillet 2001, le Secrétaire à l'Énergie des Etats-Unis, M. Spencer Abraham, annonçait la formation du GIF (Generation IV International Forum), groupe international de coopération sur la prochaine génération de réacteurs nucléaires et les nouvelles technologies de cycles de combustibles nucléaires.

Le GIF est une instance de coopération informelle rassemblant les organismes de recherche nucléaire appartenant à 10 pays, qui se sont cooptés²³.

La réflexion du GIF a porté pendant plus d'un an sur les systèmes qui pourraient constituer la quatrième génération de réacteurs, postérieure aux réacteurs actuellement en service, et déployables d'ici à 2030.

Dès le départ, les Etats-Unis ont clairement exclu que cette coopération internationale vienne concurrencer les réacteurs de type ABWR ou AP 1000. La mission du GIF est donc de promouvoir une coopération pour la longue durée. L'importance donnée par les Etats-Unis à ce processus ne doit pas pour autant être surestimée. Les différentes pièces du DOE pour dynamiser le nucléaire - NEPO pour valoriser au maximum le parc actuellement en fonctionnement, NPI 2010 pour la mise en service d'un nouveau réacteur en 2010 et Generation IV pour 2020 – sont toutes considérées en effet comme indispensables²⁴.

1. Les principales caractéristiques des réacteurs de Génération IV

Considérant que la satisfaction des besoins mondiaux en énergie imposera de recourir au nucléaire²⁵, les objectifs assignés par le GIF à la Génération IV sont multiples²⁶.

Les nouveaux réacteurs devront ainsi s'inscrire dans une perspective de développement durable, c'est-à-dire consommer moins de ressources énergétiques que les réacteurs actuels, produire moins de déchets et être moins proliférants.

Pour assurer leur succès, les réacteurs devront s'ouvrir de nouveaux marchés, grâce à de nouvelles applications comme la production d'hydrogène ou le dessalement d'eau de mer pour de grandes agglomérations urbaines.

²³ Etats-Unis, France, Canada, Royaume Uni, Suisse, Japon, Corée du Sud, Afrique du Sud, Argentine et Brésil.

²⁴ Bill MAGWOOD, DOE, audition du 10 mars 2003.

²⁵ Les projections des besoins mondiaux en énergie d'ici à 2050 adoptées par le GIF sont celles du Conseil mondial de l'énergie.

²⁶ Jacques BOUCHARD, Directeur de l'énergie nucléaire, CEA, audition du 29 janvier 2003.

Au total, la réflexion au sein du GIF ne porte pas seulement sur les réacteurs, mais sur leurs applications et sur le cycle du combustible associé, ainsi que la définition des systèmes de Génération IV en atteste.

« Les systèmes de Génération IV correspondent à un système de production d'énergie pris dans sa globalité, en incluant le cycle du combustible depuis l'amont jusqu'à l'aval, les équipements de conversion d'énergie et de connexion aux réseaux de distribution d'électricité, d'hydrogène, de chaleur industrielle ou d'eau potable, ainsi que les infrastructures de fabrication et d'installation du système de production »²⁷.

Après avoir examiné en détail plus de 100 concepts de réacteurs, le GIF a finalement sélectionné, en septembre 2002, 6 systèmes de Génération IV, la notion de système ajoutant au type de réacteur le cycle du combustible associé.

Si l'on retient comme critère la nature de neutrons mis en jeu, les 6 réacteurs se répartissent en trois concepts à neutrons rapides (SFR, LFR et GFR), un concept à neutrons thermiques (VHTR), un concept à neutrons thermiques ou rapides (SCWR) et un concept à neutrons épithermiques (MSR).

Si l'on utilise le type de réfrigérant, on trouve un système à eau (SCWR), deux systèmes à gaz (VHTR, GFR), deux systèmes à métaux liquides (SFR, LFR) et un système à sels fondus (MSR).

Si l'on se réfère enfin au cycle du combustible, les 6 systèmes se classent en quatre systèmes à cycle fermés (GFR, SFR, LFR, MSR), un système à cycle ouvert ou fermé (SCWR) et un système particulier (VHTR) à propos duquel les opinions semblent partagées.

Le tableau ci-après résume les principales caractéristiques des 6 concepts de Génération IV.

²⁷ "Gen IV System : an entire energy production system, including the nuclear fuel cycle front and back end, the reactor, the power conversion equipment and its connection to the distribution system for electricity, hydrogen, process heat or fresh water, and the infrastructure for manufacture and deployment of the plant". In the Generation IV Roadmap Project, novembre 2001.

Tableau 2 : Les 6 concepts sélectionnés par le GIF

	signification et principales caractéristiques	remarques
<i>I. Réacteur à eau légère</i>		
SCWR	SuperCritical Water cooled Reactor réacteur refroidi à l'eau supercritique	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Puissance : 1 500 MWe ▪ Version 1 : spectre thermique avec cycle du combustible ouvert ▪ Version 2 : spectre rapide avec cycle fermé
<i>II. Réacteur à très haute température refroidi au gaz</i>		
VHTR	Very High Temperature gas cooled Reactor system	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Puissance : 600 MWe ▪ Neutrons thermiques ▪ Se situant dans le prolongement des réacteurs modulaires PBMR et GT-MHR, le VHTR devrait opérer à 1000-1200 °C contre 850 °C pour les précédents ▪ Cycle ouvert selon certains experts mais possibilité de brûler du plutonium et certains actinides mineurs, selon d'autres experts
<i>III. Réacteurs à neutrons rapides</i>		
SFR	Sodium cooled Fast Reactor system	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Puissance : 150 – 500 MWe ▪ Ce réacteur constitue une évolution des réacteurs EBR-II (Etats-Unis), Phénix et Superphénix (France) et Monju (Japon) ▪ Cycle du combustible fermé
GFR	Gas cooled Reactor system	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Puissance : 288 MWe ▪ Ce réacteur à spectre rapide, refroidi à l'hélium, utilise une turbine à cycle direct ▪ Cycle du combustible fermé
LFR	Lead cooled Fast Reactor system	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Puissance : 120 – 400 MWe ▪ Ce réacteur à spectre rapide est refroidi au plomb ou au plomb bismuth, une technologie maîtrisée par la Russie ▪ Cycle du combustible fermé
<i>IV. Réacteur à sels fondus</i>		
MSR	Molten Salt Reactor system	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Puissance : 1000 MWe ▪ Neutrons thermiques ▪ Cycle du combustible fermé

Si, à première vue, les six différents concepts sont encore placés sur un pied d'égalité, les membres du GIF semblent accorder un intérêt prioritaire aux systèmes refroidis par gaz, qu'il s'agisse du système à très haute température VHTR ou du réacteur à neutrons rapides refroidis au gaz²⁸.

Au reste, les réacteurs de la Génération IV ne pourront être effectivement développés que si le nucléaire lui-même connaît une phase d'expansion²⁹.

²⁸ Vincent MAUREL, Président, Framatome ANP, audition du 29 janvier 2003.

²⁹ Vincent MAUREL, Président, Framatome ANP, audition du 29 janvier 2003.

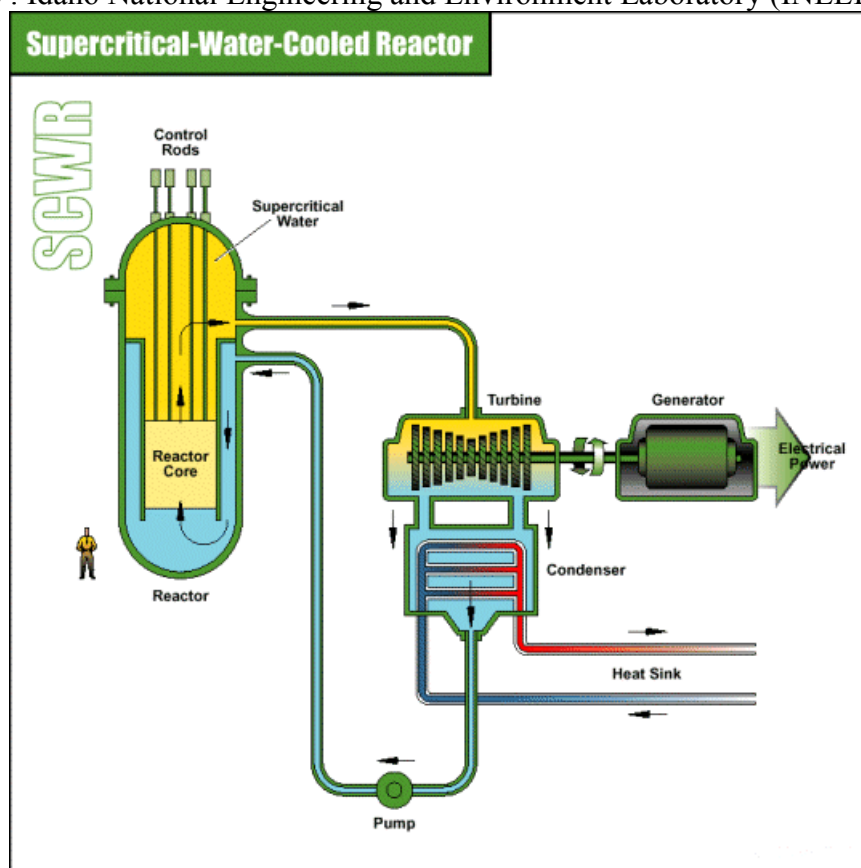
2. Les systèmes à eau supercritique

L'idée à la base des réacteurs à eau légère supercritique est de tirer parti de l'expérience accumulée avec les réacteurs actuellement en fonctionnement, tout en augmentant radicalement leurs rendements.

L'eau supercritique désigne l'état de l'eau qui, portée à des températures supérieures à 374 °C sous une pression supérieure à 218 bars, c'est-à-dire au-delà du point critique, acquiert des propriétés physico-chimiques spécifiques, en particulier une masse volumique réduite par rapport à celle de l'eau sous conditions normales, les états liquides et gazeux ne pouvant au surplus être distingués.

Dans le schéma sélectionné par le GIF, la température de l'eau supercritique en sortie de cuve devrait atteindre 550 °C, ce qui conférerait au SCWR un rendement de 45 %. Autre avantage, l'eau supercritique attaquerait directement une turbine, les échangeurs de vapeur et le circuit secondaire étant donc éliminés.

Figure 12 : Schéma de principe du réacteur à eau supercritique
(source : Idaho National Engineering and Environment Laboratory (INEEL), DOE)



Le SCWR serait un réacteur de forte puissance, le niveau de 1700 MWe étant fixé comme objectif. En conséquence, l'accent est mis avec ce type de machine sur

la production d'électricité, l'objectif de minimisation des déchets n'étant atteint qu'à travers l'augmentation du rendement du combustible.

Les avis sur la faisabilité réelle de ce réacteur sont très partagés.

Certains experts considèrent qu'il s'agirait d'une voie d'avenir, compte tenu de coûts d'investissements réduits par rapport aux réacteurs à eau légère classique.

Framatome ANP considère, pour sa part, cette voie comme difficile, en raison des caractéristiques particulières, encore mal connue et difficilement exploitables dans l'état actuel des connaissances, des fluides supercritiques³⁰.

3. Le réacteur à très haute température refroidi au gaz

Le réacteur à très haute température VHTR se situe dans la ligne du réacteur modulaire du type GT-MHR. Il s'en distingue par une température largement supérieure, puisque la température du gaz caloporteur devrait atteindre 1000 à 1100 °C.

Le VHTR constitue, sans aucun doute, une des premières priorités pour la recherche.

3.1. Les caractéristiques techniques de VHTR

Le combustible des réacteurs VHTR est conçu selon les mêmes principes que celui des réacteurs à haute température, avec un conditionnement sous la forme de billes millimétriques agglomérées sous la forme de cylindres insérés ensuite dans les éléments combustibles.

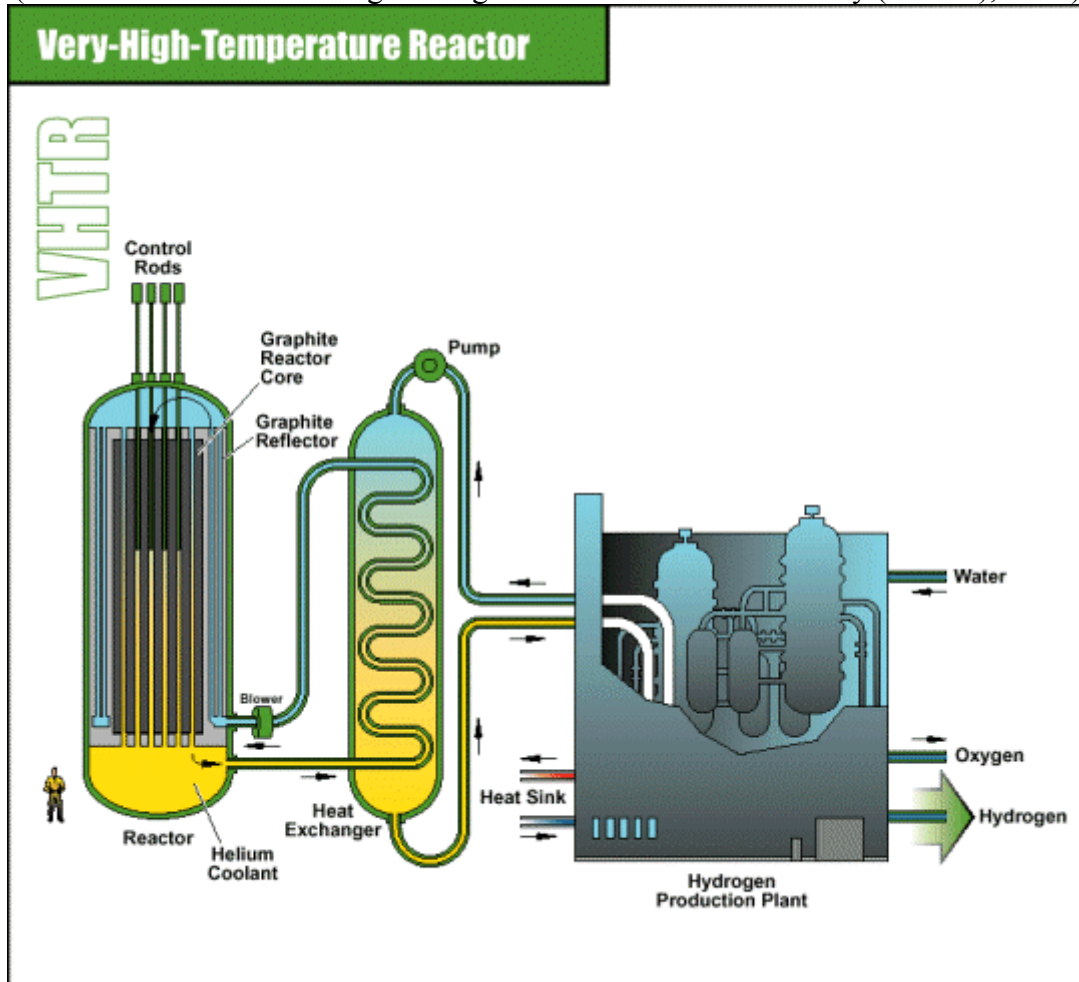
Les billes millimétriques de 0,5 mm de diamètre présentent en effet plusieurs avantages encore plus précieux avec les très hautes températures. Chaque particule contient une quantité très réduite de combustible. Leur revêtement comprend une couche pour absorber les gaz des produits de fission, mais aussi une barrière résistante assurant leur confinement ainsi que celui des actinides mineurs.

