Ambassade de France aux Etats-Unis
Service Nucléaire

CHRONIQUES NUCLEAIRES ETATS-UNIS

La lettre du Service Nucléaire à Washington Juillet 2010 I n°02-10

Dans ce numéro :

- Le point sur les SMR aux Etats-Unis

LES REACTEURS DE FAIBLE ET MOYENNE PUISSANCE AUX ETATS-UNIS

Alors que ce début d'année a été marqué par le tournant politique de l'Administration Obama, apportant un soutien fort aux projets de nouvelles centrales nucléaires de puissance aux Etats-Unis, la période 2009-2010 consacre également la place croissante des réacteurs de faible et moyenne puissance dans les réflexions sur l'avenir du secteur nucléaire américain. Avec un foisonnement d'articles de presse, de déclarations d'industriels, la multiplication de conférences sur le sujet – dont celles de Platts et du Department of Energy (DOE) fin juin–, le dépôt de plusieurs projets de loi au Congrès en faveur de leur déploiement et une demande budgétaire du DOE pour 2011 qui prévoit de leur attribuer 39 millions de dollars pour la recherche, les « Small and Modular Reactors » (SMR) occupent aujourd'hui une place de choix dans l'agenda nucléaire américain.

Contrastant avec les réacteurs en projet de forte puissance (plus de 1 000 MWe), les SMR dont la puissance n'excède pas 300 MWe (voire quelques dizaines de MWe seulement pour certains), vont à l'encontre du principe de gain d'investissement par économie d'échelle qui a guidé la conception des réacteurs en service aujourd'hui. L'émergence des SMR au cours de ces dernières années s'est faite à la faveur de plusieurs éléments : un climat d'investissement qui s'est tendu à la suite de la crise financière de 2007-2008, la prudence persistante des banques à garantir les prêts, pour des réalisations nucléaires jugées à risques, et une escalade des estimations de coûts des gros réacteurs en projet, lesquels dépassent largement les 10 milliards de dollars par site aux Etats-Unis.

Avec un coût d'investissement annoncé entre 100 et 500 millions de dollars par module, selon leur taille, et avec des possibilités d'applications industrielles spécifiques, les SMR pourraient ouvrir de nouveaux marchés en réponse à des besoins ciblés. Les promoteurs de certains modèles espèrent également concurrencer localement les énergies fossiles pour le remplacement de moyens de production de faible puissance en fin de vie.

Les modèles de SMR les plus avancés sont naturellement des réacteurs à eau pressurisée (PWR), parmi lesquels figurent ceux de Babcock&Wilcox (B&W), Westinghouse et NuScale. Viennent ensuite les réacteurs à haute température refroidis au gaz (HTGR), développés dans le cadre du programme « Next Generation Nuclear Plant » (NGNP) du DOE, qui de par leur puissance proche de 300 MWe entrent dans la catégorie des SMR. Leur design est assuré par General Atomics, Westinghouse/PBMR et AREVA. Enfin des modèles de réacteurs à métal liquide qui s'appuient sur l'expérience d'anciens réacteurs de recherche, font l'objet pour

certains de développements plus récents. Ils sont proposés par GE-Hitachi, Toshiba ou Hyperion. Plusieurs autres designs de type avancé dont les concepteurs s'appuient sur l'expérience des laboratoires nationaux et l'expertise d'anciens chercheurs du DOE, sont aussi évoqués, avec une échéance plus incertaine.

Un grand nombre d'acteurs nucléaires américains (concepteurs, fabricants, mais aussi utilities…) témoignent aujourd'hui d'un intérêt réel pour des projets de SMR. Sous l'action des lobbies industriels, le Congrès, à travers des auditions et de plusieurs projets de loi, pousse l'Administration à aller plus vite dans ce domaine. Au-delà du programme NGNP, le DOE prépare un appel à propositions qui vise à soutenir le développement d'au moins deux projets de SMR et qui permettrait de nourrir ses programmes de recherche. Des discussions sont engagées avec l'autorité de sûreté nucléaire américaine, la NRC, concernant les questions de procédures d'attribution de licences et d'exigences de sûreté qui devront être adoptées.

Les incertitudes concernant les SMR sont cependant encore nombreuses, à la fois au niveau technique – pour les modèles non PWR –, au niveau réglementaire – eu égard aux exigences et à la procédure qui leur seront applicables, une hiérarchisation des priorités entre les différents modèles ayant d'ores et déjà été annoncée par la NRC – et au niveau économique – les estimations des coûts de construction annoncées pour les modèles les plus avancés ne s'appuyant pas sur des projets concrets, ni même sur des exigences de certification définies.

Si la concrétisation de projets de SMR aux Etats-Unis est encore loin d'être une certitude –on se souviendra d'une précédente période d'euphorie à la fin des années 1980–, il est certain que les développements récents sur ces nouveaux modèles stimulent les réflexions et les initiatives, et contribuent à dynamiser l'image du secteur, en particulier auprès des investisseurs, ainsi que des jeunes en formation. Il faut aussi garder à l'esprit qu'une grande partie du potentiel de développement des SMR se situe probablement à l'international, dans les pays émergents. Les responsables américains ne devraient donc pas hésiter à soutenir la mise en place aux Etats-Unis d'unités de démonstration pour leur permettre de prendre le leadership sur ce marché au niveau international, même si cela implique de faire évoluer certaines règles.

****

SOMMAIRE

1. DEFINITIONS ET EVOLUTIONS HISTORIQUES DES SMR 4
   1.1. Définitions 4
   1.2. Historique 4
   1.3. Le programme NGNP 5
   1.4. Regain d'intérêt récent 6
2. PRESENTATION DES DIFFERENTS MODELES DE SMR EN DEVELOPPEMENT 6
   2.1. Les réacteurs à eau légère (Light Water Reactors – LWR) 8
      2.1.1. mPower de Babcock&Wilcox 8
      2.1.2. IRIS mené par Westinghouse 9
      2.1.3. NuScale de NuScale Power 10
   2.2. Les réacteurs haute température refroidis au gaz – Programme NGNP 10
      2.2.1. PBMR de PBMR Ltd, projet mené par Westinghouse 12
      2.2.2. MHTGR et GT-MHR de General Atomics 12
      2.2.3. ANTARES d'Areva 13
   2.3. Les réacteurs à métal fondu 14
      2.3.1. PRISM de GE-Hitachi 14
      2.3.2. 4S de Toshiba 15
      2.3.3. Hyperion Power Module d'Hyperion Power Generation 16
   2.4. Autres designs de SMR en développement de type avancé 17
      2.4.1. EM2 de General Atomics 17
      2.4.2. Travelling Wave Reactor de TerraPower (Intellectual Venture) 17
      2.4.3. ARC-100 d'Advanced Reactor Concepts, LLC 18
      2.4.4. Small Secure Transportable Autonomous Reactor (SSTAR) – Lead-Cooled Fast Reactor (LFR) 18
      2.4.5. « Right Sized Reactor » du Sandia National Lab 19
      *2.4.6. GEM*STAR d'ADNA (Accelerator Driven Neutron Applications)* 19
3. INTERETS DES SMR 19
4. MARCHES CIBLES ET POTENTIELS CLIENTS POUR LES SMR 22
5. STRUCTURE DE FINANCEMENT ET ESTIMATIONS DES COUTS 24
6. POLITIQUES ET PROGRAMMES EN FAVEUR DES SMR 27
   6.1. Les programmes du DOE en faveur des SMR 27
   6.2. Initiatives politiques : projets de loi au Congrès américain 31
   6.3. Création d'un forum au sein du NEI 31
   6.4. Le Comité SMR de l'ANS 31
   6.5. Programme de l'Electric Power Research Institute (EPRI) 32
7. LA QUESTION DES LICENCES DE LA NRC POUR LES SMR 32
   7.1. Etats des projets de demande 33
   7.2. Organisation et préparation de la NRC 34
   7.3. Problèmes identifiés 34
   7.4. Cadre réglementaire 35

CONCLUSION 36
REFERENCES 37

1. DEFINITIONS ET EVOLUTIONS HISTORIQUES DES SMR

1.1. Définitions

Le terme SMR (« Small and Medium Sized Reactors » ou « Small Modular Reactors ») qui regroupe une variété de définitions, est généralement employé pour couvrir l'ensemble des réacteurs de puissance inférieure aux réacteurs commerciaux de 3e génération en projet dépassant ordinairement les 1 000 MWe.

