

## GÉNÉRATION IV

### 1. LES GÉNÉRATIONS DE RÉACTEURS NUCLÉAIRES

Les réacteurs de 1<sup>ère</sup> génération étaient alimentés par de l'uranium naturel ou très faiblement enrichi (de type UNGG ou RBMK).

Les réacteurs de 2<sup>ème</sup> génération possèdent une enceinte de confinement : on a vu son importance lors du déroulement de l'accident de Three Mile Island (TMI) (voir [fiche GASN N°45](#)) en 1979, et les conséquences de son absence avec l'accident de Tchernobyl (voir [fiche GASN N°46](#)) en 1986.

L'accident de Fukushima en 2011 (voir [fiche GASN N°47](#)), qui concerne 4 réacteurs BWR, et dont les rejets ont été 10 fois moindres qu'à Tchernobyl, a conduit à une évacuation de la population avoisinante.

C'est pourquoi les réacteurs de 3<sup>ème</sup> génération (l'EPR : European Pressurized Reactor) (voir [fiche GASN N°13](#)) sont conçus une double enveloppe de confinement, en vue d'empêcher tout rejet même en cas de fusion du cœur, pour qu'il n'y ait **pas à évacuer** (même momentanément) la population avoisinante.

Qu'attend-on de plus d'une quatrième génération ? Les réacteurs de 2<sup>ème</sup> et 3<sup>ème</sup> génération consomment l'uranium-235 (après enrichissement) mais ce dernier ne représente que 0,7 % de l'uranium naturel. Les réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération devront **brûler l'uranium-238**, qui constitue plus de 99 % de l'uranium naturel, et dont les réserves constituées en France permettront de satisfaire les besoins nationaux en énergie pour plusieurs millénaires.

En outre, ils permettront de **transmuter les déchets à vie longue**, tout en conservant le niveau optimal de sûreté atteint avec les réacteurs de 3<sup>ème</sup> génération.

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

### 2. L'EXPANSION DES BESOINS MONDIAUX (voir [fiche GASN N° 2](#))

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

Sur les six milliards d'habitants que compte aujourd'hui notre planète, deux milliards n'ont pas encore accès à l'électricité. Vers 2050 nous serons huit milliards. Pour répondre à cette demande des pays pauvres, il va falloir multiplier par 1,5 ou 2 la production mondiale d'énergie à l'horizon 2050, même en mettant en œuvre dès maintenant une politique d'économie de l'énergie dans les pays riches.

Cette demande croissante des ressources limitées de la planète (on annonce moins de 100 ans pour le pétrole et le gaz, et de 200 à 300 ans pour le charbon) pousse à l'augmentation des prix et à un rejet massif de CO<sub>2</sub>, principal contributeur à long terme des gaz à effet de serre (voir [fiche GASN N°14](#)).

### 3. LES AVANTAGES DU NUCLÉAIRE

- indépendance énergétique : même s'il est importé, l'uranium ne représente que quelques % du prix du MWh produit ; par ailleurs, l'uranium est réparti sur la planète, dans des pays politiquement sûrs
- pas de production de CO<sub>2</sub>
- prix du kWh raisonnable (de l'ordre de celui du charbon), encore amélioré par les caractéristiques de l'EPR : durée de vie plus longue, rendement thermodynamique amélioré, moindre consommation de combustible et moindre production de déchets. Rappelons que la France a mis

au point le recyclage (voir [fiche GASN N°7](#)) industriel des combustibles usés (plutonium et uranium), ce qui diminue la production de déchets de longue vie et les importations d'uranium.

#### 4. DIVERSIFIER LES UTILISATIONS DU NUCLÉAIRE

Les réacteurs actuels sont à vocation principalement électrogène. Leur rendement de production électrique est voisin de 33 %, le reste de la puissance générée sous forme de chaleur est rejetée à l'environnement, comme pour toute machine thermique. On vise à augmenter ce rendement, et atteindre avec l'EPR un rendement de 38 %.

Des réacteurs fonctionnant à plus haute température permettront d'améliorer ce rendement (Phénix avait un rendement de 44 %) (voir [www.energethique.com](http://www.energethique.com)). Avec ces réacteurs, les dates d'épuisement des réserves d'uranium sont comparables à celles du charbon.

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

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

Les REP actuels, qui fonctionnent aux dessous de 350°C, ne peuvent être utilisés que pour des applications à basse température.