Toutefois le revêtement de carbure de silicium utilisé pour le GT-MHR ne pourra convenir dans la mesure où il ne peut retenir les produits de fission au-delà de 1600 °C. La dégradation des actinides mineurs produit, en outre, du palladium et de l'argent qui attaquent le carbure de silicium. Il sera en conséquence nécessaire de trouver un substitut à ce dernier, qui devrait probablement être le carbure de zirconium et le carbure de titane.

³⁰ Vincent MAUREL, Président, Framatome ANP, audition du 29 janvier 2003.

Figure 13 : Schéma de principe des réacteurs VHTR orientés vers la production d'hydrogène

(source : Idaho National Engineering and Environment Laboratory (INEEL), DOE)



D'après ses concepteurs, le VHTR devrait avoir un coefficient de température négatif, ce qui le conduirait à devenir spontanément sous critique en cas d'arrêt. Le cœur du réacteur VHTR devrait être sensiblement le même que celui du GT-MHR, avec une capacité identique à baisser spontanément en température en cas de perte du réfrigérant.

Au total, ces différentes propriétés confèreraient au VHTR, dans une certaine mesure, la qualité d'être « *intrinsèquement sûr* ».

Le VHTR devrait utiliser l'hélium comme réfrigérant, la température du gaz en sortie de cuve du réacteur atteignant 1000 °C.

Un objectif prioritaire du VHTR est qu'il puisse brûler son combustible avec une efficacité beaucoup plus élevée que les réacteurs actuels. Dans la pratique, il

semble possible de dépasser le seuil de 80 GWj/t avec des combustibles uranium-thorium, le but étant d'aller jusqu'à 200 GWj/t.

D'un rendement thermique élevé, le VHTR aurait une puissance unitaire de 600 MWe.

Le VHTR devait au départ brûler essentiellement un mélange d'uranium hautement enrichi et de thorium.

L'objectif, aujourd'hui, est explicitement que ce réacteur puisse non seulement brûler de l'uranium faiblement enrichi, mais aussi incinérer du plutonium et des mélanges de plutonium avec certains actinides mineurs³¹. Contestée par certains experts, cette capacité permettrait une reprise des déchets issus des réacteurs REP³².

Dans cette hypothèse, le VHTR pourrait permettre de produire de l'électricité et de l'hydrogène, tout en reprenant les déchets des réacteurs à eau légère, ce qui lui assurerait alors la suprématie sur tous les autres concepts de la Génération IV.

La date prévue pour la mise en service du démonstrateur VHTR est 2017³³.

3.2. Des débouchés multiples qui en font une priorité pour de nombreux experts

L'ambition des promoteurs des réacteurs à très haute température est non seulement de couvrir les besoins de production d'électricité, mais aussi de faire progresser la technologie des matériaux réfractaires, ce qui sera utile pour le développement d'autres filières et enfin d'ouvrir de nouveaux marchés au nucléaire.

Pour la production d'électricité, les rendements atteints avec des températures de fonctionnement seraient supérieurs à 50 %, donc très supérieurs au 33 % des réacteurs REP actuels, ce qui devrait conduire à des coûts de production compétitifs.

Par ailleurs, pour réussir à les faire fonctionner, de multiples problèmes technologiques devront avoir été résolus, en particulier la mise au point de matériaux capables de résister à de très hautes températures. Les savoir-faire acquis pour la mise au point des réacteurs à très haute température seraient alors utiles à celle des réacteurs à neutrons rapides refroidis au gaz GFR.

Les nouveaux marchés ouverts par le VHTR devraient être nombreux. De nombreux process industriels s'effectuent en effet à haute température : la fabrication du

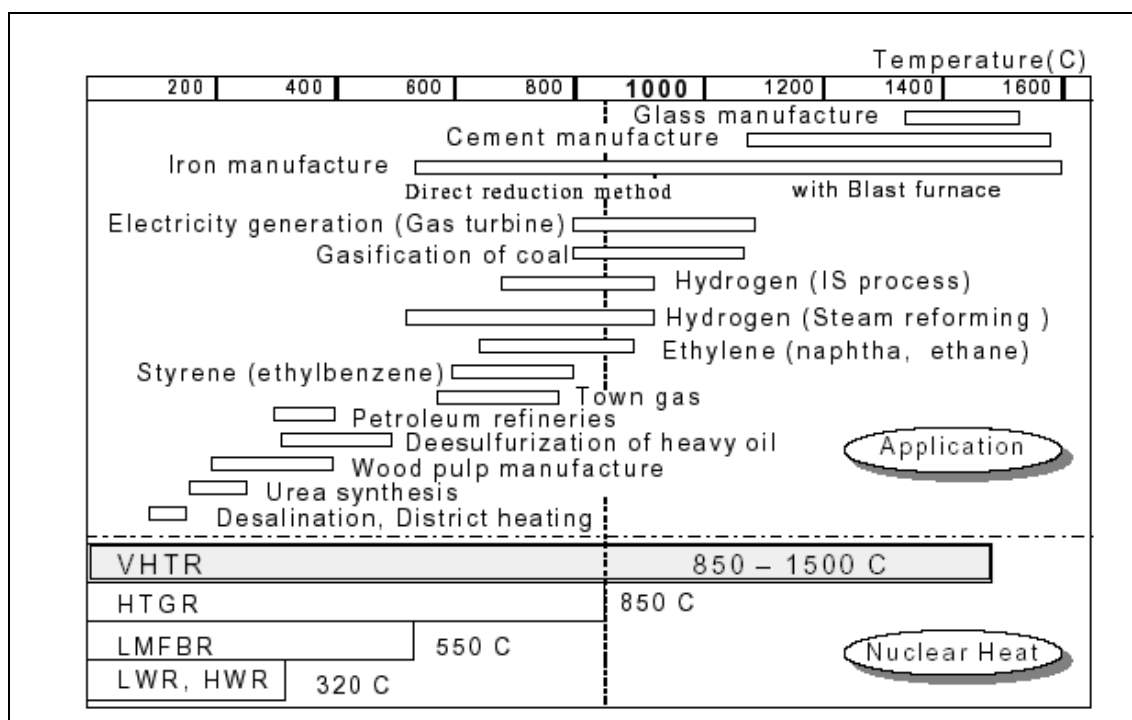
³¹ David L. MOSES, Senior Program Manager, Nuclear Technology Programs, Oak Ridge National Laboratory, audition du 13 mars 2003, Oak Ridge, TN.

³² Vincent MAUREL, Président, Framatome ANP, audition du 29 janvier 2003.

³³ William R. CORVIN, National Director, Generation IV Materials Program, Metals and Ceramics Division, Oak Ridge National Laboratory, audition du 13 mars 2003, Oak Ridge, TN.

ciment, du verre, de l'acier, la gazéification du charbon et la thermochimie (voir figure suivante).

Figure 14 : Principaux process industriels utilisant de la chaleur (source : GIF, Technical Working Group 2)



En tout état de cause, compte tenu de l'inertie des processus industriels et des espoirs placés dans le développement de combustibles pour les transports, l'application principale du VHTR serait la production d'hydrogène.

3.3. Le VHTR pour la production d'hydrogène

Le VHTR est considéré comme un maillon essentiel d'une future économie de l'hydrogène.

Il existe certes des méthodes de production d'hydrogène à basse température³⁴. Mais les trois procédés les plus en pointe pour la production d'hydrogène sont actuellement le reformage à la vapeur du méthane, l'électrolyse à haute température et la thermochimie³⁵. La thermochimie est considérée comme la plus

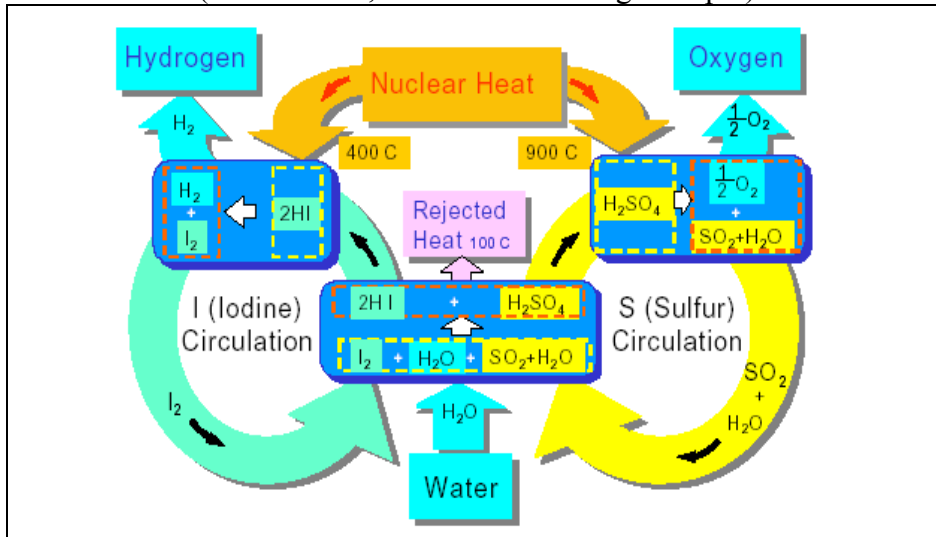
³⁴ William J. MADIA, Director, Oak Ridge National Laboratory, audition du 13 mars 2003, Oak Ridge, TN.

³⁵ Si des techniques efficaces et sûres de piégeage et de séquestration du CO₂ étaient mises au point, la production d'hydrogène à partir de centrales thermiques fonctionnant au charbon serait sans doute la plus économique.

prometteuse, avec plusieurs procédés de fabrication, dont le procédé recourant à l'iode et le soufre comme intermédiaires de réaction³⁶ (voir figure suivante).

Figure 15 : Procédé de fabrication de l'hydrogène utilisant l'iode et le soufre

(source : GIF, Technical Working Group 1)

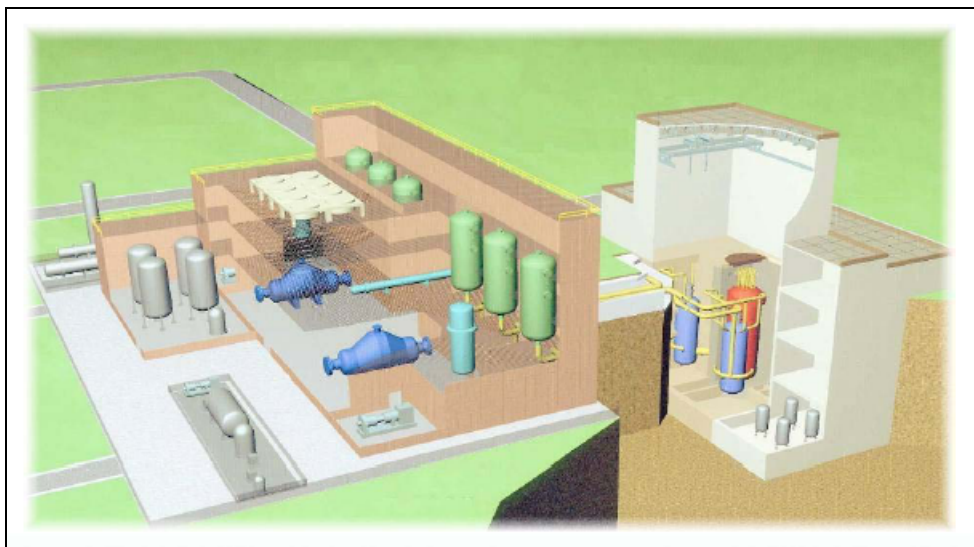


La production d'hydrogène serait compétitive avec la vapeur à 1000 °C fournie par un VHTR, alors qu'elle ne le serait pas à 850 °C en aval d'un réacteur GT-MHR.

Les partisans du VHTR imaginent en conséquence des usines globales, comprenant un ou plusieurs réacteurs de ce type, d'où partiraient des canalisations acheminant par sels fondus la chaleur à très haute température vers une usine dédiée à la production d'hydrogène.

³⁶ On peut également utiliser le calcium et le brome.

Figure 16 : Schéma de principe d'une usine de production d'hydrogène à partir de chaleur produite par un réacteur VHTR (source : Oak Ridge National Laboratory)



En tout état de cause, il conviendra d'écarter les deux installations, de manière à réduire les risques industriels.

4. Les réacteurs à neutrons rapides

Partisan depuis la fin des années 1960 de la filière des réacteurs à neutrons rapides, le CEA remarque, à juste titre, que ces réacteurs constituent la majorité des 6 systèmes sélectionnés par le GIF, avec le GFR, réacteur à neutrons rapides refroidi au gaz, le SFR, refroidi au sodium, le LFR refroidi au plomb ou au plomb-bismuth et le SCWR dans sa version à spectre rapide.

4.1. Les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium

La sélection des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium parmi les concepts d'avenir ne doit pas étonner. La France a toujours accordé un grand intérêt à cette filière qui permet de valoriser les ressources en uranium beaucoup mieux que ne le font les réacteurs à eau légère³⁷.