L'Agence Internationale pour l'Energie Atomique (AIEA) définit les catégories « Small Reactor » et « Medium Reactor » comme correspondant respectivement à moins de 300 MWe et moins de 700 MWe.[1] L'agence recensait fin 2009 plus de 130 réacteurs de moins de 700 MWe en fonctionnement dans le monde, et 12 étaient en construction.

La World Nuclear Association (WNA) complète la définition de l'AIEA en précisant qu'on peut aujourd'hui considérer 500 MWe comme la limite supérieure des petits réacteurs.[2]

Le Nuclear Energy Institute (NEI) a quant à lui adopté la définition suivante: « Small Modular Reactors ». Il considère que les petits réacteurs sont typiquement d'une capacité inférieure à 300 MWe, et insiste sur leur *modularité*, à la fois dans la construction (assemblage de modules préfabriqués) et dans la conception de la centrale (possibilité d'ajout successif de réacteurs supplémentaires en série en fonction des besoins).[3] Le DOE reprend la même définition.

Dans un projet de loi déposé au Sénat fin 2009 qui vise à soutenir le développement de réacteurs de faible puissance, les modèles éligibles nommés « Small Modular Reactors » sont caractérisés comme des réacteurs modulaires d'une puissance inférieure à 300 MWe.[4]

1.2. Historique

Le développement des différents programmes électronucléaires engagés après la Seconde Guerre mondiale a suivi une même tendance. Alors que les premiers réacteurs destinés à la production électrique ne dépassaient pas quelques dizaines de MWe, les économies d'échelles ont rapidement poussé les constructeurs à accroitre la puissance des réacteurs. Le design de l'AP600 de Westinghouse a suivi cette dynamique en évoluant vers une puissance plus importante pour devenir l'AP1000. Aujourd'hui, les réacteurs de 3e génération en projet aux Etats-Unis vont de 1 150 MWe pour l'AP1000 de Westinghouse à 1 700 MWe pour l'APWR de Mitsubishi. La moyenne de la puissance des 104 réacteurs américains en exploitation est d'environ 960 MWe et seulement 9 réacteurs ont une puissance inférieure à 600 MWe, le plus petit réacteur étant celui de Fort Calhoun dans le Nebraska avec 480 MWe.

Depuis les années 1960, les concepteurs de réacteurs ont malgré tout conservé une expérience dans la construction de modèles de puissance plus faible,

[1] http://www.iaea.org/NuclearPower/SMR/
[2] http://www.world-nuclear.org/info/inf33.html
[3] http://www.nei.org/keyissues/newnuclearplants/factsheets/small-modular-reactors-provide-clean-safe-power/
[4] http://www.govtrack.us/congress/billtext.xpd?bill=s111-2812

notamment avec la construction de réacteurs de propulsion navale (porte-avions et sous-marins de la Navy), et dans une moindre mesure avec celle des réacteurs de recherche, dont les TRIGA de General Atomics. Ils ont aussi travaillé à la fin des années 80 sur la conception de petits réacteurs à sûreté passive, dans la continuité des réflexions post-Three Mile Island. En parallèle, les designers américains, les universitaires et les chercheurs des laboratoires nationaux du DOE ont continué à développer des activités de recherche et de développement sur des technologies plus avancées, comme les réacteurs à neutrons rapides, les réacteurs à refroidissement gaz, etc., qui ont avancé à des rythmes inégaux.

La mise en place en 2001 du forum de coopération international sur les réacteurs de 4e génération, le GEN IV International Forum (GIF), a relancé des études de faisabilité de technologies avancées. Le GIF a identifié et retenu, à l'issue d'une analyse menée en partenariat entre les différents pays participants, six technologies les plus prometteuses en vue de leur développement approfondi, en conjuguant les actions de R&D de chaque pays.
Côté américain, le DOE s'est concentré sur 2 designs :

- les réacteurs à haute température refroidis au gaz (Very High temperature Reactor – VHTR, ou High Tempereture Gas Reactor – HTGR) aux applications industrielles directes, qui ont donné lieu au lancement du programme NGNP en 2005,
- les réacteurs rapides refroidis au sodium (Sodium-cooled Fast Reactors – SFR) qui avaient été orientés « brûleur de déchets » dans le cadre du programme Global Nuclear Energy Partnership (GNEP).

Le programme GNEP lancé en 2006 par les Etats-Unis incluait deux volets : un volet domestique sur la gestion des combustibles usés américains et un volet stratégie internationale. Le volet domestique recouvrait l'étude de différents scénarios de cycle, ainsi que le plan de développement à court ou plus long terme des installations correspondantes. Il a été arrêté en 2008. Le volet international se poursuit après la mise en place d'un partenariat international, formalisé par l'adhésion à des principes fondateurs (25 pays ont signé la déclaration). Il a pour objectifs d'aider des pays « newcomers » à mieux s'approprier leurs projets de production nucléaire et de réfléchir en commun à de nouveaux schémas de cycle. Il a été dernièrement renommé International Framework for Nuclear Energy Cooperation (IFNEC).

1.3. Le programme NGNP

Le programme Next Generation Nuclear Plant[5] (NGNP), mis en place par le Congrès dans le cadre de l'Energy Policy Act 2005 et piloté par l'Idaho National Laboratory[6] (INL) du DOE, encadre le développement d'un réacteur à haute température refroidi au gaz (HTGR) capable de produire de l'électricité avec un rendement avoisinant 50% ou de fonctionner en mode de cogénération, fournissant à la fois de l'électricité et de la chaleur ou de la vapeur pour des applications industrielles. Soutenu par l'EPAct 2005, le programme NGNP prévoit la construction d'un modèle de démonstration avec un financement partagé (hors coûts de R&D) à moitié entre les industriels et le gouvernement

[5] Le site official du NGNP : http://www.nextgenerationnuclearplant.com/
[6] Présentation par l'INL du type de réacteur retenu par le NGNP : https://inlportal.inl.gov/portal/server.pt/community/nuclear_energy/277/vhtr/2251

américain. Le lancement de la construction est prévu pour 2017 et le démarrage de l'installation en 2021. Au total, une enveloppe de 528 millions de dollars a été mise en place sur les budgets du DOE sur les années fiscales 2006 à 2010, pour un coût total du programme estimé à 4 milliards de dollars.

De par leurs spécificités et du fait qu'ils ne sont pas conçus pour être fabriqués en série, les réacteurs du programme NGNP ne sont généralement pas considérés comme des SMR. Nous nous intéressons ici malgré tout à ces designs, en mettant en avant leur puissance plus modeste et leurs applications spécifiques.

1.4. Regain d'intérêt récent

Après l'arrêt des commandes de nouveaux réacteurs vers la fin des années 70, l'augmentation durable du prix du pétrole, les objectifs de sécurité énergétique et les perspectives de plus en plus contraignantes de réduction drastique des émissions de CO2 ont suscité une renaissance des nouveaux projets de construction de centrales nucléaires aux Etats-Unis sur les dernières années. Cependant, le coût du capital et la sensibilité aux risques attachés au bon déroulement des projets, exacerbés à la suite de la crise financière, ont suscité un intérêt croissant pour des projets de réacteurs de petite taille aux applications spécifiques. La volonté américaine de retrouver un leadership technologique sur le domaine nucléaire, portée par certains industriels nationaux dans un état d'esprit toujours « pionnier », le souhait de l'Administration de redéfinir de nouveaux thèmes de recherche, susceptibles de convaincre plus d'étudiants à s'investir dans des formations nucléaires, ainsi que la diversité des entreprises, des territoires et des réseaux de distribution aux Etats-Unis, participent également de cet engouement pour les réacteurs de petite et moyenne taille.

2. PRESENTATION DES DIFFERENTS MODELES DE SMR EN DEVELOPPEMENT

Les principaux designs de réacteurs de petite et moyenne puissance développés ou proposés aux Etats-Unis, sont présentés ci-dessous, par filière technologique[7]. Le tableau 1 récapitule les principales caractéristiques de ces réacteurs.