#### 5. PRINCIPAUX OBJECTIFS DES RÉACTEURS DE 4<sup>EME</sup> GÉNÉRATION

Un inconvénient reproché au nucléaire est la production de déchets radioactifs, les plus pénalisants étant les actinides mineurs (neptunium, curium, et surtout américium). Par ailleurs, le plutonium ne peut être recyclé qu'une fois dans les REP actuels.

Les réacteurs de 4<sup>eme</sup> génération visent de préserver les avantages du nucléaire rappelés au § 3 et d'en améliorer les performances :

- déchets nucléaires : les réacteurs consommeront le plutonium et pourront transmuter les actinides mineurs
- consommation des matières fertiles (uranium-238, thorium-232), assurant une source d'énergie fiable pour des siècles
- diversification des applications thermiques, en produisant de la chaleur industrielle à haute température.

Par leur conception économique et écologique, les réacteurs de 4<sup>eme</sup> génération nous font entrer dans l'ère du « développement durable » en matière d'énergie.

A propos du plutonium, son extraction a été décriée en raison de sa toxicité et du risque de prolifération. Aujourd'hui, un nouveau procédé COEX<sup>TM</sup> (voir fiche GASN N°7) a été mis au point par le CEA et développé par Areva pour co-extraire le plutonium avec l'uranium, et ensuite refabriquer de la poudre de combustible par coprécipitation.

Ainsi, le plutonium n'est plus isolé, ce qui limite les possibilités de détournement frauduleux. Les nouvelles usines de retraitement qui seront vendues à l'étranger fonctionneront selon ce principe.

A propos des actinides mineurs (Np, Am, Cm), des procédés ont été mis au point au CEA-Marcoule pour les extraire sélectivement, ou de façon groupée avec les actinides majeurs (U, Pu). Groupés ou séparés, les actinides mineurs seront inclus soit de façon homogène, soit de façon hétérogène, dans les cœurs de 4<sup>eme</sup> génération.

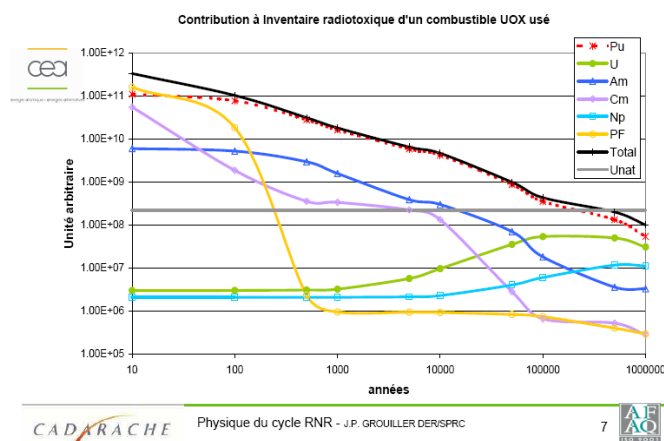
On espère ainsi diminuer à quelques centaines d'années les durées au bout desquelles le stockage des déchets finaux sera revenu au niveau de la radioactivité naturelle de l'uranium (voir figure ci-après).

La figure ci-contre montre la décroissance en années (échelle logarithmique) de :

- en trait noir continu : l'inventaire du combustible, tel qu'il est stocké sans retraitement ; on voit l'importance prépondérante du plutonium (trait rouge discontinu) ; il faut 1 million d'années pour rejoindre le niveau de l'uranium naturel (ligne horizontale grise)
- en trait jaune, la décroissance des produits de fission ; le niveau naturel est rattrapé en 300 ans
- parmi les actinides mineurs, le neptunium est moins pénalisant que l'uranium, et le curium (ligne mauve) reste peu pénalisant ; par contre, l'américium n'atteint le niveau naturel qu'au bout de 10 000 ans. Sa transmutation pour accélérer sa décroissance est un des enjeux majeurs des réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération.

Sa transmutation pour accélérer sa décroissance est un des enjeux majeurs des réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération.

### Les données du recyclage : Pourquoi recycler ? *instn*



## 6. FORUM INTERNATIONAL " GÉNÉRATION IV "

Devant les besoins énergétiques croissants, le coût et/ou les difficultés d'approvisionnement des combustibles fossiles et le coût du CO<sub>2</sub> produit qu'il faudra faire disparaître, dix pays (Argentine, Brésil, Canada, France, Japon, Corée du Sud, Afrique du Sud, Suisse, Royaume-Uni et Etats-Unis), sur l'initiative en 2000 du DOE américain, se sont associés pour étudier les systèmes nucléaires de quatrième génération susceptibles d'être déployés dans la deuxième moitié du siècle.