Le réacteur à neutrons rapides Phénix, d'une puissance électrique de 233 MWe, mis en service industriel en 1974, a obtenu les résultats escomptés, au point qu'en se fondant sur ce succès, la France a ensuite décidé la construction de Superphénix, d'une puissance de 1 200 MWe, couplé au réseau en 1986 et définitivement arrêté en 1998.

³⁷ Le CEA estime que les réserves mondiales d'uranium représenteraient l'équivalent de 167 000 Mtep si elles étaient utilisées avec les réacteurs à neutrons thermiques actuellement en service dans le monde et l'équivalent de 8 400 000 Mtep, si elles étaient utilisées dans des réacteurs à neutrons rapides.

Décision essentiellement politique prise en 1997, l'arrêt de Superphénix n'est apparu techniquement justifié qu'en raison de ses difficultés de fonctionnement et de sa relative inadéquation aux besoins de test et d'expérimentation pour lesquels cette machine avait été reconvertie.

A cet égard, le rapport de 1998 de la commission d'enquête sur Superphénix et la filière des réacteurs à neutrons rapides souligna que cette filière gardait son intérêt pour le XXI^{ème} siècle et indiquait que « *c'est dans les années 2020-2030 qu'il faudra reprendre les études sur les réacteurs à neutrons rapides, en vue de la construction d'éventuels réacteurs de ce type vers 2050* »³⁸.

Au regard de cette recommandation, l'histoire semble donc s'accélérer.

Après une phase d'arrêt de plusieurs années, le réacteur Phénix a été récemment autorisé à redémarrer par l'autorité de sûreté pour 722 jours équivalents pleine puissance, soit 6 cycles de fonctionnement³⁹. Le bon fonctionnement de Phénix pour les 6 cycles qui lui restent, revêt une importance capitale pour la conduite des expériences de transmutation.

L'intérêt porté aux réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium est aujourd'hui important dans plusieurs pays, en France bien entendu malgré l'arrêt de Superphénix, mais aussi au Japon qui continue la mise au point de son réacteur Monju, d'une puissance de 260 MWe, et, enfin, aux Etats-Unis au laboratoire national d'Argonne.

Aux Etats-Unis, les performances du réacteur EBR-II de 17 MWe installé dans l'Idaho, qui a fonctionné de 1964 à 1994, sont jugées satisfaisantes. Ce réacteur a en effet permis de tester de nombreux combustibles et même des scénarios d'accidents⁴⁰.

³⁸ Rapport fait au nom de la commission d'enquête sur Superphénix et la filière des réacteurs à neutrons rapides, Robert GALLEY, Président, Christian BATAILLE, Rapporteur, Assemblée nationale, n° 1018, juin 1998.

³⁹ Ainsi que l'a indiqué l'autorité de sûreté lors de l'audition du 14 janvier 2003, l'interprétation des incidents de réactivité reste la même qu'avant les opérations de jouvence de l'installation. L'ensemble des causes possibles ayant été identifiées, il a été démontré qu'aucune d'entre elles n'est rédhibitoire pour la sûreté. L'importante cure de jouvence à laquelle il a été procédé a permis d'améliorer la résistance au séisme de Phénix et de remettre en état ses circuits de refroidissement. L'exploitation de Phénix se fera avec deux circuits de refroidissement sur trois. En l'espèce, l'autorité de sûreté n'a pas eu « *d'état d'âme* » à laisser Phénix redémarrer, tout en considérant que le fonctionnement de Phénix ne peut être autorisé pour une durée importante.

⁴⁰ En particulier, EBR-II s'est arrêté de lui-même dans un scénario de perte totale des alimentations électriques avec échec des procédures d'arrêt classiques.

Figure 17 : Le réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium EBR-II du laboratoire national d'Argonne, implanté dans l'Idaho à l'INEEL

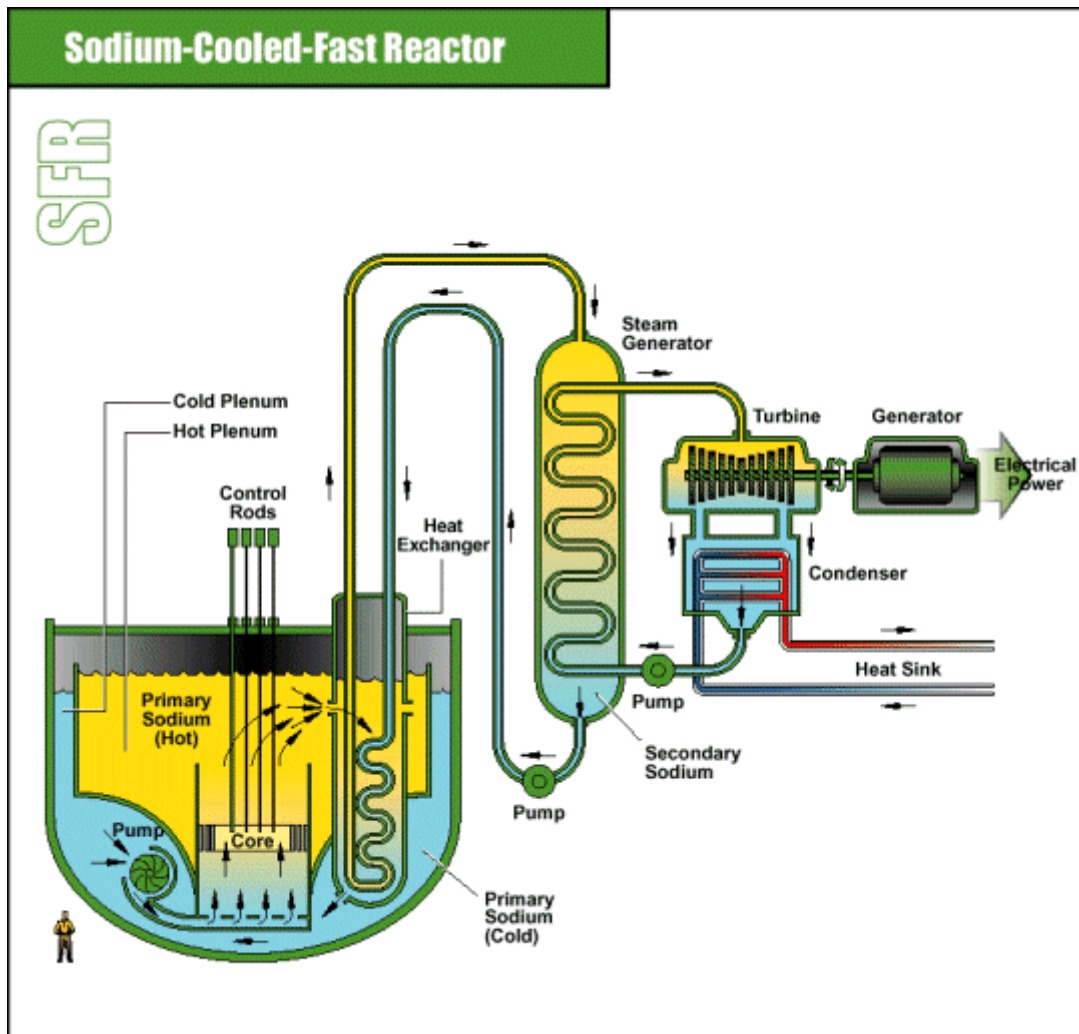
(source : Idaho National Engineering and Environmental Laboratory (INEEL), DOE)



En tout état de cause, le réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium retenu parmi les concepts de Génération IV reprend les principaux concepts des réacteurs EBR-II (Etats-Unis), Phénix et Superphénix (France), Monju (Japon) et BN 600 (Russie).

La température du sodium en sortie de cuve est de 550 °C. La puissance du SFR pourrait être calibrée entre 150 et 500 MWe.

Figure 18 : Schéma de principe d'un réacteur à neutrons rapides refroidis au sodium (source : Idaho National Engineering and Environment Laboratory (INEEL), DOE)



Le combustible du SFR pourrait être métallique, préparé par pyroprocessing, ou bien être du type MOX, après retraitement en voie aqueuse.

Pièce essentielle d'un cycle du combustible dit fermé, le SFR aurait comme principal objectif l'incinération du plutonium et des actinides mineurs provenant du retraitement des combustibles usés des réacteurs à eau légère.

4.2. Les réacteurs à neutrons rapides refroidis au plomb

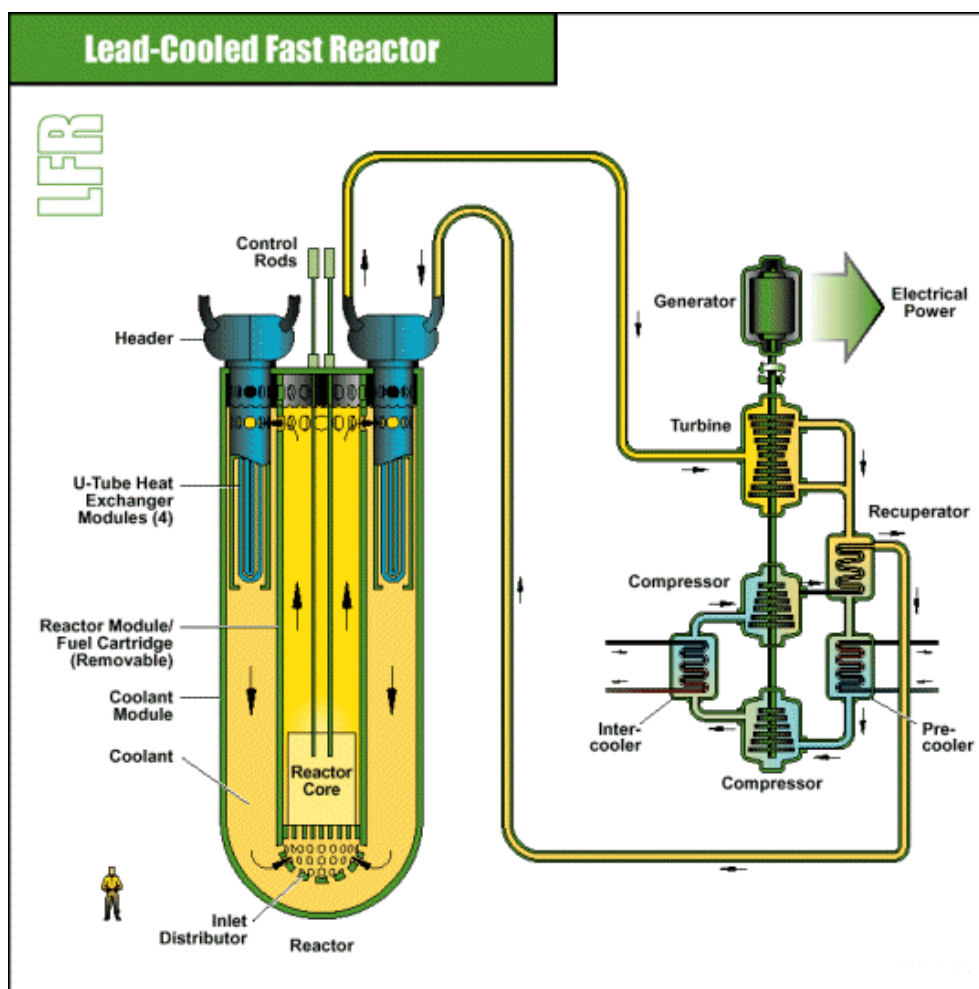
Les réacteurs à neutrons rapides refroidis au plomb sont inspirés des réacteurs de sous-marins russes. S'agissant du réfrigérant, en réalité ce sont non

seulement le plomb liquide, mais aussi l'eutectique⁴¹ plomb-bismuth qui sont envisagés⁴².

La température du réfrigérant en sortie de cuve pourrait varier entre 550 et 800 °C et la puissance du LFR s'étager entre 120 et 400 MWe.

On doit noter, en tout état de cause, que le réacteur à neutrons rapides russe BN 600 (600 MWe) de Beloyarsk dans la région de Sverdlovsk en Oural, a été mis en service industriel en 1981 et qu'il fonctionne depuis lors avec une grande régularité et de bonnes performances⁴³.

Figure 19 : Schéma de principe d'un réacteur à neutrons rapides refroidi au plomb (source : Idaho National Engineering and Environment Laboratory (INEEL), DOE)



⁴¹ Un eutectique est un alliage binaire dont la température de fusion est fixe.

⁴² Les experts du CEA considèrent pour leur part que cet eutectique n'est pas un bon caloporteur et que sa manipulation est difficile, compliquant encore les procédures d'accès au réacteur.

⁴³ La Russie a d'ailleurs le projet, souvent présenté sous le nom de projet BREST, de reprendre la construction du réacteur BN 800 (800 MWe), commencée à Beloyarsk en 1987 puis arrêtée en 1988. Il s'agit d'un RNR refroidi au plomb.

Le réacteur à neutrons rapides refroidi au plomb est décrit par ses concepteurs comme ayant un haut degré de sûreté passive, supérieur en tout état de cause aux autres réacteurs à neutrons rapides, refroidis au sodium ou a fortiori à l'hélium.

Le réacteur LFR pourrait être conçu avec un coeur sous forme de cartouche scellée remplaçable après 15 à 30 ans de fonctionnement.

En prolongement de son utilisation comme réacteur embarqué, l'objectif du LFR est donc la production décentralisée d'énergie, non seulement sous la forme d'électricité, mais aussi de chaleur utilisée dans différents process industriels, en particulier la production d'eau potable.

4.3. Les réacteurs à neutrons rapides refroidis au gaz

Les réacteurs à neutrons rapides refroidi au gaz devraient utiliser en priorité l'hélium comme réfrigérant, le gaz carbonique supercritique représentant toutefois une voie à explorer.

Avec une température en sortie de cuve de 850 °C, le gaz attaquerait directement une turbine à gaz, le rendement global du réacteur étant de 48 %.

Pour le moment, le GFR est conçu pour être un réacteur de faible puissance, avec une puissance thermique de 600 MWth et une puissance électrique de 288 MWe.

L'intérêt essentiel du GFR serait, comme tout réacteur à neutrons rapides, de valoriser au mieux les réserves en uranium et de minimiser les déchets. On considère, en outre, que le GFR offrirait de meilleures performances que le VHTR pour l'incinération des actinides mineurs⁴⁴.