[7] La WNA présente une description assez précise des réacteurs dans sa rubrique « Small Nuclear Power Reactors » http://www.world-nuclear.org/info/inf33.html

Nom	Concepteur	Puissance	Caloporteur	Modérateur	Durée du cycle	Combustible	Programme
mPower	B&W	125 MWe	Eau pressurisée	Eau	4 à 5 ans	Uranium enrichi à 5%	
IRIS	mené par Westinghouse	100, 300 ou 335 MWe	Eau pressurisée	Eau	3 à 3,5 ans	Uranium enrichi à 4,95%	NERI
NuScale	NuScale Power	45 MWe	Eau pressurisée	Eau	24 mois	Uranium enrichi à entre 3 et 4,5%	
PBMR	PBMR Ltd - Westinghouse	80 MWe	Hélium gazeux	Graphite	36 mois	TRISO UO_2 enrichi à 9,6%	NGNP
MHTGR	GA	350 MWth	Hélium gazeux	Graphite		TRISO UCO enrichi à 15%	NGNP
GT-MHR	GA	286 MWe	Hélium gazeux	Graphite	18 mois (renouvellement par moitié)	TRISO UCO enrichi à 15%	NGNP
RS-MHR	GA	10 à 25 MWe	Hélium gazeux	Graphite	6 à 8 ans	TRISO enrichi à 20%	
Antares	AREVA	300 MWe	Hélium gazeux	Graphite		TRISO UO_2	NGNP
PRISM	GE-Hitachi	311 MWe	Sodium	Rapide	24 mois (renouvellement par tiers)	Métallique (uranium et actinides)	
4S	Toshiba	10 MWe	Sodium	Rapide	30 ans	U-Zr (90%-10%) enrichi à 19,9%	
Hyperion Power Module	Hyperion Power Generation	25 MWe	Plomb-Bismuth	Rapide	8 à 10 ans	Nitrite d'uranium enrichi à 20%	
EM2	GA	240 MWe	Hélium gazeux	Rapide	30 ans	LEU puis combustible usé	
TWR	TerraPower	350 à 500 MWe	Sodium	Rapide	40 à 60 ans	LEU puis surgénération	
ARC-100	Advanced Reactor Concepts	100 MWe	Sodium	Rapide	20 ans	LEU sous forme métallique	
SSTAR	Argonne National Laboratory	20 MWe	Plomb ou Pb-Bi	Rapide	30 ans		GEN IV
Right Sized Reactor	Sandia National Laboratory	100 à 300 MWth	Sodium	Rapide	10 à 30 ans	Uranium	
GEM*STAR	ADNA - Virginia Tech	400 MWe	Sels fondus	Sous-critique		Sels fondus	

Tableau 1 : Récapitulatif des principaux designs de SMR en développement ou en projet aux Etats-Unis

2.1. Les réacteurs à eau légère (Light Water Reactors – LWR)

Les SMR basés sur la technologie des réacteurs à eau pressurisée (REP) bénéficient de la longue expérience de construction et d'exploitation des réacteurs en fonctionnement. Les modèles développés aux Etats-Unis reprennent largement le design des REP classiques, en simplifiant toutefois de manière importante la conception, pour tirer parti des possibilités de sûreté passive et réduire l'emprise du réacteur, en intégrant notamment le générateur de vapeur dans la cuve du réacteur.
Il s'agit de la catégorie de SMR la plus avancée, étant donné que la technologie utilisée est la plus éprouvée. Leur déploiement, si des décisions devaient en être prises, pourrait intervenir avant la fin de cette nouvelle décennie. Les trois modèles en question ont fait l'objet d'une étude de pré-candidature par l'autorité de sûreté nucléaire américaine, la Nuclear Regulatory Commission (NRC).

2.1.1. mPower de Babcock&Wilcox[8]

Riche de son expérience de développeur et de fabricant de composants pour les réacteurs civils et les réacteurs de plus petite taille de la Navy, B&W développe le modèle mPower au travers de sa filiale B&W Modular Nuclear Energy LLC, rattachée à la branche B&W Nuclear Energy, Inc .
Il s'agit d'un réacteur à eau pressurisée (REP) de 125 MWe, considéré comme un réacteur de Génération III+.
Le réacteur est de type intégré, c'est-à-dire que le générateur de vapeur est placé en partie haute de la cuve contenant le cœur du réacteur. L'enceinte du réacteur est enterrée et le réacteur est conçu comme un système à sûreté passive, qualifié d'intrinsèquement sûr. Aucun générateur auxiliaire, ni pressuriseur externe, n'est requis. Le condenseur est refroidi à l'air.
La conception de l'ilot suit de plus une approche très simple et vise à limiter l'accès au cœur et au combustible, dans une optique de meilleure prise en compte de la résistance contre les risques de prolifération.
Le combustible utilisé est identique à celui des REP classiques : des assemblages 17x17 avec 69 éléments combustibles enrichis à 5%, les barres étant 2 m plus courtes que les barres standards. Le cycle de rechargement prévu est de 48 à 60 mois.
La durée de fonctionnement de la centrale est estimée à 60 ans, avec les capacités de stockage du combustible sur site correspondantes.
La puissance de la centrale peut être modulée par agrégation de un à une dizaine de modules.
Les composants du réacteur sont fabriqués en usine et assemblés sur place pour limiter le travail sur site. La durée de construction est estimée à 3 ans. La totalité du réacteur pourrait être produite aux Etats-Unis.
B&W prévoit de déposer une demande de Design Certification (DC) auprès de la NRC entre fin 2011 et début 2012.

Figure 1 : Assemblage de quatre modules mPower de B&W

B&W, associé à FirstEnergy, TVA et Oglethrope Power, trois utilities américaines, ont signé en février dernier un accord pour la création d'un consortium en vue de la construction de plusieurs réacteurs mPower d'ici 2020. Le marché

[8] http://www.babcock.com/products/modular_nuclear/

visé est un marché de substitution à des centrales à charbon vieillissantes.

On notera que B&W a pu conserver au fil du temps des compétences, à la fois en conception et en fabrication, en particulier pour les besoins de la production navale. Ces compétences en font un acteur à considérer très sérieusement eu égard à ses projets. Cependant, la Navy reste très attachée à la confidentialité du savoir faire qu'elle a développé pour la propulsion et ne semble pas décidée à en laisser partir des briques vers les petits réacteurs civils.

2.1.2. IRIS mené par Westinghouse[9]

Le réacteur IRIS est né du projet de développement international « International Reactor Innovative and Secure » initié par le programme NERI (Nuclear Energy Research Initiative) du DOE à partir de 1999. Coordonné par Westinghouse, en coopération avec une vingtaine d'organisations regroupant des industriels, des exploitants, des universités et des laboratoires de recherche (dont Oak Ridge National Lab et le MIT pour la partie américaine), le réacteur IRIS se veut un pont entre la Génération III et la Génération IV.

Il s'agit d'un réacteur intégré, tous les éléments du système primaire étant à l'intérieur de la cuve du réacteur. Sa puissance est de 335 MWe pour 1000 MWth. Westinghouse envisage de ramener la puissance de l'IRIS à 300 MWe pour le faire rentrer dans la définition des SMR par le DOE et pouvoir ainsi se raccrocher au programme « SMR » qui devrait être mis en place au cours de l'année fiscale 2011.Une option à 100 MWe est aussi en développement.

La sûreté du réacteur se veut renforcée par rapport aux réacteurs de génération III, avec un système passif. Les mécanismes de pilotage des barres de contrôle sont placés à l'intérieur de la cuve, pour limiter les problèmes de traversée au niveau du couvercle. Le risque de fusion du cœur est évalué à 10^{-8}.
Le combustible est le même que pour les REP en fonctionnement, avec des assemblages 17x17 d'uranium enrichi à 4,95%. Des cycles de rechargement par moitié sont envisagés à intervalle de 3 ans à 3 ans et demi. Ils pourraient aller jusqu'à 48 mois moyennant un rechargement de l'intégralité des assemblages.