Dès octobre 2002, après l'étude d'une première phase, une sélection de six systèmes nucléaires a été publiée. Ils permettent des avancées notables en matière de compétitivité économique, de sûreté, d'économie des ressources en uranium, et de réduction de la production de déchets radioactifs à vie longue.

Six concepts ont été retenus dans la sélection finale "GEN IV " dont on trouvera les schémas en annexe.

### 6.1. CONCEPT DE RÉACTEUR RAPIDE A CALOPORTEUR GAZ GFR – (Gas-cooled Fast Reactor System)

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

Combinant le spectre rapide et un cycle de combustible fermé, il offre la perspective d'une rentabilité maximale de l'uranium naturel, tout en minimisant les déchets ultimes et le risque de prolifération.

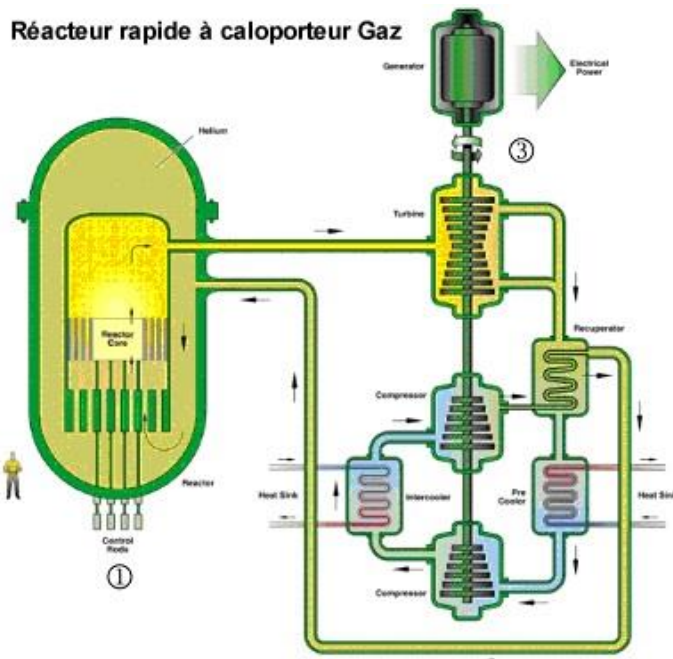
Opérant à hautes températures, il ouvre la voie à la production d'hydrogène ou au cycle de conversion direct à haut rendement thermodynamique.

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

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

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

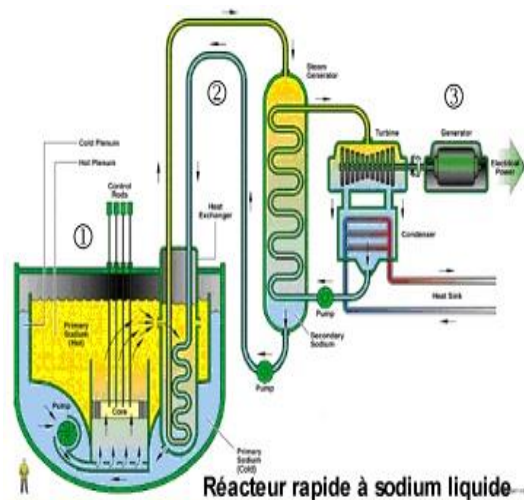
En Europe, le projet est porté par la République Tchèque, la Hongrie et la Slovaquie, qui reçoivent l'appui du CEA pour des études concernant le combustible et la sûreté, et d'AREVA pour les études qui ont été effectuées dans le cadre du projet ALLEGRO.