L'une des difficultés les plus importantes à résoudre pour le réacteur à neutrons rapides refroidi au gaz pourrait être l'évacuation de la chaleur en cas de perte du réfrigérant dans l'hypothèse d'un coeur plat en forme de « *pancake* »⁴⁵. Il faudra en conséquence étudier l'intérêt d'autres formes de coeur, cylindre creux ou plein.

En outre, le GFR exigera la mise au point de matériaux de remplacement spécifiques pour la structure du coeur, le graphite, qui ralentit les neutrons, ne pouvant être utilisé⁴⁶. De même, il sera nécessaire de développer de nouveaux types de

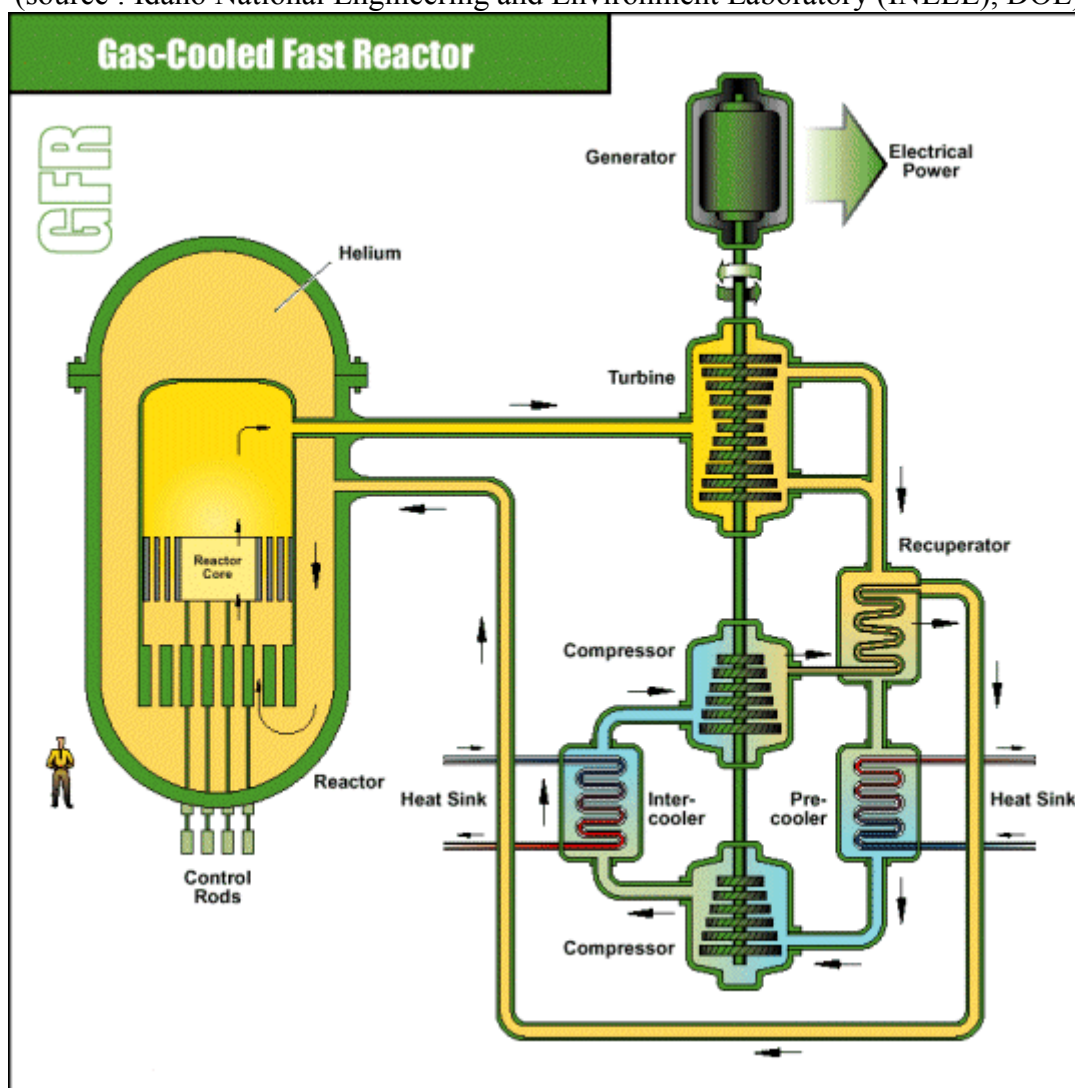
⁴⁴ David F. WILLIAMS, Nuclear Science and Technology Division, Oak Ridge National Laboratory, audition du 13 mars 2003, Oak Ridge, TN.

⁴⁵ David L. MOSES, Senior Program Manager, Nuclear Technology Programs, Oak Ridge National Laboratory, audition du 13 mars 2003, Oak Ridge, TN.

⁴⁶ Selon General Electric, le tungstène offrirait peut-être des possibilités intéressantes. La céramique ou le carbure de silicium sont d'autres solutions.

combustibles, avec des conditionnements permettant une rétention élevée des produits de fission⁴⁷.

Figure 20 : Schéma de principe d'un réacteur à neutrons rapides refroidi à l'hélium (source : Idaho National Engineering and Environment Laboratory (INEEL), DOE)



Au total, le problème essentiel du GFR pourrait être celui de sa sûreté⁴⁸.

En tout état de cause, les experts d'Oak Ridge estiment que les difficultés à résoudre sont très nombreuses pour ce système dont le principal partisan est le CEA.

⁴⁷ Le nitrure de titane pourrait convenir pour des combustibles métalliques. Des revêtements particuliers devront être mis au point si le combustible est sous forme de particules.

⁴⁸ John SACKETT, Associate Laboratory Director for Engineering Research, Argonne National Laboratory, audition du 14 mars 2003, Argonne, IL.

La date prévue pour la mise en service du démonstrateur GFR est 2030⁴⁹.

5. Les réacteurs à sels fondus et le cycle du thorium

Les réacteurs à sels fondus ne sont pas une priorité pour les organismes de recherche nucléaire du GIF (Generation IV International Forum), bien qu'ils aient, selon certains experts, le potentiel le plus important à très long terme.

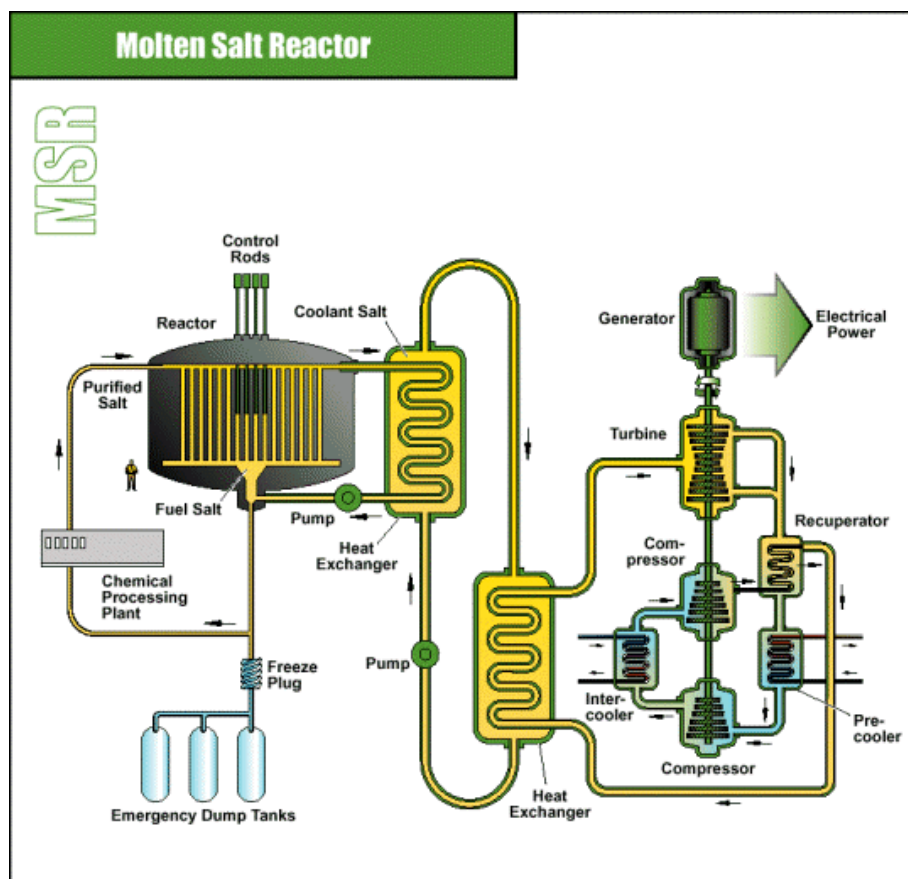
5.1. L'enthousiasme limité du GIF pour les réacteurs à sels fondus

Les réacteurs à sels fondus présentent la particularité d'avoir un cœur homogène et une circulation du combustible dans le circuit de refroidissement, ce qui permet son recyclage. L'un des problèmes les plus difficiles à résoudre est celui de la corrosion dans le circuit du combustible. La résolution de ce problème permettrait de trouver des applications dans d'autres domaines, en particulier pour le retraitement pyrolytique des combustibles nucléaires irradiés.

Le combustible d'un réacteur à sels fondus pourrait être un mélange de fluorures d'uranium et de plutonium dans des sels fondus de sodium et de zirconium circulant en continu dans le cœur du réacteur et dans un échangeur de chaleur.

⁴⁹ William R. CORVIN, National Director, Generation IV Materials Program, Metals and Ceramics Division, Oak Ridge National Laboratory, audition du 13 mars 2003, Oak Ridge, TN.

Figure 21 : Schéma de principe d'un réacteur à sels fondus
(source : Idaho National Engineering and Environment Laboratory (INEEL), DOE)



La température en sortie de cuve étant de 700 à 800 °C, la puissance du réacteur pourrait atteindre 1000 MWe.

Les principaux avantages des réacteurs à sels fondus devraient être de simplifier la mise au point des combustibles une fois les problèmes de corrosion résolus, de minimiser les déchets radioactifs et d'offrir peu de prise à la prolifération.

En raison de leur difficulté probable de mise au point, les réacteurs à sels fondus sont considérés par certains experts comme un « *rêve* »⁵⁰.

Néanmoins, il s'agit plutôt d'une solution à très long terme, qui, moyennant un effort de R&D certes important, devrait offrir des perspectives importantes.

⁵⁰ Vincent MAUREL, op. cit.

5.2. Le potentiel des réacteurs à sels fondus et du cycle du thorium

Selon le CNRS, les solutions offertes par les réacteurs à sels fondus s'inscrivent dans une réflexion sur les perspectives à long terme de l'énergie, où cette filière prend tout son intérêt. A l'horizon du demi-siècle, la technologie des réacteurs garde son importance, mais le choix des systèmes de combustibles devient déterminant pour l'avenir du nucléaire lui-même.

Si l'on considère les besoins mondiaux en énergie à l'horizon 2050, où l'on s'attend à un doublement de la consommation d'énergie primaire et si l'on suppose qu'aucun incident ou qu'aucune décision politique n'exclura d'office le nucléaire de la panoplie des sources d'énergie, alors il apparaît rapidement que les réacteurs nucléaires dans leur fonctionnement actuel et avec leurs combustibles actuels, ne peuvent fournir une contribution sur la longue durée.

En effet, les réacteurs à eau légère, qui font l'écrasante majorité du parc mondial, consomment un part ridicule de l'uranium extrait du sous-sol, ce qui conduit à extraire des quantités de minerais importantes pour finalement n'en consommer qu'une très faible part. Composé de deux isotopes, le minerai d'uranium contient 0,7 % d'uranium fissile 235, le seul utilisé dans la réaction de fission nucléaire par les réacteurs actuellement en service et 99,3 % d'uranium fertile 238, dont les réacteurs actuels ne tirent pas parti directement. D'où l'accumulation de stocks d'uranium dit appauvri qui n'ont pas d'utilité.

Certes, à l'heure actuelle les réserves d'uranium sont telles qu'on n'entrevoit aucun problème d'approvisionnement à l'horizon du demi-siècle. De nouveaux gisements d'une teneur inhabituelle en uranium ont même été découverts au Canada et en Australie, dont l'exploitation devra être automatisée, tant le niveau de radioactivité y est élevé. Par ailleurs, la commercialisation des réserves militaires russes d'uranium hautement enrichi constitue une source d'approvisionnement sur les marchés mondiaux pour encore quelques années ou dizaines d'années.

Toutefois, si le parc électronucléaire devait s'accroître parce que les besoins en énergie ne pourraient être satisfaits à meilleur coût que par le nucléaire, alors il deviendrait contre-productif de continuer sur la voie actuelle, car il s'agirait alors d'investissements menacés dans leur pérennité, faute de réserves suffisantes de combustibles.

La réflexion sur un nucléaire à très long terme doit donc nécessairement s'efforcer d'imaginer des filières qui ne connaîtraient pas de pénurie en combustible.

Une réflexion à très long terme doit également se pencher, dans la ligne d'un développement durable, sur la réduction des déchets produits.

A cet égard, la filière des réacteurs à eau légère pourra sans aucun doute voire son fonctionnement global amélioré par la mise en place, en aval du cycle du

combustible, d'un parc de réacteurs « nettoyeurs » spécialisés, que ce soit des réacteurs hybrides pilotés par accélérateurs ou des réacteurs à neutrons rapides dédiés.

Toutefois, la longue durée ouvre peut-être le champ à la conception de concepts totalement nouveaux.

Lorsqu'il s'agit d'imaginer le nucléaire à l'horizon d'un siècle, c'est incontestablement la filière des réacteurs à neutrons rapides qui constitue la référence de comparaison⁵¹, les réflexions ayant d'ailleurs été prolongées par des réalisations concrètes avec des réacteurs comme EBR-II, Phénix, Superphénix ou Monju, sans parler des réacteurs d'études et des réacteurs russes. Le système de combustible est alors le système uranium 238 –plutonium 239. Selon le CEA, l'ensemble des ressources découvertes et spéculatives d'uranium s'élève 17 millions de tonnes. Ces réserves représenteraient l'équivalent de 167 Gtep si elles étaient utilisées dans des réacteurs à neutrons thermiques et 8 400 Gtep en faisant appel aux réacteurs à neutrons rapides.