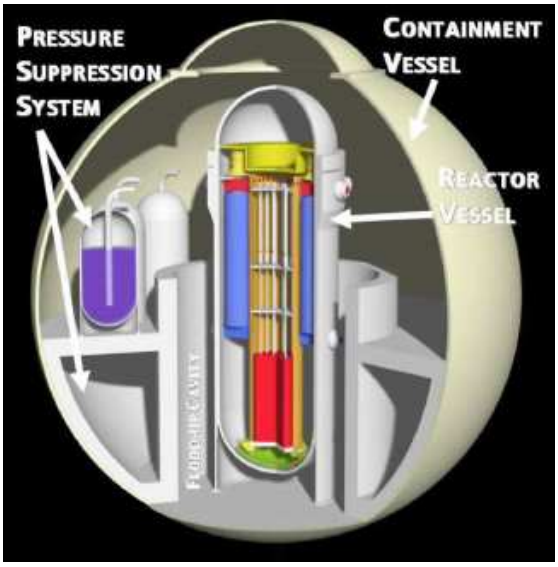


Figure 2 : Cœur du réacteur Iris

Les applications ciblées, en dehors de la production d'électricité, sont la désalinisation et la production de chaleur pour cogénération.
Une pré-candidature, toujours inactive, a été déposée en 2003 auprès de la NRC, et un dépôt de candidature pour une Design Certification est prévu pour le 3e trimestre 2012, après avoir été reporté à plusieurs reprises.

Selon la WNA[10], le coût du réacteur serait évalué entre 1000 et 1200 USD par kWe,

[9] http://hulk.cesnef.polimi.it/

[10] http://www.world-nuclear.org/info/inf08.html

pour plusieurs modules destinés à la production d'électricité, ce qui peut paraitre relativement faible.

2.1.3. NuScale de NuScale Power[11]

Le design du réacteur NuScale a été mis au point en 2003 à partir des travaux de recherche de l'Oregon State University. En 2007 la société NuScale Power est créée pour commercialiser le modèle. Un accord de transfert de technologie est alors passé et confère les droits du réacteur à cette société.
Le réacteur est un REP de très petite puissance (160 MWth, soit 45 MWe) qui a été conçu pour favoriser sa modularité : jusqu'à 24 réacteurs indépendants peuvent être installés côte-à-côte.
Il s'agit d'un réacteur intégré, avec le cœur et le générateur de vapeur incorporés dans la cuve. Le système est relativement simple, la circulation du caloporteur est basée sur la convection naturelle et n'utilise pas de pompe. La sûreté repose sur des principes de passivité.
Le réacteur fonctionne à partir de combustibles identiques à l'assemblage REP classique, avec de l'uranium enrichi entre 3 et 4,5%, dans une configuration 17x17, avec des barres de longueur limitée à 1,8 m.
Les cycles de rechargement sont de 24 mois. Ainsi, pour une centrale composée de 24 modules, le rechargement du combustible peut s'affecter sur un seul module à la fois, autorisant en théorie un fonctionnement continu à quasi pleine puissance des 23 autres modules de la centrale (facteur de charge visé pour le réacteur : 90%).
La sécurité est renforcée avec une enceinte enterrée.
La construction s'appuie sur la fabrication par des fournisseurs américains des modules hors-site qui sont ensuite assemblés sur place. Le temps de construction serait de 36 mois.

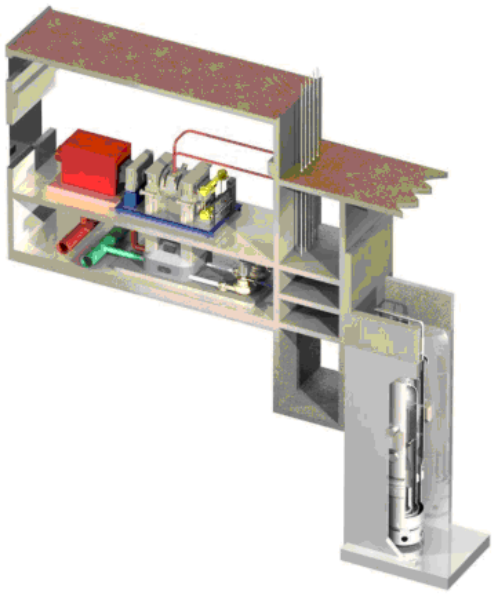


Figure 3 : Vue d'un module de NuScale

NuScale s'est associé à Kiewit Constructors (société américaine de construction présente en particulier sur les projets de centrales thermiques), avec qui il a signé un protocole d'accord en avril 2008 pour la construction de son petit réacteur.
NuScale prévoyait par ailleurs de déposer une demande de Design Certification auprès de l'autorité de sûreté nucléaire américaine en 2011, pour la construction d'un premier réacteur d'ici 2018. Cette date ne semble plus confirmée à ce jour.

2.2. Les réacteurs haute température refroidis au gaz – Programme NGNP

(Synthèse rédigée avec le concours de M. Dominique Hittner, Areva-NP)

Le réacteur haute ou très haute température refroidi au gaz (High Temperature Gas Reactor – HTGR ou Very High Temperature Reactor – VHTR) est l'un des six types de systèmes avancés retenus par le GIF. Sans conteste, c'est le programme qui a reçu du Congrès le soutien le plus continu

[11] http://www.nuscalepower.com/

et la technologie dans laquelle les laboratoires du DOE, appuyés par l'industrie, se sont le plus investis.

Le niveau de température visé par le DOE pour les réacteurs du programme NGNP a évolué au fil du temps, d'une part face aux contraintes technologiques rencontrées dans les phases de développement, d'autre part en se confrontant aux besoins des industriels utilisateurs potentiels de chaleur ou de vapeur. La feuille de route du GIF projetait une température de fonctionnement au-delà de 950°C, le DOE spécifie désormais une température d'au moins 750°C pour les designs soutenus par le programme. Une température de cet ordre permettrait déjà de satisfaire les besoins des réseaux de vapeur qui alimentent de nombreuses plateformes industrielles et qui constituent une large part des besoins en chaleur de procédé de l'industrie américaine.

Les équipes en présence :

En juillet 2007, l'Idaho National Laboratory, en charge du programme, avait lancé un appel à expression d'intérêt pour la réalisation d'un projet d'HTGR. Trois entreprises y avaient répondu, en proposant chacune un design particulier basé sur ses développements les plus récents : pour Westinghouse et PBMR Ltd, le Pebble Bed Modular Reactor (PBMR), pour General Atomics, le Gas Turbine-Modular Helium Reactor (GT-MHR) et pour AREVA, ANTARES.

Le 8 mars 2010, le Secrétaire à l'Energie Chu annonçait l'attribution d'une somme de 40 millions de dollars à deux équipes pour la réalisation d'études de *conceptual design* à mener d'ici fin août 2010. La première équipe retenue est menée par Westinghouse en collaboration avec PBMR Ltd, Shaw, Toshiba, Doosan, Technology Insights et M-Tech pour le PBMR ; la seconde est pilotée par General Atomics en partenariat avec URS, le KAERI coréen et Fuji Electric Systems, et propose une conception plus ancienne que le GT-MHR, le MHTGR. AREVA n'a pas été retenu par le DOE. Les deux conceptions, très différentes par ailleurs couplent au moyen d'un générateur de vapeur le circuit de refroidissement hélium du cœur du réacteur avec un circuit eau-vapeur utilisé en cogénération : production d'électricité (cycle de Rankine) et alimentation de réseaux de vapeur industriels.

Westinghouse est actionnaire de PBMR Ltd à hauteur de 15% aux côtés de l'électricien Eskom et du gouvernement Sud-africain. Par ailleurs, en février 2010, PBMR Ltd a signé avec Mitsubishi Heavy Industry un accord de coopération en matière de R&D sur le PBMR. Le gouvernement Sud-africain a décidé cette année de ne plus soutenir financièrement l'entreprise, qui a donc été contrainte, ces derniers mois, à licencier la quasi-totalité de son personnel. En conséquence, Westinghouse, qui envisageait jusque là de renforcer sa position dans PBMR Ltd, a du mettre un terme à ses négociations contractuelles avec le DOE pour les études d'avant-projet du NGNP. Il semble donc aujourd'hui que le PBMR ne soit plus une alternative possible pour le NGNP. En revanche le DOE a signé un contrat avec General Atomics et les études ont commencé.