## 6.2. CONCEPTS DE RÉACTEURS A MÉTAUX LIQUIDES

SFR – (Sodium-cooled Fast Reactor System)

LFR – (Lead-cooled Fast Reactor System)



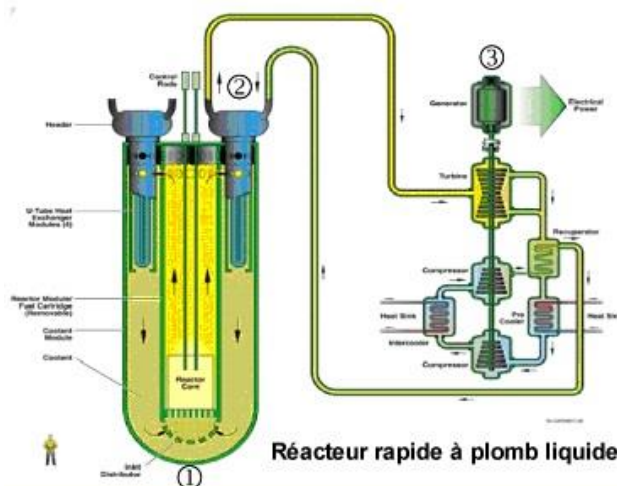
Les concepts à métaux liquides, du fait de leur spectre rapide, présentent un fort intérêt dans le contexte du développement durable.

Les réacteurs SFR au sodium bénéficient d'un retour d'expérience considérable et d'un travail important sur des projets visant la diminution des coûts et l'augmentation de la sûreté (EFR, JSFR au Japon).

Suite à la loi de juin 2006 sur les déchets, le CEA, avec l'appui d'EDF et d'AREVA, travaille à concevoir un prototype qui devra entrer en service dans les années 2020 : ASTRID (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration).

Les réacteurs LFR au plomb présentent certains avantages dans le domaine de la sûreté, mais nécessitent par ailleurs une R&D très importante.

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



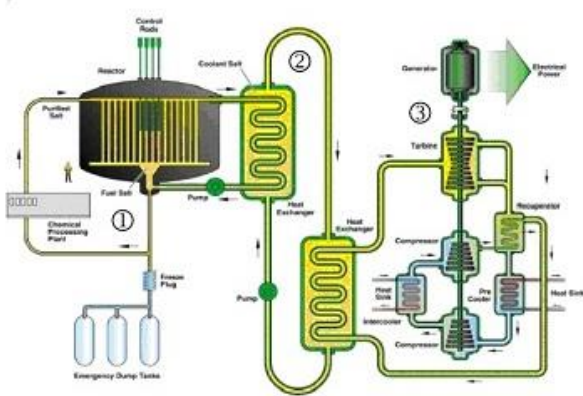
## 6.3. CONCEPT DE RÉACTEUR A SELS FONDUS

MSR – (Molten Salt Reactor System)

C'est un concept à neutrons thermiques, aux caractéristiques inhabituelles, donc mal connues.

Le combustible se présente sous la forme d'un mélange liquide de  $UF_4$ , de  $ThF_4$ , de fluorure de lithium, de béryllium (éventuellement de sodium et de zirconium), dans lequel les actinides sont dissous.

Réacteur à sels fondus



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

Le sel joue en même temps le rôle de caloporteur et ressort du cœur à environ 700°C, avant de passer à travers des échangeurs de chaleur. L'énergie thermique est ainsi transférée à un sel caloporteur secondaire, puis via un générateur de vapeur supercritique jusqu'au système de conversion d'énergie, avec un rendement assez élevé (44 %).

La circulation d'un combustible liquide offre l'avantage de permettre un retraitement en ligne, ou presque en ligne, extraction des produits de fission et rajout de combustible frais si nécessaire.

Pour la sûreté : un système non pressurisé avec une grande marge avant l'ébullition, absence de réserve de réactivité grâce au traitement en continu, piégeage des produits de fission. En cas d'incident, il est possible de vider le réacteur par simple gravité dans plusieurs réservoirs, où il devient très sous-critique en l'absence de modération par le graphite.

Ce concept paraît optimal pour assurer la surgénération en cycle thorium, dont le bilan neutronique est très serré. Mais des difficultés technologiques très importantes sont à prévoir pour le développement de ce concept (ORNL ne semble plus y travailler).

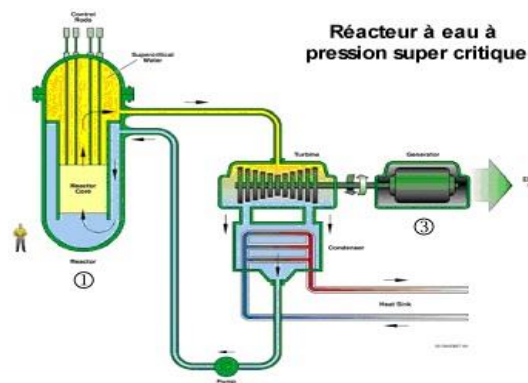
#### 6.4. CONCEPT DE RÉACTEUR A EAU A PRESSION SUPERCRITIQUE SCWR – (Supercritical Water-cooled Reactor System)

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

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

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

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



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

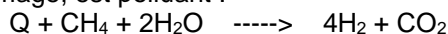
Les propriétés physiques de l'eau, en particulier la chaleur spécifique, qui subissent de fortes variations au voisinage du point critique, permettent d'avoir aussi des réacteurs plus compacts à puissance donnée.