Or un autre système de combustible peut être envisagé pour la fission nucléaire contrôlée, le combustible thorium 232-uranium 233. Le thorium présente l'avantage d'être trois à quatre fois plus abondant que l'uranium sur la croûte terrestre, avec une bonne répartition géographique sur l'ensemble des continents. Par ailleurs, les réacteurs fondés sur ce système nécessitent pour leur fonctionnement une quantité beaucoup plus faible de matière fissile que les réacteurs à neutrons rapides pour produire la même quantité d'électricité. En outre, les combustibles et donc les pertes au retraitement contiennent beaucoup moins d'américium et de curium, deux actinides mineurs particulièrement pénalisants pour la gestion du combustible et des déchets⁵².

Première différence de base, au lieu d'être isolé dans des assemblages refroidis par un caloporteur, le combustible se présente sous la forme d'un mélange de fluorure de thorium ThF₄ et d'uranium UF₄, à la concentration de 12,5 %, dissout dans un sel de fluorure de lithium (70 %) et de fluorure de béryllium (17,5 %). Le combustible circule en continu dans le cœur du réacteur, puis dans un échangeur, où la chaleur est extraite en vue de produire de l'électricité, dans un dispositif d'extraction des produits de fission. Le circuit comprend également un dispositif de sous tirage du mélange aux fins de retraitement et de réalimentation en thorium en ligne.

On trouvera au tableau suivant une comparaison simplifiée entre les deux systèmes de combustible uranium 238-plutonium 239 et thorium 232-uranium 233, en termes de quantités de matière fissile immobilisée⁵³, d'actinides mineurs présents dans le combustible et de capacité de surgénération.

⁵¹ Le principal intérêt des réacteurs à neutrons rapides (RNR) est qu'ils permettent de valoriser l'uranium 238 qui constitue l'essentiel du minerai d'uranium. Le combustible des RNR peut être, en effet, constitué d'un mélange d'uranium 238, qui représente la plus grande part, et de plutonium 239, que l'on récupère du combustible usé des réacteurs à eau légère.

⁵² Pr. Jean-Marie LOISEAUX, IN2P3-CNRS, audition du 26 mars 2003.

⁵³ Inventaire dans le cycle.

Tableau 3 : Comparaison des systèmes MSR-RSF⁵⁴ / thorium 232-uranium 233 et des systèmes RNR / uranium 238-plutonium 239

(source : Pr. Jean-Marie LOISEAUX, IN2P3-CNRS)

	Matière fissile immobilisée	Contenu des combustibles en américium et curium	Capacité de surgénération	Nombre de réacteurs pouvant être lancés avec les combustibles usés d'un REP ayant fonctionné 40 ans
	quantités pour 1 GW.an soit environ 9 TWh			
Système combustible uranium-plutonium (neutrons rapides)	12 – 15 t de plutonium	750 kg	400 kg/an	1 RNR
Système combustible thorium-uranium 233 (neutrons thermiques)	1,2 – 1,5 t d'uranium 233	20kg	0 – 50 kg /an	5 – 10 réacteurs à sels fondus fonctionnant au thorium et à l'uranium 233

Premier avantage du système MSR-RSF/thorium 232-uranium 233, la matière fissile nécessaire à un réacteur d'une puissance de 1 GW fonctionnant pendant 1 an, soit pour produire environ 9 TWh, ne représente que 1,2 à 1,5 tonne d'uranium 233, soit dix fois moins que pour un RNR. On peut considérer cette filière comme économe en matière fissile nécessaire pour son démarrage.

Bien entendu, ce système nécessite que l'on dispose d'uranium 233, un isotope de l'uranium que l'on ne trouve pas dans la nature. Mais les experts font valoir que l'on sait fabriquer de l'uranium 233 sans difficulté, d'une part avec des réacteurs à neutrons rapides, et, d'autre part, avec des réacteurs à eau pressurisée en remplaçant des combustibles MOX par des combustibles comportant un mélange d'oxydes de thorium et de plutonium.

Deuxième avantage capital au regard de la minimisation des déchets, les réacteurs MSR-RSF thorium 232-uranium 233 ne contiennent que 20 kg d'américium et de curium contre 750 kg pour un réacteur à neutrons rapides produisant la même quantité d'électricité, soit un ratio 1 pour 37,5.

Enfin, le système MSR-RSF/ thorium 232-uranium 233 présente aussi la capacité de pouvoir être surgénérateur, un atout intéressant dans une perspective à très long terme.

L'exemple le plus connu de la surgénération est celui du réacteur à neutrons rapides utilisant un combustible formé d'uranium 238 et de plutonium 239. Si la réaction de fission consomme du plutonium 239, il est possible d'en régénérer davantage par la transformation d'uranium 238 en plutonium 239⁵⁵. Cette surgénération,

⁵⁴ MSR : Molten Salt Reactor – réacteur à sels fondus RSF dans la suite.

⁵⁵ En captant un neutron, l'uranium 238 devient de l'uranium 239, mais un de ses neutrons se transforme en proton par désintégration β , ce qui le transforme en neptunium 239. Ce dernier subit une même désintégration β qui le transforme à son tour en plutonium 239.

qui a pu être démontrée expérimentalement dans le cas des RNR, existe aussi pour un système MSR-RSF/thorium 232-uranium 233⁵⁶.

Considérant les différents avantages des systèmes à sels fondus et au thorium, comment pourrait-on organiser l'insertion d'un certain nombre de ces réacteurs dans un parc électronucléaire constitué comme actuellement de réacteurs à eau pressurisée ?

Les calculs effectués par le CNRS montrent que l'avantage des systèmes à sels fondus et à thorium de ne mobiliser pour leur démarrage que peu de matière fissile par unité de puissance, permet de les installer plus facilement dans un parc électronucléaire que les réacteurs à neutrons rapides.

En effet, si le fonctionnement d'un réacteur à eau pressurisée pendant 40 ans produit assez de plutonium pour permettre de démarrer un réacteur à neutrons rapides, il en produit assez, moyennant une transformation du plutonium en uranium 233, pour démarrer de 5 à 10 MSR-RSF/thorium-uranium 233.

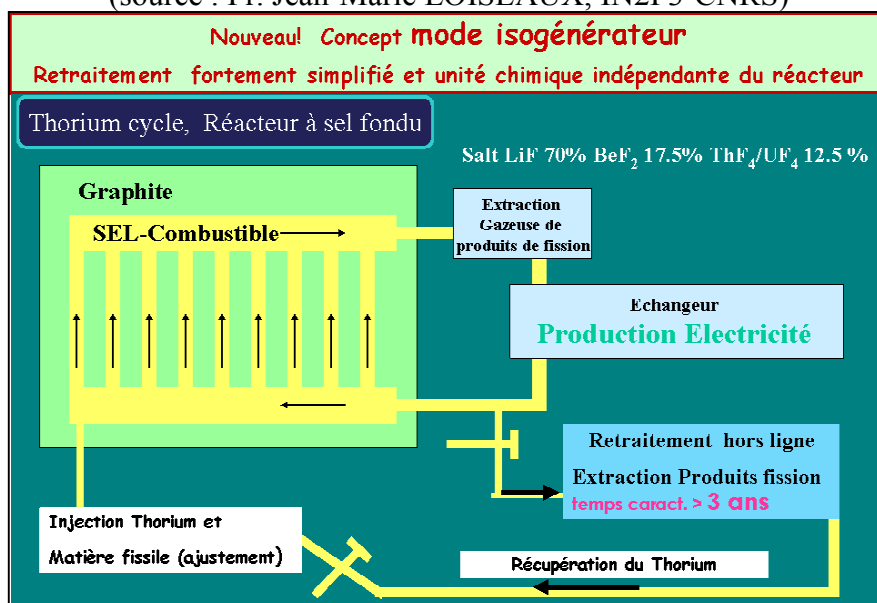
Ainsi, la montée en puissance de ces systèmes pourrait être beaucoup plus rapide que celle des réacteurs à neutrons, ce qui pourrait être un avantage en cas de situation d'urgence énergétique.

Face à ces perspectives intéressantes, les réacteurs à sels fondus imaginés dans les années 1970 présentaient un inconvénient majeur, celui d'être conçus pour une surgénération maximale. En conséquence, il était obligatoire de procéder à un retraitement des sels fondus tous les dix jours pour évacuer l'uranium 233 formé, ce qui aurait conduit à associer une unité de retraitement à chaque réacteur. La solution imaginée aujourd'hui consiste à concevoir un réacteur isogénérateur, ce qui conduit à une périodicité de 2 à 3 ans pour le retraitement.

⁵⁶ Le thorium 232 est un atome dit fertile : en absorbant un neutron, il devient le thorium 233, qui conduit ensuite par deux émissions β - au protactinium puis à l'uranium fissile 233.

Figure 22 : Schéma de principe d'un réacteur à sels fondus dits isogénérateur

(source : Pr. Jean-Marie LOISEAUX, IN2P3-CNRS)



Autre avantage d'un concept de ce type, le retraitement des sels fondus peut être effectué hors ligne, dans des installations spécialisées servant à un groupe de réacteurs.

Bien qu'un réacteur de faible puissance ait fonctionné à Oak Ridge pendant plusieurs années et que des concepts de réacteurs de puissance aient été étudiés en détail, les réacteurs à sels fondus fondés sur le thorium 232-uranium 233 nécessitent encore d'importants travaux de recherche et développement.

Compte tenu de l'importance qui, en principe, est donnée au cycle du combustible dans les travaux du GIF (Generation IV International Forum), on peut s'étonner du fait que les réacteurs à sels fondus et le système thorium 232-uranium 233 n'aient un meilleur rang de priorité.

En revanche, l'intérêt soutenu manifesté par EDF pour ces systèmes innovants laisse augurer qu'une recherche active, dotée des moyens nécessaires pourra prendre place dans notre pays, dans un partenariat nouveau et fécond entre R&D à long terme et industrie.

6. La priorité donnée au VHTR par les Etats-Unis

En février 2003, dans son discours sur l'état de l'Union, le Président George W, Bush a annoncé le lancement de son initiative sur le combustible hydrogène

« *Hydrogen Fuel Initiative* » pour un montant budgétaire total de 1,2 milliard \$ sur les cinq prochaines années⁵⁷.

Sur ce montant budgétaire, 720 millions \$ de subventions seraient alloués aux technologies de production, de stockage et de distribution de l'hydrogène. L'objectif est la mise sur le marché en 2020 d'automobiles utilisant l'hydrogène comme carburant⁵⁸.

Ce plan ambitieux ne peut naturellement pas être considéré comme opérationnel tant que le Congrès n'aura pas inscrit les crédits correspondants dans les lois de finances des prochaines années.

Mais, en tout état de cause, à la fin 2003, les Etats-Unis devraient choisir leur priorité dans le développement des réacteurs de la Génération IV⁵⁹.

Pour de nombreux organismes américains, que ce soit le Département de l'énergie (DOE), les experts du laboratoire national d'Oak Ridge ou l'organisme professionnel du nucléaire, le Nuclear Energy Institute (NEI), la priorité de l'administration Bush sera sans aucun doute le VHTR, en raison de son potentiel pour la production d'électricité, mais aussi pour la production d'hydrogène.

⁵⁷ L'autre volet de la politique de l'administration Bush est l'initiative FreedomCAR (Cooperative Automotive Research) de 720 millions \$.

⁵⁸ Via une pile à combustible, la technique la plus prometteuse.

⁵⁹ Dr. Herman GRUNDER, Directeur de l'Argonne National Laboratory, audition du 13 mars 2003 à Argonne, ILL.

IV. Les nouveaux réacteurs et la gestion des déchets radioactifs

Comme on l'a vu précédemment à propos de la présentation des réacteurs modulaires ou des réacteurs de Génération IV, la définition d'un réacteur nucléaire et plus tard son choix éventuel aux dépens d'un autre réacteur voire même d'une autre filière énergétique, sont aujourd'hui indissociables du type de cycle du combustible nucléaire auquel celui-ci est associé.

La R&D sur les nouveaux réacteurs doit, en conséquence, porter dans les années à venir non seulement sur la production d'électricité, mais également sur la minimisation, le traitement et la reprise des déchets produits par les réacteurs nucléaires.

1. L'intérêt renouvelé pour la fermeture du cycle du combustible

Confirmant la double dimension réacteur-combustible du nucléaire, certains experts estiment que le début de la décennie 2000 coïnciderait avec un renversement des idées sur les intérêts respectifs du cycle ouvert et du cycle fermé.

Pour simplifier, le *cycle ouvert* du combustible correspond au fait qu'une fois usé, le combustible irradié déchargé du réacteur est entreposé ou stocké en l'état en surface, sub-surface ou en profondeur après avoir été conditionné.

Au contraire, le *cycle fermé* se traduit par le retraitement du combustible qui consiste en la séparation de ses différents composants, matières fissiles recyclables – plutonium, uranium appauvri –, déchets de moyenne activité, déchets de haute activité à vie longue – produits de fission et actinides mineurs – en vue de leur réutilisation ou de leur stockage éventuels. Deux avantages sont attendus de la fermeture du cycle du combustible, d'une part la récupération des matières énergétiques non brûlées encore contenues par le combustible déchargé, et, d'autre part, la rationalisation du stockage des déchets ultimes dans la mesure où leurs caractéristiques étant différentes, ils ressortissent de précautions elles aussi différentes⁶⁰.

Ayant investi dans la construction d'installations de retraitement des combustibles irradiés déchargés de leurs centrales nucléaires, la France, le Royaume Uni et le Japon sont actuellement les trois pays nucléaires qui ont fait le choix concret et à long terme du cycle fermé. Certes d'autres pays comme l'Allemagne, la Belgique, les Pays-Bas et la Suisse, peuvent être clients de la Cogema ou de BNFL, mais leur choix du cycle fermé ne peut être tenu pour aussi pérenne.

⁶⁰ L'aval du cycle nucléaire : tome I : Etude générale, par Christian BATAILLE et Robert GALLEY, Députés, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Assemblée nationale n° 978, Sénat n° 492, Paris, juin 1998.

Les Etats-Unis⁶¹, la Finlande⁶², la Suède⁶³ ayant opté pour le cycle ouvert avec un stockage direct de leurs combustibles usés, on a pu considérer un moment que ce choix était le bon.