Alors que le modèle de démonstration devait initialement être implanté sur le site de l'INL dans l'Idaho, il semble maintenant que ce soit dans le Texas qu'il pourrait être construit, pour répondre à l'intérêt de compagnies chimiques et pétrolières.

2.2.1. PBMR de PBMR Ltd, projet mené par Westinghouse[12]

Le Pebble Bed Modular Reactor (PBMR) a été développé par l'entreprise Sud-africaine PBMR Ltd fondée en 1999.

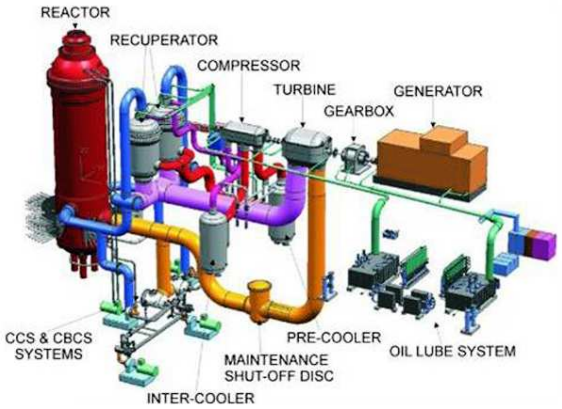


Figure 4 : Module du PBMR

Le PBMR s'appuie sur la conception des réacteurs allemands AVR et THTR, avec à l'origine un cycle gaz de type Brayton, qui a été abandonné en 2009 pour un cycle de Rankine classique. La particularité dont il tire le nom est d'utiliser un combustible sous forme de lit de boulets. Réacteur à haute température (au delà de 700°C), il avait initialement une puissance de 400 MWth (soit 165 MWe), à laquelle une puissance de 200MWth (80MWe) lui a été récemment préférée, en même temps que le cycle de Brayton a été remplacé par un cycle de Rankine. Le cœur du réacteur était initialement annulaire avec un réflecteur neutronique central en graphite, mais ce réflecteur central a été supprimé dans la nouvelle conception. Le combustible utilisé est de type TRISO, particules d'oxyde d'uranium enrichi à 9,6% entourées par plusieurs couches superposées de carbone et de silicium, destinées à garantir la tenue du combustible en tout type d'accident. Les particules sont agrégées dans un boulet de graphite qui sert de modérateur. Chaque boulet séjourne pour une durée de 3 ans dans le cœur.

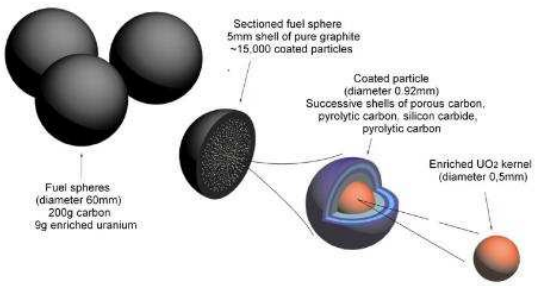


Figure 5 : Combustible TRISO du PBMR assemblé en boulets

PBMR Ltd a déposé une pré-candidature auprès de la NRC en 2007 et compte soumettre une demande de Design Certification en 2013.

2.2.2. MHTGR et GT-MHR de General Atomics[13]

Le MHTGR (Modular HighTemperature Gas-cooled Reactor) a été développé dans les années 1980-1990 par General Atomics qui a bénéficié alors d'un financement important du DOE (environ 300 M$). Les études ont été poussées jusqu'au *preliminary design* et la conception a été passée en revue par la NRC. Il s'agit d'un réacteur modulaire haute température (750°C) refroidi à l'hélium et modéré par des blocs réflecteurs neutroniques en graphite. Sa puissance est de 350 MWth. La chaleur générée par le réacteur est transférée par un générateur de vapeur à un circuit secondaire dans lequel est actionnée une turbine à vapeur (cycle de Rankine). Le combustible retenu est de l'uranium sous forme de particules TRISO d'oxy-carbure d'uranium enrichi (UCO, en réalité un mélange d'oxyde et de carbure d'uranium qui permet de minimiser la production de CO sous irradiation dans la particule par

[12] http://www.pbmr.co.za/

[13] http://gt-mhr.ga.com/

rapport au combustible UO_2), distribuées dans une matrice graphite assemblée. La matrice et les particules sont pressées ensemble en petits cylindres d'environ 1 cm de diamètre et quelques cm de hauteur, les « compacts », qui sont insérés par des canaux percés dans les blocs de graphite hexagonaux. Le cœur est constitué d'un empilement annulaire de tels blocs, avec au centre de l'anneau et en périphérie des blocs de graphite sans combustible, constituant un réflecteur central et un réflecteur annulaire.

Le GT-MHR de General Atomics reprend largement la conception du MHTGR. Mais la puissance du réacteur et la température de fonctionnement sont plus élevées (600 MWth et 850°C) et surtout le système de fonctionnement du réacteur se veut particulièrement simple : l'hélium chaud sortant du cœur actionne directement une turbine à gaz située dans le circuit primaire (cycle de Brayton direct). L'utilisation d'un échangeur récupérateur dans le circuit primaire permet d'optimiser le cycle de Brayton, conduisant à un rendement thermique élevé (environ 45 %). L'ensemble des composants du réacteur (y compris la turbine, le compresseur et le récupérateur) sont contenu dans deux enceintes interconnectées sous pression, en configuration enterrée.
Le combustible est le même que celui du MHTGR avec de l'uranium enrichi à 15%, toujours sous la forme UCO. Le rechargement du combustible s'effectue par moitié tous les 18 mois. Le GT-MHR pourrait aussi fonctionner avec des déchets transuraniens séparés provenant du combustible usé des LWR, concrétisant l'une de options du programme « Deep Burn ».

Pour son développement, General Atomics s'est associé à l'entreprise russe OKBM Afrikantov, avec le soutien du Japonais Fuji. AREVA était impliqué dans ce projet jusqu'à un certain stade, mais a ensuite choisi de développer son propre modèle.

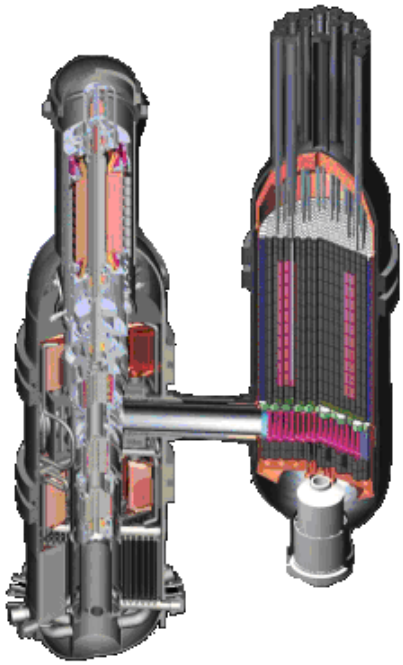


Figure 6 : Schéma de l'enceinte du cœur et de l'échangeur de chaleur du GT-MHR de GA

General Atomics développe aussi une version plus modeste du GT-MHR, le Remote Site Modular Helium Reactor (RS-MHR). Cette version prévoit une puissance de 10 à 25 MWe, avec du combustible enrichi à 20%, pour un cycle de rechargement de 6 à 8 ans.

2.2.3. ANTARES d'Areva[14]

Le cœur de ce modèle est très similaire au GT-MHR de General Atomics avec une puissance de 600MWth pour 285 MWe. La température maximale en sortie est de 800 à 900°C. Mais à la différence du GT-MHR, ANTARES fonctionne avec un cycle combiné indirect (Brayton dans un circuit secondaire et Rankine dans circuit tertiaire de récupération), le primaire étant couplé

[14] http://www.areva-np.com/scripts/info/publigen/content/templates/show.asp?P=1534&L=US&SYNC=Y

au secondaire par un échangeur gaz-gaz et le secondaire au tertiaire par un générateur de vapeur. Le rendement thermique ainsi obtenu est du même ordre que dans le GT-MHR. Le cycle indirect permet d'éviter la contamination de la turbine à gaz et est particulièrement bien adapté aux applications de cogénération industrielle. Le combustible est aussi de type TRISO (UO_2) dans une configuration prismatique.