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

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

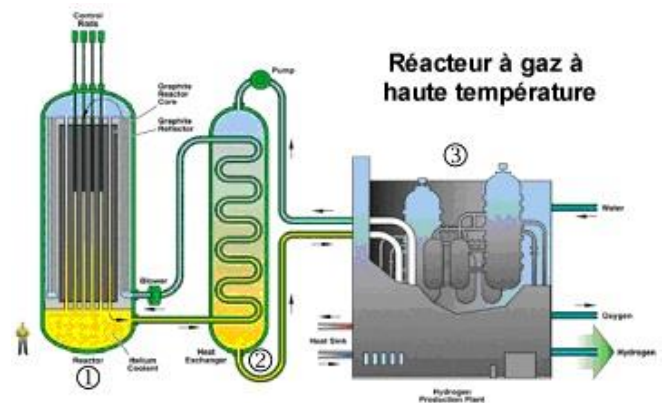
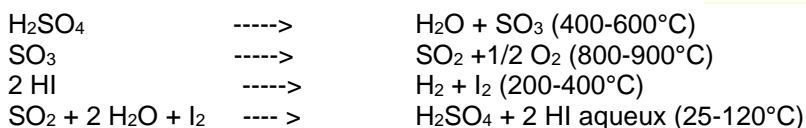
#### 6.5. CONCEPT DE RÉACTEUR A GAZ A HAUTE TEMPÉRATURE : VHTR – (Very High Temperature Reactor System)

La motivation principale pour le VHTR est la production d'hydrogène par un moyen non polluant, donc à partir de l'eau, car produire de l'hydrogène, à partir de gaz naturel par reformage, est polluant :



Aux USA, ce procédé (95%) consomme 5% du gaz naturel et produit 74 millions de tonnes de CO<sub>2</sub>.

La solution idéale consiste à séparer la molécule d'eau en H<sub>2</sub> et O<sub>2</sub> par un procédé thermochimique qui requiert 900°C (procédé S-I, soufre-iode) :



Le réacteur VHTR doit produire la chaleur à 1 000°C : un VHTR de 600 MWth produirait environ 60 000 t/an de H<sub>2</sub> sans émission de gaz à effet de serre.

Les défis à relever du côté nucléaire sont :

- au niveau des matériaux pour l'échangeur intermédiaire et pour une longévité raisonnable, les matériaux classiques, y compris les superalliages à base de nickel (Hastelloy X) semblent insuffisants. Les candidats de remplacement seraient des aciers renforcés par dispersoïdes (ODS = oxyde dispersion strengthened)
- concernant les éléments du réacteur, les points à examiner sont les gaines des barres de contrôle, le supportage du cœur, l'enveloppe du cœur, la cuve du réacteur ...

- pour le combustible, il faut essayer de garder une température de fonctionnement inférieure à 1 250°C pour un gainage en SiC, évoluer vers un enrobage de ZrC permettant des températures plus élevées de 200°C, et viser probablement une combinaison de ces approches.

Ce concept, dont le traitement du combustible usé ne serait pas envisagé — car trop complexe — ne se situe pas dans la perspective d'un développement durable de l'énergie nucléaire.

## 7. CONCLUSION

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

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

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

L'accident de Fukushima montre toute l'importance de prendre en compte le retour d'expérience et d'améliorer la sûreté tout au long de la vie de la centrale (protection contre des tsunamis de hauteur historique, recombineurs d'hydrogène).

Ce sont ces principes qui fondent l'approche de sûreté adoptée en Europe au début des années 90 pour l'EPR.

Il reste à franchir de nouvelles étapes :

- meilleure utilisation de l'énergie contenue dans l'uranium (actuellement, 98 % reste disponible)
- réduction de la radiotoxicité des déchets ultimes du cycle du combustible
- diversification des formes de production d'énergie.

C'est le challenge de la Génération IV pour répondre aux besoins en énergie de nos générations futures.