En effet, l'un des avantages du retraitement, à savoir la récupération des matières énergétiques, a perdu de son intérêt du fait des bas prix de l'uranium sur les marchés mondiaux⁶⁴. Par ailleurs, le retraitement concentrait les attaques des opposants au nucléaire du fait qu'il aboutit à la séparation de plutonium, élément proliférant s'il en est.

Or le stockage direct des combustibles irradiés laisse entrevoir en 2003 ses limites, car, en générant des volumes importants, il risque de saturer rapidement des centres d'entreposage ou de stockage dont le choix d'implantation et la réalisation ne sont pas sans poser de difficiles questions.

Ainsi les projections actuelles établissent que les quantités de combustibles usés dans le monde devraient atteindre le million de tonnes en 2040 et qu'alors, pour stocker en l'état ces combustibles, il faudrait tous les deux ans mettre en service un centre de stockage de la capacité du centre américain de Yucca Mountain⁶⁵.

Selon de nombreux experts, on assisterait donc à un revirement d'un nombre important de responsables de la politique énergétique américaine vis-à-vis du retraitement-recyclage⁶⁶.

2. Les réflexions en Suède

Si la stratégie de gestion des déchets et des combustibles usés est clairement tracée en Suède sur la base du stockage en profondeur des combustibles non retraités, il n'en demeure pas moins qu'un projet de recherche est actuellement élaboré au KTH, Institut Royal de Technologie de Stockholm, principale université scientifique du pays, sous la responsabilité du Pr. Waclaw Gudowski, en vue de diminuer la durée de vie des déchets radioactifs⁶⁷.

⁶¹ La décision de construire un site de stockage à Yucca Mountain a été définitivement prise en 2002.

⁶² Le Parlement a pris en juin 2001 la décision de principe de construire un site de stockage souterrain des combustibles dans la zone d'Olkiluoto (commune d'Eurajoki).

⁶³ La Suède n'a pas encore décidé la localisation de son site de stockage profond entre Forsmark et Oskarshamn. La campagne de forage, d'une durée de 2 ans, s'achèvera en 2005. La construction proprement dite du site de stockage devrait commencer en 2010.

⁶⁴ Trois facteurs principaux expliquent le faible niveau des prix de l'uranium enrichi sur le marché mondial : d'abord, les découvertes de nombreux gisements d'uranium à haute teneur au Canada et en Australie notamment, ensuite la surcapacité en installations d'enrichissement apparue du fait du ralentissement des programmes de construction de centrales nucléaires dans le monde et, enfin, l'influence dépressive sur les prix des importants stocks russes d'uranium hautement enrichi.

⁶⁵ La capacité du centre d'entreposage en subsurface de Yucca Mountain est de l'ordre de 70 000 tonnes.

⁶⁶ Vincent MAUREL, Président, Framatome ANP, audition du 29 janvier 2003.

⁶⁷ Communication du 12 février 2003.

Le projet du Pr. Gudowski est de proposer une voie complémentaire à la voie officielle du stockage direct en profondeur des combustibles usés. Cette approche complémentaire se justifie d'autant plus que les collectivités locales de Forsmark et d'Oskarshamn n'acceptent pas que le futur dépôt souterrain de ces combustibles usés soit irréversible.

Le projet officiel est, en effet, de placer les combustibles usés dans des conteneurs d'acier, eux-mêmes insérés dans des conteneurs de cuivre, ces conteneurs étant à leur tour empilés dans des trous creusés dans les galeries souterraines à -500 mètres^{68, 69}. Mais un tel stockage irréversible des combustibles irradiés est rejeté par les populations.

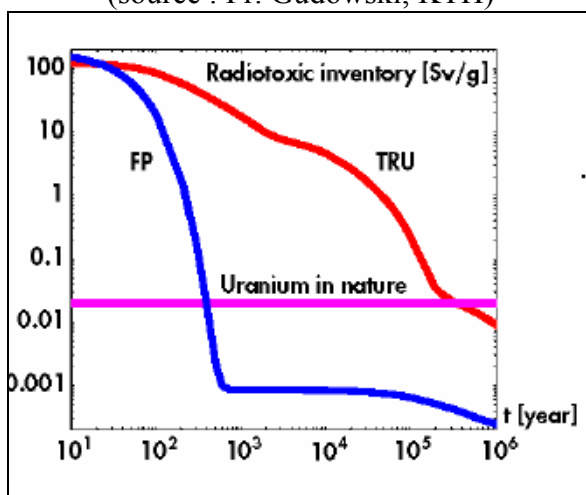
Dès lors, que peut-on proposer pour diminuer la radiotoxicité à long terme des combustibles usés ?

Le KTH reprend l'idée de la séparation-transmutation afin de diminuer la durée de l'entreposage⁷⁰.

Le problème essentiel des combustibles usés est, en effet, constitué par le plutonium et les actinides mineurs⁷¹, dont la durée de vie peut atteindre un million d'années.

Figure 23 : Radiotoxicités comparées des produits de fission et des transuraniens

(source : Pr. Gudowski, KTH)



⁶⁸ Un nouveau procédé de scellement du couvercle par friction du conteneur extérieur est actuellement étudié pour remplacer la technique initialement prévue du faisceau d'électrons qui ne donne pas satisfaction.

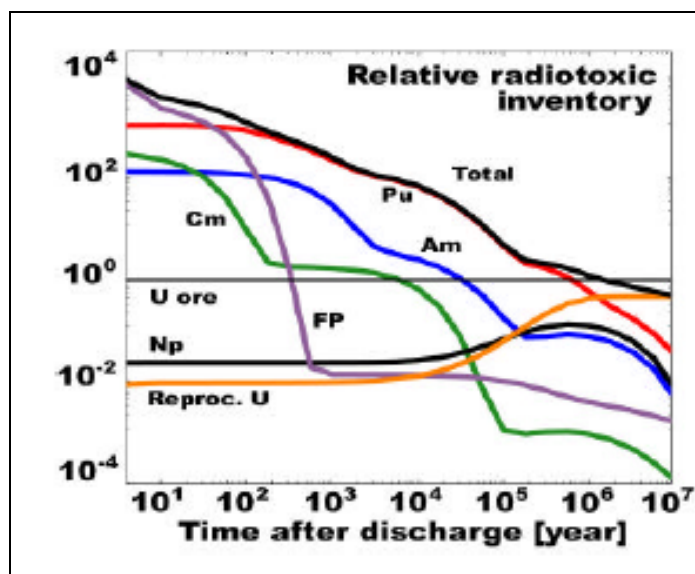
⁶⁹ La galerie une fois remplie serait obturée avec de la bentonite, une argile qui présente la propriété de prendre 12 fois son volume initial.

⁷⁰ De telles recherches pourraient être financées par les seuls intérêts du fonds de démantèlement géré par le SKB.

⁷¹ Le cas des deux radioéléments américium et curium est le plus important à régler.

Le cas du plutonium peut être en partie réglé par l'utilisation de combustibles MOX. L'idée est donc de convertir les actinides mineurs en produits de fission d'une durée de vie d'une centaine d'années, tout en produisant de l'énergie.

Figure 24 : Radiotoxicités comparées du plutonium et des actinides mineurs (neptunium, américium, curium)
(source : Pr. Gudowski, KTH)



Pour régler simultanément le problème du plutonium, de l'américium et du curium, il faudra, selon le Pr. Gudowski, recourir à la technologie des ADS (Accelerator Driven System), ou réacteur sous critiques pilotés par accélérateur. Ces réacteurs, qui sont sûrs dans la mesure où ils fonctionnent en dessous du seuil critique, devraient permettre de transmuter les transuraniens. Leur utilisation n'aurait pas pour but d'abandonner le nucléaire – la transmutation des déchets issus du démantèlement serait beaucoup trop onéreuse – mais de lui permettre de continuer.

Selon les calculs effectués par le Pr. Gudowski, pour transmuter les transuraniens contenus dans les combustibles usés, il serait nécessaire de disposer d'un ADS pour 4 à 5 réacteurs à eau légère. Le coût de l'électricité en serait renchéri de 40 à 50 %, comparé à l'option actuelle du stockage direct. Mais cette augmentation du coût doit être mise en balance avec l'augmentation du début 2003, due à l'insuffisance de volume de l'hydroélectricité.

D'ores et déjà, le KTH⁷² conduit, d'une part, des recherches sur différentes technologies indispensables au fonctionnement d'un ADS refroidi par l'eutectique plomb-bismuth⁷³ et, d'autre part, des études préliminaires de conception sur un réacteur

⁷² Division de la sûreté de l'énergie nucléaire, département de la technologie.

⁷³ La boucle TECLA permet d'étudier les propriétés thermiques et hydrauliques du mélange métallique liquide plomb-bismuth, à la fois en régime permanent et lors de transitoires. Une évaluation des causes

piloté par un accélérateur (PDS-XADS – Preliminary Design Study of an Experimental Accelerator Driven System)⁷⁴.

3. La R&D aux Etats-Unis pour la fermeture du cycle du combustible, une nouvelle orientation du DOE

Le Nuclear Waste Policy Act de 1982, amendé en 1987, a fait obligation au Département de l'Énergie de construire et d'exploiter un site de stockage souterrain pour les déchets de haute activité et les combustibles usés.

En février 2002, le Président George W. Bush a approuvé la construction du site de Yucca Mountain et le Congrès des Etats-Unis a confirmé cette décision en juillet 2002, passant outre à l'objection de l'État du Nevada votée en avril 2002.

Le DOE est ainsi en charge depuis cette date de la construction effective de ce centre de stockage.

Or le site de Yucca Mountain devrait être saturé en 2010⁷⁵. Le coût de construction du site de Yucca Mountain est estimé à 50 milliards \$, un deuxième site devant revenir à 35 milliards \$.

Il est donc fondamental de réduire les volumes de déchets radioactifs et donc d'envisager la fermeture du cycle du combustible nucléaire, ce qui suppose le retraitement des combustibles usés.

C'est dans ce but que les directeurs des 6 laboratoires nationaux du DOE ont officiellement recommandé au Secrétaire à l'Énergie de mettre à l'étude la fermeture du cycle du combustible⁷⁶.

Dans la pratique, l'objectif est de retarder au maximum la réalisation d'un 2^{ème} site de stockage, compte tenu des difficultés rencontrées pour Yucca Mountain⁷⁷.

d'accident et des conditions de sûreté est en cours, de même que la mise au point d'échangeurs de chaleur. Ces travaux sont réalisés en coordination avec des équipes travaillant également sur ces questions à Karlsruhe et en Italie.

⁷⁴ Les objectifs sont les suivants : choisir le concept technique le plus prometteur, évaluer les problèmes critiques du système global, concevoir les programmes de R&D permettant de les résoudre, identifier les points clés en matière de sûreté et d'autorisation, développer une méthodologie complète et valide d'analyse de sûreté et, enfin, faire la démonstration des performances de l'ADS ainsi défini pour la transmutation des déchets.

⁷⁵ Emory D. COLLINS, Senior Technical Advisor, Manager, ORNL Defense Program, Oak Ridge National Laboratory, 13 mars 2003.

⁷⁶ Les six laboratoires nationaux des Etats-Unis sont les suivants : Argonne National Laboratory, Idaho Engineering and Environmental Laboratory, Oak Ridge National Laboratory, Lawrence Livermore National Laboratory, Los Alamos National Laboratory, Sandia National Laboratory.

⁷⁷ D'après le Nuclear Waste Policy Act, la construction du 2^{ème} site de stockage géologique devrait avoir lieu à l'Est du Mississippi.

Les Laboratoires nationaux d'Oak Ridge et d'Argonne travaillent en conséquence sur la mise au point de deux procédés de retraitement des combustibles usés, l'un en phase aqueuse et l'autre par pyroprocessing.

Pour parvenir à maximiser l'utilisation d'un centre de stockage comme Yucca Mountain, il faudra réduire la radiotoxicité des déchets, mais aussi la charge thermique des colis de déchets.

Les technologies de traitement des déchets devront permettre de passer de durée de vie de 300 000 ans pour certains radioéléments à des niveaux inférieurs, dans tous les cas, à 1000 ans. Le retraitement permettra de séparer d'un côté le bloc plutonium-neptunium et de l'autre les actinides mineurs et les produits de fission, afin de les brûler ou de les incinérer. Cette opération permettra de diminuer la charge thermique des colis de déchets et donc d'utiliser au mieux les installations de Yucca Mountain.

Les experts américains rencontrés par vos Rapporteurs ne semblent pas accorder aux réacteurs hybrides de type ADS le même intérêt que leurs homologues suédois.

Pour certains experts⁷⁸, les réacteurs hybrides de type ADS (Accelerator Driven Systems) ne constitueront qu'une solution trop coûteuse pour la reprise des déchets radioactifs issus des combustibles usés des réacteurs à eau légère⁷⁹. En outre, les ADS ne présenteraient pas les performances de sûreté qu'on leur prête. On ne connaît pas encore, en effet, de moyens d'arrêter automatiquement l'accélérateur en fonction de l'état du réacteur sous critique.

La solution serait au contraire à rechercher du côté des réacteurs à neutrons rapides qui brûleraient les actinides tout aussi rapidement qu'un ADS.

Les réacteurs à neutrons rapides de nouvelle génération, selon les spécialistes du laboratoire national d'Argonne, constitueront une solution pour la transmutation des déchets.

Le nombre de réacteurs à neutrons rapides spécialisés dans la transmutation des déchets serait alors d'une unité pour 4 à 5 réacteurs à eau légère traditionnels.

4. Le cas de la France

A l'évidence, le choix à l'horizon 2030 de nouveaux réacteurs doit accorder la plus grande importance à la minimisation des déchets de haute activité à vie longue. Mais un tel choix ne suffira pas à résoudre le problème des déchets générés par les réacteurs actuellement en fonctionnement.

⁷⁸ En particulier Emory D. COLLINS, op. cit.

⁷⁹ Les travaux de conception du système ADTF ont semble-t-il montré que le coût d'un ADS pourrait s'élever à près de 3 milliards \$.

Il conviendra donc de disposer de réacteurs spécialisés dans la transmutation des déchets.

Quelle devra être la technologie utilisée pour transmuter les déchets ?