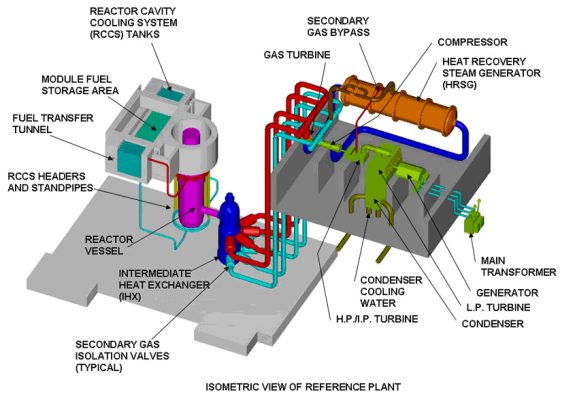


Figure 7 : Schéma d'un réacteur ANTARES

2.3. Les réacteurs à métal fondu

Le développement de ce type de réacteur aux Etats-Unis est relativement ancien, puisque plusieurs modèles ont été expérimentés dans les années 1950 et 1960, avec Clementine, Santa Suzana Field, l'USS Sea Wolf, Fermi 1 et l'Experimental Breeder Reactor II (EBR II) de l'Idaho National Laboratory.

Le principal intérêt des réacteurs à métal fondu (Liquid-Metal cooled Fast Reactor ou LMFR) réside dans la possibilité de fonctionner en spectre à neutrons rapides (avec des avantages pour le combustible, en terme d'incinération, de régénération, voire de surgénération) tout en permettant des circuits de refroidissement relativement compacts (par rapport à l'option gaz). De plus, leurs niveaux de température permettent des rendements de conversion électrique supérieurs à ceux des modèles à eau. L'objectif diffère selon les modèles entre la recherche d'une longue durée de fonctionnement entre rechargements (utilisation des possibilités de régénération), comme pour le 4S de Toshiba, et le recyclage ou l'incinération des déchets produits (actinides), dans le cas du PRISM de GE-Hitachi. Par contre, leurs potentialités en matière de surgénération ne sont pas recherchées dans les modèles proposés à ce jour.

Certains promoteurs considèrent que leur dossier de sûreté est prêt pour un examen par la NRC. Cependant la spécificité des questions posées et la perte d'une partie des compétences de la NRC pour l'analyse ou simplement l'actualisation des règles applicables à ce type de modèles ne manqueront pas de peser sur la durée des études de certification. La NRC, consciente de ce défi, a annoncé qu'elle devait s'y atteler et qu'elle travaillait à la préparation des premières demandes.

2.3.1. PRISM de GE-Hitachi

Le « Power Reactor Innovative Small Module » est développé par General Electric depuis les années 1980, initialement dans le cadre d'un programme de recherche interne à GE, puis avec le soutien du DOE. Son design est proche du projet Integral Fast Reactor (IFR) de l'Argonne National Laboratory, projeté pour succéder à l'EBR II dans les années 1990.
Le projet de réacteur PRISM présente l'intérêt de pouvoir brûler des actinides et de recycler son combustible usé. Ses promoteurs ont tenté de le raccrocher au volet domestique du programme GNEP, mais celui-ci a été abandonné en 2009. GE propose d'ailleurs d'intégrer 6 modules du réacteur PRISM (puissance totale de 1 866 MWe) à un « Advanced Recycling Center » pour constituer une installation complète de traitement/recyclage de ses déchets, à

savoir : un atelier de séparation par pyrotraitement des produits de fission et des actinides (y compris le Pu) et un atelier de fabrication du combustible destiné aux réacteurs. Les produits de fission extraits sont conditionnés définitivement pour entreposage ou évacuation.

La puissance du réacteur est de 840 MWth, soit 311 MWe, dans sa version présentée à la NRC, mais des options entre 170 et 400 MWe sont à l'étude. Le PRISM est un « Sodium-cooled Fast Reactor » (SFR), réacteur à neutrons rapides dont le caloporteur est du sodium liquide. La température de fonctionnement est supérieure à 500°C.
L'enceinte est enterrée, sur un principe modulaire par paire : deux modules alimentent une seule turbine.
Le combustible est de type métallique, constitué à la fois d'uranium enrichi et des actinides recyclés. La durée de fonctionnement entre rechargements est de 24 mois avec un renouvellement par tiers du combustible. Le réacteur est qualifié par ses promoteurs d'intrinsèquement sûr.

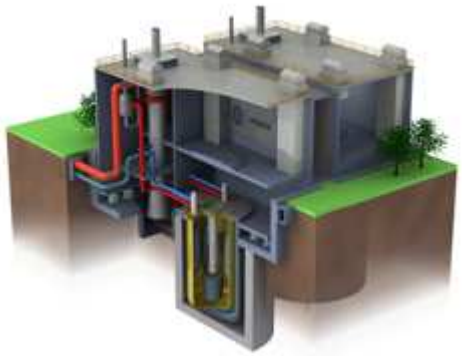


Figure 8 : Deux modules du PRISM de GE-H

La NRC a déjà réalisé une étude de pré-candidature dans les années 1990 et GE-Hitachi prévoit de déposer mi 2011 une demande de COL pour la construction d'un prototype.

2.3.2. 4S de Toshiba

Le design du réacteur « Super Safe, Small and Simple » a été développé par Toshiba en coopération avec le Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI) japonais. Westinghouse, filiale de Toshiba depuis 2006, collabore aussi au développement du 4S.
Conçu comme une batterie nucléaire, ce réacteur de très faible puissance (30 MWth, soit 10 MWe, avec une version à 50 MWe en étude) demande peu de personnel d'exploitation. Le 4S est un réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium. Des panneaux réflecteurs neutroniques jouent le rôle des barres de contrôle et le bâtiment d'enceinte du cœur est enterré. Le circuit secondaire lui aussi en sodium alimente un circuit eau-vapeur.

Le combustible est constitué de 18 assemblages métalliques hexagonaux en alliage Uranium-Zirconium à 10%, avec un enrichissement à 19,9% (LEU), ce qui permet un cycle de rechargement de 30 ans. Le réacteur peut aussi fonctionner sur la base d'un alliage U-Pu-Zr à 24% de plutonium pour la version de 10MWe et 11,5% pour la version de 50 MWe.
La température de sortie du cœur est de 510°C. Le 4S possède des caractéristiques de sûreté passive. Sa construction est effectuée principalement en usine avec un assemblage des modules sur site.

L'entreprise japonaise a depuis 2004 le projet de construction d'un 4S pour la Municipalité de Galena en Alaska. Toshiba prévoit dans ce contexte de déposer une demande de Design Certification auprès de la NRC au 4e trimestre 2010 pour un démarrage de la construction en 2014.

Le prix du réacteur est évalué à 2 500 $/kWe, selon la WNA, et le coût de l'électricité produite serait entre 5 et 7 cents/kWh (hors coût de démantèlement et de gestion des déchets), à comparer à 1,87

cents/kWh en moyenne pour les réacteurs actuels du parc américain[15] et à 8,4 cents/kWh pour les réacteurs de puissance en projet[16]. Il s'agit d'un projet de « niche » qui cherche une première réalisation prototype afin de se développer.

2.3.3. Hyperion Power Module d'Hyperion Power Generation[17]

Hyperion Power Generation a été fondé en 2007 pour assurer la commercialisation d'un design de réacteur rapide à métal fondu développé par le Los Alamos National Laboratory, en partenariat avec Tetratech et Chamberlain.
Le réacteur considéré est de faible puissance, environ 70 MWth pour 25 MWe, et fonctionne avec un alliage eutectique Plomb-Bismuth (Pb-Bi) pour caloporteur dans les circuits primaire et secondaire. Il comporte un réflecteur radial au quartz. Le combustible utilisé est du nitrure d'uranium, enrichi à 20%. Dans un premier temps, Hyperion avait retenu le Potassium comme caloporteur, ainsi qu'un combustible constitué par de l'hydrure d'uranium. Confronté au manque de connaissances et de données sur le comportement du potassium et du nitrure d'uranium, HPG a préféré modifier ses options, afin de ne pas être retardé dans une démarche de certification.[18] Cependant, seule la Russie semble disposer d'une réelle expérience sur le caloporteur Pb-Li, mais les contacts ne semblent pas encore établis par Hyperion.

L'enceinte est enterrée et la cuve est scellée en usine pour des cycles entre rechargements de 8 à 10 ans. Il est possible de renvoyer l'enceinte au constructeur pour recharger le combustible, afin d'éviter d'effectuer les opérations sur site, dans un objectif de résistance à la prolifération.
La sûreté du réacteur est assurée par une combinaison de systèmes passifs et actifs.

Le manque de données et d'expérience de fonctionnement sur un réacteur de ce type et le niveau de développement peu avancé du design contraste avec une communication et un marketing très actif sur le modèle.

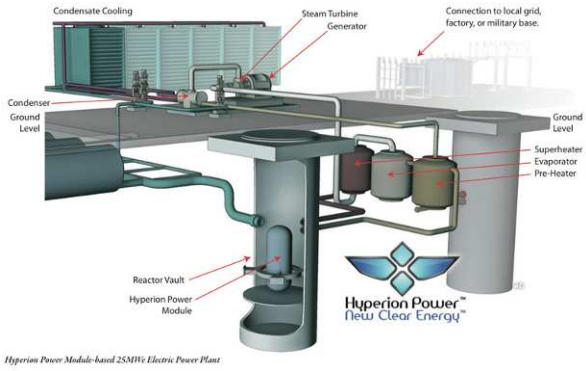


Figure 9 : Schéma de deux modules de l'Hyperion

Les principales applications visées par Hyperion pour son réacteur sont les besoins miniers, l'extraction et le raffinage pétrolier, l'exploitation des schistes et sables bitumeux, la production d'électricité dans des zones retirées et l'alimentation de bases militaires.

Hyperion a annoncé début mars 2010 qu'il souhaitait déposer en 2012 une demande de DC auprès de la NRC, pour son modèle de HPM, et potentiellement une demande de COL pour la construction d'un prototype. Hyperion devra cependant s'appuyer pour cela sur un client apte à financer son projet.

---

[15] Donnée du NEI
[16] Projection donnée par la mise à jour 2009 de l'étude du MIT de 2003 « Future of Nuclear Power »
[17] http://www.hyperionpowergeneration.com/
[18] Réponses de Franck Carré aux questions de *Sciences et Avenir* sur l'HPM, dans l'article « Des mini-réacteurs transportables pour le futur » paru dans le numéro en date du 25/11/2008. http://www.world-nuclear.org/info/inf33.html

Hyperion HPG annonce être en mesure de lancer une première construction à partir de 2013, ce qui est incompatible avec le délai des procédures NRC. Seule une construction sur un site DOE ou DOD permettrait d'échapper à cette contrainte, mais construire un prototype destinée à devenir tête de série, sans la certification NRC, n'aurait pas de sens.
Hyperion a signé en juin 2010 un accord avec Alternate Energy Holding (AEHI) pour la création d'une Joint Venture qui s'occuperait du développement et de la commercialisation de l'HPM. AEHI a été retenu entre autre pour ses contacts en Chine, mais le périmètre du partenariat ne semble pas encore vraiment défini.

Le coût annoncé par HPG pour un module est de 50 millions USD.

2.4. Autres designs de SMR en développement de type avancé

Plusieurs projets en développement de designs de SMR à des stades plus ou moins avancés sont aussi évoqués. Leur concrétisation semble, sinon incertaine, tout au moins lointaine.

2.4.1. EM2 de General Atomics

Le réacteur Energy Mutliplier Module (EM2) de GA a été dévoilé publiquement en février 2010. Le design présenté a fait l'objet de 18 mois de travaux et se base sur les études du GT-MHR. Il s'agit d'un réacteur rapide refroidi à l'hélium d'une puissance de 240 MWe (500MWth). L'utilisation d'un cycle de Brayton direct lui permettrait d'atteindre un rendement de 48%. Sa particularité vis-à-vis du GT-MHR est de fonctionner sur des cycles entre rechargements de 30 ans et de pouvoir brûler du combustible usé. Le combustible utilisé est constitué d'une amorce d'Uranium faiblement enrichi, ainsi que d'U238 qui se transforme progressivement en Plutonium. Le réacteur peut être associé à un atelier de recyclage permettant de récupérer les matières fissiles du combustible usé.
La température de sortie du cœur est de 850°C autorisant des applications à la production de chaleur, d'hydrogène ou de biocarburants.
Le réacteur est de type intégré, placé dans une enceinte enterrée. Il serait assemblé sur site à partir de modules construits en usine.

General Atomics annonce une période de développement et de licence de 12 ans.

2.4.2. Travelling Wave Reactor de TerraPower (Intellectual Venture)[19]

TerraPower, filiale d'Intellectual Venture (une start-up qui soutient des projets innovants), a beaucoup fait parler de son projet de réacteur à onde progressive (« candle reactor ») dénommé Travel Wave Reactor (TWR). Même si Intellectual Venture n'a aucune expérience dans le domaine nucléaire, sa filiale TerraPower, dirigée par John Gilleland, ancien vice-président des programmes Energie chez Bechtel, regroupe d'anciens chercheurs des laboratoires nationaux américains. La participation de Bill Gates dans le capital de la start-up a aussi attiré l'attention des médias et de l'industrie nucléaire sur son design de réacteur nucléaire.
Le concept relativement ancien de réacteur à onde progressive est repris sous la forme d'un réacteur rapide, refroidi au Sodium, d'une puissance comprise entre 350 et 500 MWe. Il utilise une charge initiale d'Uranium enrichi pour lancer les réactions de transmutation d'Uranium appauvri en Plutonium à travers la propagation d'une onde de combustion dans le cœur qui permet d'entretenir la réaction. La durée de vie du combustible serait calée sur celle de

[19] http://www.intellectualventures.com/TerraPower.aspx

la centrale, soit 40 à 60 ans. Le réacteur pourrait aussi fonctionner à partir de thorium ou de combustible usé.

Figure 10 : Cœur du TWR de TerraPower

TerraPower a annoncé être en cours de discussions avec Toshiba en vue d'un accord de coopération pour le développement du TWR. Toshiba estime pouvoir appliquer la majeure partie des technologies du 4S au TWR.

2.4.3. ARC-100 d'Advanced Reactor Concepts, LLC[20]

L'Advanced Reactor Concept (ARC) est basé sur le concept et l'expérience du réacteur EBR II, implanté sur le site d'Argonne West, devenu INL. Lui aussi est développé par une entreprise qui rassemble des anciens chercheurs et ingénieurs du réacteur expérimental.
Il s'agit d'un réacteur rapide au Sodium, avec un circuit intermédiaire au Sodium, puis un circuit eau ou CO_2 supercritique. La puissance annoncée est de 100 MWe, avec une version à 50 MWe. Le combustible utilisé est un alliage métallique constitué d'uranium enrichi à moins de 20%. Il est prévu de recycler le combustible, qui est associé à un cycle de rechargement de 20 ans.
Le cœur est intégré et l'enceinte enterrée pour une meilleure sécurité.
Le réacteur est modulaire et les composants peuvent être fabriqués en usine.