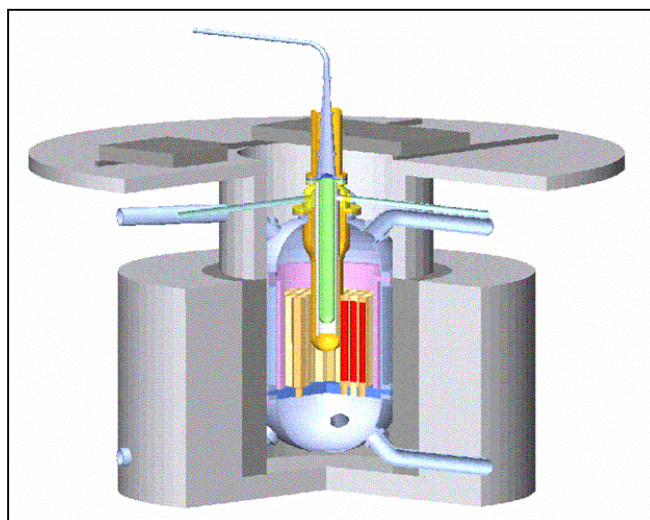
S'agissant de la faisabilité de la transmutation elle-même, le CEA estime qu'on saura en 2006 répondre à la question « *la transmutation est-elle possible ?* », car « *s'il y a un problème, on l'aura vu* »⁸⁰.

Pour M. Jean-Paul Schapira⁸¹, la France disposera en 2006 de résultats intéressants sur la tenue à l'irradiation des matériaux de conditionnement des déchets de haute activité, ainsi que sur les taux de transmutation. Mais ces résultats ne seront pas exhaustifs.

Une fois la faisabilité de la transmutation acquise, il conviendra de choisir la filière de réacteurs la plus performante, réacteur hybride de type ADS (Accelerator Drive Systems) ou réacteurs à neutrons rapides, tout en trouvant le moyen d'utiliser le parc électronucléaire actuel dans ce même objectif⁸².

Les réacteurs hybrides sont composés essentiellement d'un accélérateur de protons qui viennent frapper une cible, celle-ci, par le phénomène de spallation, expulsant des neutrons qui sont, à leur tour, envoyés dans un réacteur nucléaire sous critique où ils entretiennent la réaction en chaîne.

Figure 25 : Schéma simplifié d'un réacteur hybride de type ADS
(source : Pr. Jean-Marie Loiseaux, IN2P3-CNRS)



⁸⁰ Audition du 29 janvier 2003.

⁸¹ Jean-Paul SCHAPIRA, membre du comité de pilotage, audition du 29 janvier 2003.

⁸² D'où la nécessité d'impliquer EDF et les autres électriciens européens dans un projet global. Jean-Paul SCHAPIRA, op.cit.

Leur sûreté est réputée intrinsèque, dans la mesure où la réaction en chaîne s'arrête si l'on coupe l'accélérateur. Mais certains experts estiment que tout n'est pas aussi simple, d'autres classes d'accidents pouvant survenir⁸³.

La filière des réacteurs hybrides de type ADS est considérée comme importante pour la résolution du problème des déchets, par différents organismes de recherche, le CNRS en France, mais aussi par d'autres équipes de recherche, en particulier en Allemagne, en Belgique, en Suède, comme on l'a vu, et aux Etats-Unis au laboratoire national de Los Alamos.

D'autres experts indiquent que les ADS n'apporteraient qu'une solution partielle à la résolution du problème de l'aval du cycle, dans la mesure où ils ne pourraient pas brûler du plutonium, au contraire des réacteurs à neutrons rapides.

A l'évidence, il existe donc un débat dans la communauté scientifique au sujet de la priorité à accorder au développement, respectivement des réacteurs hybrides de type ADS et des réacteurs à neutrons rapides.

Le débat sur cette question mérite d'être rapidement approfondi.

⁸³ Phillip J. FINCK, Program Manager, Advanced Fuel Cycle Initiative, Argonne National Laboratory, audition du 14 mars 2002, Argonne, IL.

V. Des projets pour 2035, en raison des verrous technologiques à lever et des démonstrations à apporter

1. Des verrous technologiques nombreux

Les verrous technologiques à lever afin de mettre au point les réacteurs pour 2035 sont multiples.

En premier lieu, la plupart des matériaux susceptibles de supporter des températures d'environ 1000 °C n'existent pas encore.

En outre, les réacteurs modulaires à gaz mettront en oeuvre des cycles directs, ce qui pose d'évidents problèmes de turbines.

Avec le PMBR, l'hélium se réchauffe au contact des galets, avec le GT-MHR au contact des blocs d'éléments combustibles, puis se détend dans une turbine à attaque directe, sans passage par un échangeur de chaleur intermédiaire⁸⁴, ce qui pose le problème de la fiabilité à long terme de turbines fonctionnant à cette température.

En réalité les turbines pouvant fonctionner à 800-900 °C pendant une année complète et en continu n'existent, semble-t-il, pas encore⁸⁵. Les experts finlandais estiment d'ailleurs que les difficultés les plus importantes à résoudre pour les réacteurs de Génération IV concernent les turbines⁸⁶.

Par ailleurs, pour certains réacteurs comme les réacteurs à sels fondus, il sera nécessaire de développer des échangeurs thermiques à 1000 °C, ce que l'on ne sait pas encore réaliser. Un problème identique se posera avec le VHTR pour la fabrication d'hydrogène.

S'agissant du fonctionnement des réacteurs eux-mêmes, de nouveaux modèles informatiques ou codes de calcul devront être mis au point.

Les combustibles à utiliser devront pouvoir être enrichis à des teneurs supérieures aux 5 % d'uranium 235 qui sont la règle dans les réacteurs à eau pressurisée actuellement en service.

Enfin, les nouveaux types de combustibles, de même que les éléments de graphite, nécessiteront des chaînes de retraitement et de stockage entièrement nouvelles.

⁸⁴ Vincent MAUREL, Président, Framatome ANP, audition du 29 janvier 2003.

⁸⁵ Les turbines aéronautiques nécessitent une révision toutes les centaines d'heures. Georges SERVIERE, EDF, audition du 29 janvier 2003.

⁸⁶ Dr. LAAKSONEN, audition du 11 février 2003, Helsinki.

La mise au point des réacteurs à sels fondus nécessitera également des travaux de recherche et développement importants. Les technologies des sels fondus ne font pas l'objet d'un suivi régulier depuis la fin des années 1960. Les problèmes de corrosion étant particulièrement aigus, les matériaux envisageables pour l'échangeur de chaleur devront être qualifiés. Par ailleurs, différents procédés doivent être mis au point, en particulier l'extraction en ligne des produits de fission, ainsi que les procédés de retraitement, c'est-à-dire essentiellement d'extraction de l'uranium 233. Enfin, tout le cycle du combustible devra être mis au point, d'abord au plan de pilotes technologiques et ensuite à l'échelle industrielle.

Le budget de recherche qu'il semble indispensable d'allouer aux travaux sur les matériaux utilisés pour les réacteurs de Génération IV est évalué à 175 millions \$ pour les 5 prochaines années par le directeur national du programme correspondant aux Etats-Unis⁸⁷.

Au total, ce sont des milliards € qui devront être investis dans la R&D relative aux réacteurs pour 2035.

2. Des démonstrations de sûreté complexes sur des concepts non éprouvés

Les objectifs de sûreté qu'il pourrait être souhaitable d'atteindre avec les réacteurs pour 2035 sont multiples, selon l'autorité de sûreté⁸⁸.

Un premier objectif pourrait être que le cœur de ces réacteurs ne soit jamais dégradé et que le fonctionnement de ceux-ci tolère l'erreur humaine au cours de leur exploitation, produisent moins de déchets, permettent l'incinération de déchets, soient plus résistants à la prolifération, consomment moins de ressources naturelles et permettent de viser non seulement la production d'électricité, mais également la satisfaction d'autres besoins industriels.

Or les approches de sûreté des réacteurs pour 2035 sont encore en gestation et sont différentes selon les filières. Pour l'autorité de sûreté, beaucoup de projets sont éthérés et appartiennent au domaine de la recherche fondamentale.

La problématique de sûreté de ces réacteurs peut s'illustrer sur le cas des réacteurs à haute température PBMR, GT-MHR voire VHTR.

Si ces projets sont intéressants sur le papier, il reste que de nombreuses questions de sûreté se posent à leur sujet, selon l'autorité de sûreté française.

L'une des caractéristiques les plus importantes et les plus intéressantes de ces réacteurs est, on l'a vu plus haut, d'utiliser un combustible conditionné sous forme de billes millimétriques, qui possèdent une capacité de rétention des radioéléments, la

⁸⁷ William R. CORVIN, National Director, Generation IV Materials Program, op. cit.

⁸⁸ Audition de M. André-Claude LACOSTE, Directeur général de la sûreté nucléaire et de la radioprotection, et de ses collaborateurs, 14 janvier 2003.

possibilité d'atteindre de hauts taux de combustion et ont une flexibilité sur la composition du combustible en matières fissiles ou fertiles.

Or l'un des arguments des promoteurs des réacteurs à haute température est qu'il existe un refroidissement passif du coeur sans détérioration du combustible.

Dans quelle mesure ces objectifs fondamentaux de sûreté pourront-ils être véritablement atteints et démontrés ?

Les effets d'entrée d'air et d'eau dans le coeur doivent également être examinés en détail en raison de la présence de graphite et des possibilités de réaction avec ce dernier.

De même on doit s'interroger sur la tenue à très haute température des matériaux utilisés. Les codes de calcul doivent par ailleurs être qualifiés. Des garanties de fabrication des combustibles doivent également être définies et mises en place, la qualité des combustibles étant un élément clé pour la sûreté. Enfin, il est nécessaire de préciser le niveau de pression auquel l'enceinte devra être résistante.

Aucun travail approfondi, comparable à celui effectué pour l'EPR, n'est réalisé sur ces sujets. En tout état de cause, il n'existe pas de dossier de sûreté pour le projet GT-MHR⁸⁹.

En définitive, il est difficile de se prononcer, en l'état actuel des choses, sur la sûreté des projets de réacteurs pour 2035.

3. Des calendriers allongés par d'indispensables démonstrations industrielles

Les experts du laboratoire national d'Oak Ridge (ORNL) espèrent qu'un réacteur de la Génération IV sera connecté au réseau électrique en 2020⁹⁰.

Mais en réalité, pour estimer les dates probables, il convient d'analyser les différentes étapes d'un processus de qualification. Au moins deux étapes seront en effet nécessaires avant leur mise en service industriel.

La première étape devra être celle d'un pilote technologique.

La deuxième correspondra à la construction et à l'exploitation d'un démonstrateur industriel.

Le pilote technologique aura pour objectif la mise au point du process lui-même en permettant de lever les verrous technologiques. Avec un engagement en 2005, ce pilote technologique devrait pouvoir être mis en service en 2010-2012. Quant au

⁸⁹ Afin toutefois de progresser sur ces questions fondamentales, l'autorité de sûreté française a lancé une réflexion commune avec le CEA sur les options de sûreté fondamentales des réacteurs pour 2035.

⁹⁰ Dr. William J. MADIA, Director, Oak Ridge National Laboratory, 13 mars 2003.

démonstrateur industriel, avec un engagement quelques années plus tard, sa mise en service devrait pouvoir intervenir vers 2020/2025, avec comme horizon 2025 pour l'engagement d'une série et la mise en service industriel des premières unités en 2035.

Ces dates peuvent être discutées, mais l'ordre de grandeur correspond à une estimation plutôt optimiste.

En tout état de cause, la mise en place de ces nouvelles filières exigera une volonté forte des industriels. Elle conduira également les producteurs d'électricité à réfléchir à deux fois avant de sortir de la filière des réacteurs à eau légère sur lesquels ils ont accumulé une très longue expérience.

Au demeurant, il n'est pas non plus acquis que les coûts de production de l'électricité des réacteurs pour 2035 soient compétitifs ni par rapport à celui des réacteurs pour 2015 ni même par rapport à celui des réacteurs actuellement en service⁹¹.

⁹¹ Christian NGÔ, membre du comité de pilotage, audition du 19 décembre 2002.

VI.- Coopération internationale active et pluralisme en France, deux conditions pour une R&D nucléaire efficace

1. L'important effort des Etats-Unis et le risque de déséquilibre de la recherche mondiale

Les Etats-Unis ont entamé leur marche en avant pour faire changer d'échelle leur effort de recherche nucléaire.

Le Congrès des Etats-Unis a alloué 4 millions \$ au projet Generation IV pour l'année fiscale 2002. Les demandes du DOE ont été de 7,8 millions \$ pour 2003 et de 9,7 millions \$ pour 2004⁹².

En parallèle, le DOE compte allouer, en 2004, 60 millions \$ au programme AFCI (Advanced Fuel Cycle Initiative) et 4 millions \$ au programme hydrogène⁹³.

Enfin, la production d'hydrogène à des coûts compétitifs revêtant une importance croissante aux Etats-Unis, le programme sur l'hydrogène a bénéficié d'une subvention de 2 millions \$ en 2003 et recevra 4 millions \$ en 2004, avec une nette accélération ultérieure compte tenu du programme annoncé par le Président Bush, en février 2003, à l'occasion de son discours sur l'État de l'Union.

D'ici à la fin 2003, les Etats-Unis choisiront un réacteur prioritaire parmi les 6 concepts retenus par le GIF. Le sénateur Domenici proposera le versement en 2004 par le DOE d'une subvention de 150 millions \$ par an pour les travaux de R&D et de conception de ce réacteur. La construction de ce réacteur pourrait être ensuite subventionnée à hauteur de 500 millions \$⁹⁴.

Face à cet effort massif, que font les trois autres pays visités par vos Rapporteurs et que fait la France ?

Le ministère de l'environnement en Allemagne a décidé que les organismes de recherche et l'industrie doivent se tenir à l'écart de tous les travaux sur les réacteurs pour 2030. La Suède, pour sa part, continue ses recherches, en ayant eu la sagesse de développer des départements universitaires performants même si les budgets sont relativement réduits⁹⁵. La Finlande ne rejoindra pour sa part, le GIF qu'à la fin 2003.

En France, le CEA a consacré, en 2002, un budget de 24 millions € aux réacteurs du futur (voir tableau suivant).

⁹² Office of Nuclear Energy, Science and Technology, DOE, US Department of Energy, janvier 2003.

⁹³ M. William D. MAGWOOD, IV, DOE, audition du 10 mars 2003.

⁹⁴ Peter LYONS, Professional Staff Member, United States Senate Committee on Energy and Natural Resources, audition du 10 mars 2003, Washington DC.

⁹⁵ Les recherches universitaires conduites en Suède représentent un montant annuel de 1,8 million €, l'industrie assurant la moitié du financement.

Tableau 4 : Moyens consacrés par le CEA aux réacteurs du futur en 2002
(source : CEA, Direction de l'énergie nucléaire, Direction du développement et de l'innovation nucléaires)

Filière	Chapitre	Montants alloués en 2002
Réacteurs à haute température		6,5 millions €
Réacteur à caloporteur gaz	Études et systèmes	4,6 millions e
	Combustible et cycle	2,5 millions e
	Matériaux résistants aux hautes températures	5,2 millions e
	Potentialités pour la production d'hydrogène	0,9 million €
	Technologies des circuits d'hélium	0,9 million €
Nouveaux procédés de traitement des combustibles usés		3,8 millions €
Total		24,4 millions €

Comme on peut le constater, le budget de 24,4 millions € alloué en 2002 aux réacteurs du futur est supérieur aux 10 millions \$ alloués par le DOE au programme Generation IV.

Toutefois, la subvention du DOE pour ce programme spécifique est complétée par les efforts propres des différents laboratoires nationaux. A titre d'exemple, le budget du seul laboratoire national d'Oak Ridge s'est élevé en 2002 à environ 900 millions \$.

Le montant des dépenses par ce même laboratoire sur les technologies nucléaires est en forte croissance, puisqu'il est passé de 77 millions \$ en 2001 à 163 millions \$ en 2002.

On a vu plus haut que la subvention civile du CEA s'est élevée à 934 millions € en 2001. La part de la subvention civile du CEA que celui-ci alloue aux réacteurs du futur est, en tendance, d'environ 3 %.

On notera toutefois une augmentation, entre 2002 et 2003, des sommes allouées aux systèmes de génération 2035 à caloporteur gaz (voir tableau suivant).

Tableau 5 : Effort du CEA en 2003 sur les réacteurs de Génération IV (source : CEA)

Domaine	Budget 2003
Systèmes de Génération IV à caloporteur gaz	
- combustible et cycle	14,77 millions €
- système, fonctionnement et sûreté	7,76 millions €
- technologie et composants	7,79 millions €
Autres systèmes de Génération IV (sodium, eau supercritique, sels fondus)	1,89 millions €
Total	32,21 millions €

Il appartient aux autorités de tutelle d'indiquer si l'effort réalisé est conforme à la mission du Commissariat à l'énergie atomique.

2. Un modèle de coopération internationale à inventer

Les différents programmes de R&D sur les réacteurs pour 2035 sont actuellement conduits aux Etats-Unis dans le cadre de coopérations bilatérales en particulier avec le CEA. Par ailleurs, la coopération entre organismes de recherche nucléaire telle qu'elle existe au sein du Generation IV International Forum ne s'est pas encore traduite dans les faits.

Une coopération internationale peut-elle réellement exister si les questions de propriété intellectuelle et de brevets ne sont pas réglées ?

Pour résoudre ce difficile problème, un bon modèle pourrait être, selon le DOE, celui d'Airbus⁹⁶. En tout état de cause, l'accord régissant la commercialisation devra reposer sur un partage des profits, les industriels devant accepter un tel schéma.

Le marché du nucléaire dans l'avenir n'étant pas considérable, la place pour différentes technologies et pour différents constructeurs n'est pas grande, ce qui oblige à une consolidation⁹⁷.

De fait, pour de nombreux responsables du nucléaire, la prochaine technologie de réacteurs ne connaîtra la réussite que si elle bénéficie du marché le plus vaste possible dans le plus grand nombre de pays possible. Seule la construction de centrales standardisées dans des régions différentes permettra la baisse des coûts et assurera la compétitivité du nucléaire.

Des investissements énormes de plusieurs milliards \$ devront être engagés pour apporter des solutions aux problèmes technologiques des différentes filières, ainsi que pour démontrer la sûreté des réacteurs et parvenir à des systèmes exploitables commercialement.

Le retour sur de tels investissements sera très long, cette difficulté majeure s'ajoutant à celle des incertitudes réglementaires et à celles des marchés de l'électricité, d'où l'absolue nécessité d'une coopération internationale pouvant aller jusqu'à la fabrication et à la commercialisation.

Pour autant, la coopération internationale telle que celle développée autour du GIF est encore fragile, pour plusieurs raisons.

En premier lieu, selon M. Peter Lyons⁹⁸, si les Républicains perdaient les élections présidentielles américaines de 2004, tous les projets de soutien au nucléaire seraient à confirmer. Par ailleurs, la redéfinition en profondeur de la politique énergétique américaine, en particulier sur la question du retraitement, ne pourra être effectuée avant 2004, cette question étant trop sensible sur un plan politique.

⁹⁶ William D. MAGWOOD, IV, Director, Office of Nuclear Energy, Science and Technology, US Department of Energy, audition du 10 mars 2003, Washington DC.

⁹⁷ « *There is no many room for different technologies and vendors. There is no huge market* »

⁹⁸ « *If Republicans lose the 2004 elections, all these plans are gone* ». Audition du 11 mars 2003, Washington DC.

En second lieu, l'instance informelle de coopération intitulée GIF n'a pas encore de base juridique⁹⁹.

Tôt ou tard, les intentions de coopération exprimées par les organismes de recherche, qui se sont au demeurant cooptées, devront être relayées par les Gouvernements.

3. Un nouveau pluralisme de la recherche sur le nucléaire à conforter en France

Lors de leurs visites et de leurs entretiens aux Etats-Unis, vos Rapporteurs ont constaté un pluralisme d'opinion manifeste sur différents dossiers, en particulier sur la priorité à donner aux deux plus importants concepts de systèmes-réacteurs de Génération IV.

Ainsi, la direction du laboratoire national d'Oak Ridge estime qu'une priorité doit être donnée au développement du réacteur à très haute température VHTR.

A l'inverse, les équipes du laboratoire national d'Argonne estiment, au contraire, que le développement des réacteurs à neutrons rapides de type GFR doit s'effectuer en premier, compte tenu de l'importance qu'il y a à mettre en place un cycle du combustible fermé, de manière à minimiser les volumes de déchets radioactifs à vie longue et à réduire leur radiotoxicité à long terme¹⁰⁰. Pour ces experts, s'agissant de la transmutation, le VHTR, qui permettrait sans aucun doute de consommer du plutonium avec efficacité, ne serait pas performant pour incinérer simultanément du plutonium et des actinides.

Fondées sur deux programmes de recherche fédéraux importants, à savoir l'initiative sur l'hydrogène du Président Bush et le programme AFCI (Advanced Fuel Cycle Initiative), ces appréciations sont formulées dans une transparence totale, dans le cadre d'une concurrence intellectuelle saine et utile.

Les opinions sur les avantages et les inconvénients de deux types de réacteurs VHTR et GFR sont donc relativement tranchées. On doit remarquer par ailleurs qu'en dépit de leur puissance financière, les Etats-Unis n'auront pas la capacité financière de mener à bien le développement des deux filières. Il est donc probable que le réacteur qui sera choisi sera celui qui permettra d'atteindre au mieux les deux objectifs.

Il est donc vraisemblable que la France doive donc aussi faire un choix.

Le CEA, pour sa part, semble enclin à privilégier la filière des réacteurs à neutrons rapides.

Framatome ANP, en tant qu'industriel, accorde une priorité aux réacteurs à haute ou très haute température, du fait des possibilités de nouveaux marchés qu'ils pourraient ouvrir à l'énergie nucléaire.

⁹⁹ Thierry DUJARDIN, Directeur adjoint Science et Développement, AEN OCDE, audition du 26 mars 2003.

¹⁰⁰ Une compétition existe à Argonne entre les tenants des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium et les partisans des réacteurs refroidis au gaz.

Il n'entre pas dans la responsabilité de vos Rapporteurs et de l'Office parlementaire de faire une recommandation à cet égard. Constatation de bon sens, on peut toutefois remarquer qu'il pourrait être difficile pour la France d'avancer seule sur un chemin déserté par le puissant appareil de R&D américain.

En tout état de cause, il appartient à une recherche pluraliste de discuter ces questions et de proposer une décision au Gouvernement.

Force est donc d'élargir cette question à l'organisation française de la recherche nucléaire.

A l'instar de ce qui est fait dans d'autres pays comme la Suède et les Etats-Unis, il convient en premier lieu, de tirer parti du dynamisme apporté par les projets de réacteurs pour 2035 pour placer la recherche universitaire dans le jeu de la recherche sur les énergies du futur et, en particulier, sur le nucléaire.

Les formations et donc la recherche universitaires devraient couvrir toutes les disciplines indispensables à la recherche¹⁰¹.

Par ailleurs, grâce à la loi du 30 décembre 1991 sur la gestion des déchets nucléaires, un nouveau pluralisme de la recherche nucléaire a commencé de se mettre en place, avec une participation croissante du CNRS à l'effort national de recherche dans ce domaine.

En vérité, les recherches sur les réacteurs pour 2035 sont d'une importance capitale, car elles sont étroitement liées à la gestion des déchets nucléaires, à une éventuelle politique de développement des usages de l'hydrogène et à la politique énergétique de notre pays dans son ensemble.

Toutes les forces de la recherche française doivent donc être mobilisées pour atteindre un niveau suffisant dans la compétition internationale et pour qu'enfin s'instaure un véritable pluralisme de la recherche nucléaire, pluralisme facteur de transparence et d'efficacité. Ceci impose à l'évidence que le CNRS accorde une priorité à ce domaine de travail et lui alloue, par redéploiement, une proportion nettement accrue de ses moyens humains et matériels.

¹⁰¹ A titre d'exemple, les enseignements relatifs aux sels fondus devront être réinscrits dans les écoles doctorales. Jean-Claude LE SCORNET, membre du comité de pilotage, audition du 5 mars 2003.

Conclusion

Les débats sur les énergies, leurs parts actuelles et leur rôle souhaitable à l'avenir sont, quels que soient les cercles où ils se déroulent et les participants, marqués par la passion, et l'anathème y remplace souvent la raison.

Ainsi, en France, la maîtrise de la consommation d'énergie a reçu, ces dernières années, une priorité telle que les questions d'augmentation ou simplement de maintien de l'offre d'énergie ont été reléguées dans l'ombre. Ainsi, les énergies renouvelables ont été présentées par leurs partisans comme des alternatives aux moyens de production de masse, supposées reléguer ces derniers au magasin des techniques condamnées par la nouvelle exigence d'un développement durable.

Le monde du nucléaire a également eu son lot d'exclusives. Ainsi, la priorité a longtemps été considérée comme devant aller à la prolongation de la durée de vie des centrales existantes et non à la construction de démonstrateurs susceptibles de les remplacer le cas échéant et le moment venu. Dans le domaine des réacteurs du futur, la filière des réacteurs à eau légère a souvent été condamnée, la bonne décision étant supposée être celle d'un saut direct à l'étape de réacteurs en rupture totale avec les machines actuelles.

En réalité, si l'on veut bien considérer les contraintes d'approvisionnement du monde et d'un pays spécifique comme la France, dont les ressources énergétiques nationales sont très insuffisantes, il faut recourir à toutes les énergies disponibles car elles sont complémentaires et en choisir leurs applications en fonction de critères de sûreté et d'efficacité économique

La complémentarité est en définitive le maître mot de l'énergie et tout spécialement de l'énergie nucléaire.

S'agissant du parc électronucléaire d'EDF, le présent rapport conclut à la complémentarité de l'objectif d'extension de la durée de vie des centrales en service et de la préparation d'une solution de remplacement. Pour tirer tout le parti possible des réacteurs actuels, il est indispensable d'avoir la garantie de pouvoir les remplacer si cela s'avère nécessaire, tout en continuant de respecter les impératifs de sécurité d'approvisionnement et des engagements internationaux de la France.

L'avenir du nucléaire est également fait de systèmes réacteurs-combustibles complémentaires et non pas de systèmes en opposition les uns avec les autres.

Le monde a accumulé une expérience de plusieurs milliers d'années-réacteurs avec les réacteurs à eau légère et la France en a une part importante. A l'évidence, pour les réacteurs des prochaines décennies, il faut encore capitaliser sur cette expérience. La construction d'un démonstrateur de réacteur avancé à eau légère s'impose en conséquence pour garder ouverte l'option nucléaire. La France a investi sur l'EPR, qui, bien qu'étant encore à l'état de projet, représente une solution compétitive.

Les premiers réacteurs du parc EDF devront, à partir de 2009, être autorisés à fonctionner 10 ans de plus pour atteindre 40 ans en 2020.

Compte tenu des délais de construction, EDF a pris ses responsabilités en souhaitant construire le démonstrateur EPR le plus rapidement possible, afin de disposer d'une garantie technique et économique de renouvellement de son parc. On ne voit pas sous quel motif l'électricien national pourrait se voir interdire cette possibilité.

Quoi qu'il en soit, la filière actuelle des réacteurs à eau légère ne saurait être considérée comme la seule pouvant servir à l'avenir. La question est de savoir comment et jusqu'à quand elle dominera par sa compétitivité la production d'électricité. Mais les applications industrielles de l'énergie nucléaire ne pourront se limiter à ces réacteurs et au système de combustible associé.

Au contraire, il faut aussi lancer avec hardiesse la recherche sur les pistes de l'avenir à trente à quarante ans, afin de mettre au point les réacteurs qui permettront de transmuter les déchets radioactifs produits par notre parc électronucléaire actuel et qui fourniront de nouvelles solutions compétitives pour la production d'électricité et d'hydrogène, un carburant peut-être promis à un grand avenir dans les transports.

Les technologies modernes – matériaux, concepts, combustibles - ouvrent incontestablement de nouveaux horizons à l'énergie nucléaire.

Il appartient aux organismes de recherche et aux États de mettre en place la coopération ouverte et pluraliste qui, seule, permettra de progresser dans cette direction.

Il appartient au Gouvernement de faire connaître ses choix pour permettre à EDF de mettre en œuvre sa stratégie industrielle.

[Voir la suite du rapport](#)