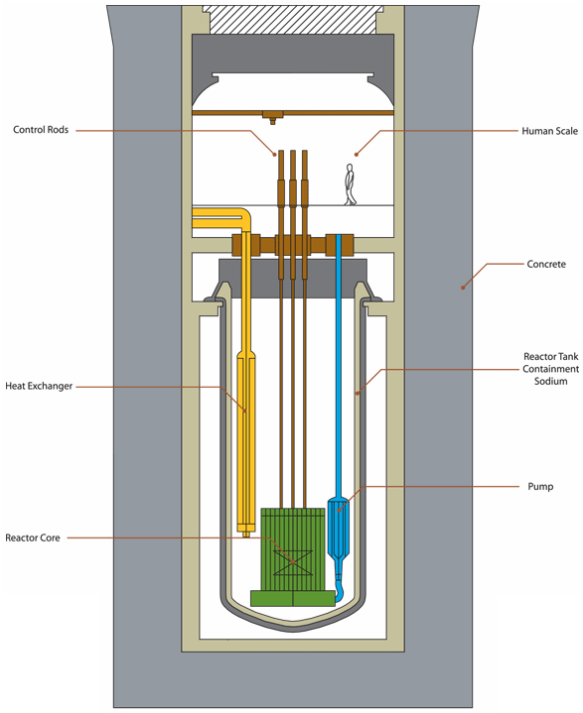


Figure 11 : Cœur de l'ARC-100

2.4.4. Small Secure Transportable Autonomous Reactor (SSTAR) – Lead-Cooled Fast Reactor (LFR)

Le SSTAR est un concept de réacteur développé à l'Argonne National Laboratory en collaboration avec le Los Alamos National Laboratory et le Lawrence Livermore National Laboratory dans le cadre du programme GEN IV. Le projet a fait l'objet d'une étude approfondie en 2006[21].
D'une puissance de 20 MWe (45 MWth), avec la possibilité de monter à 181 MWe (400 MWth), ce réacteur rapide est refroidi au Plomb ou Plomb-Bismuth et utilise un

[20] http://www.advancedreactor.net/

[21] http://nuclear.inl.gov/deliverables/docs/09-30-06_sstar_lfr_level%202_1_rev_02-23-07.pdf

cycle de Brayton au CO_2 supercritique. Le cycle projeté est de 30 ans, avec retour du réacteur en usine pour rechargement. Il utilise un système de sûreté passive et met en avant des arguments de non-prolifération.

2.4.5. « Right Sized Reactor » du Sandia National Lab

Tom Sanders, alors Président de l'American Nuclear Society, a présenté en août 2009[22] le concept du « Right Sized Reactor », développé au Sandia National Laboratory par son équipe de chercheurs. Tom Sanders a déclaré que 85% du design du réacteur avait déjà été réalisé.
Il s'agit d'un réacteur rapide au Sodium d'une puissance comprise en 100 et 300 MWth, couplé avec un cycle de Brayton de CO_2 supercritique pour la production d'électricité. Le combustible est de l'Uranium et le réacteur fonctionne en surgénérateur, le cycle visé entre rechargements est de plusieurs dizaines d'années.

2.4.6. GEM*STAR d'ADNA (Accelerator Driven Neutron Applications)

Le concept GEM*STAR (Green Energy Multiplier*Subcritical Technology for Alternative Reactors) est en cours de développement par ADNA (Accelerator Driven Neutron Applications) en partenariat avec le Virginia Tech College of Science.
Il s'agit d'un Accelerator Driven System[23] (ADS), c'est-à-dire un réacteur sous-critique au graphite rendu critique par un faisceau de neutrons supplémentaires accélérés. Ce type de réacteur pourrait utiliser de l'Uranium 238 ou du Thorium 232, ou brûler le combustible irradié (« unused fuel ») ou les déchets des LWR, se passant de besoins en enrichissement et en retraitement. Le combustible est sous forme de sels fondus. La puissance de sortie visée est de 400 MWe.
Le caractère sous critique est mis en avant au plan sûreté.

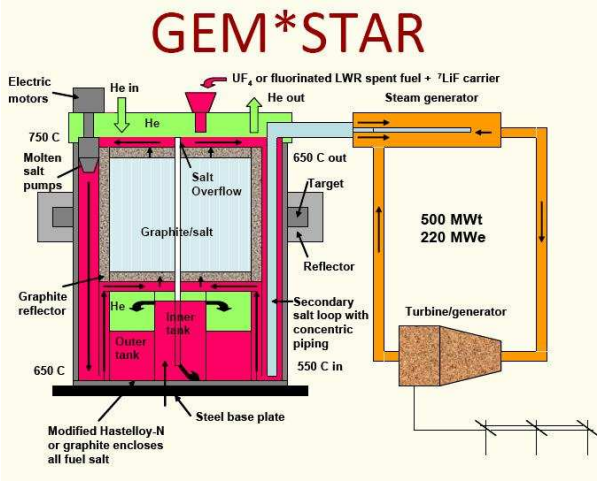


Figure 12 : Schéma du GEM*STAR

L'objectif d'ADNA est de développer une installation de démonstration et une usine pilote de 100 MWe avant un déploiement à plus grande échelle.

3. INTERETS DES SMR

Bien que ne bénéficiant pas des économies d'échelles dont profitent les réacteurs de puissance, les SMR présentent des intérêts certains, que n'ont pas les réacteurs commerciaux de puissance supérieure à 1 000 MW actuellement en projet aux Etats-Unis, et que ne cessent de mettre en avant leurs promoteurs. Ils permettent, en particulier, de répondre aux risques financiers associés aux projets de plusieurs

[22] http://www.sandia.gov/news/resources/news_releases/sandia-team-developing-right-sized-reactor/

[23] Le concept d'ADS est présenté par la WNA à l'adresse suivante : http://www.world-nuclear.org/info/inf35.html. Il a aussi fait l'objet d'un rapport de l'AEN en 2002 : http://www.nea.fr/ndd/reports/2002/nea3109.html

milliards de dollars qualifiés de « bet the firm projects » par les financiers.
Les arguments avancés par les promoteurs des SMR sont à la fois d'ordres économique et stratégique, mais aussi environnemental, de sûreté et de sécurité :

- ***Puissance nominale plus faible et applications spécifiques***

La plus faible capacité des SMR permet à des électriciens de faible taille ou à une région ayant un réseau de transmission limité d'accéder à une production d'énergie nucléaire, ouvrant ainsi de nouveaux marchés. Les applications spécifiques permettent aussi de répondre à des besoins industriels précis.

- ***Coût d'investissement moindre et réduction du risque financier***

Le principal intérêt des petits réacteurs par rapport aux gros réacteurs de 3e génération réside dans le coût d'investissement bien moins important qu'ils représentent. Etant donné leur faible puissance et la taille plus limitée des installations, le coût de construction des SMR peut être en valeur absolue 10 voire 50 fois moins élevé que pour un réacteur de plus de 1 000 MW (cf. partie 5 sur les estimations de coût des SMR). La taille et la moindre complexité de ces équipements réduit leur durée de construction, avec pour conséquence des intérêts intercalaires réduits et un début de retour sur investissement anticipé.

- ***Modularité des SMR***

Flexibilité : la construction en modules groupés de petits réacteurs donne la possibilité au propriétaire de la centrale d'ajuster la puissance à l'origine, et de faire évoluer la capacité de l'unité de production, en fonction de ses besoins. Cette flexibilité peut être intéressante dans un avenir incertain sur l'évolution de la demande énergétique, comme l'a montré l'interruption de plusieurs projets (TVA par exemple) suite à des prévisions de demande revues à la baisse.
Besoins en capitaux moindre : la construction décalée dans le temps des différents modules d'une centrale permet de limiter les besoins en capitaux du projet, puisque les *cash flows* générés par la mise en marche du premier module permettent de réduire la dette nécessaire à la construction des suivants.
Fabrication partielle en usine : la structure en module des composants des SMR fabriqués en usine et assemblés sur la place permet de limiter les opérations sur site plus coûteuses et de mieux maitriser les délais de construction.
Expérience : l'expérience engrangée sur le ou les premiers modules permettrait aussi d'accélérer la réalisation des suivants (« experience curve »).
Standardisation : la possibilité de construction en série des unités et la fabrication en série des modules devraient faciliter la standardisation des modèles de réacteurs ce qui simplifierait l'obtention de licences et offrirait des effets d'économie d'échelle supplémentaires, si ce concept de réacteur devait se développer sur le marché.

- ***Possibilité d'extension des durées de cycles***

Pour une grande partie des modèles de SMR présentés, la durée des cycles de fonctionnement du réacteur est plus longue que pour les centrales existantes, allant de quelques années à 30 ans pour le 4S de Toshiba. Ces cycles de rechargement plus longs assurent un meilleur taux de disponibilité de la centrale. Ils sont rendus possibles, sur les modèles correspondants, par un taux d'enrichissement d'uranium plus élevé (environ 20%) ou par les effets de régénération.

- ***Sûreté améliorée***

Le design de la plupart des SMR se veut simplifié par rapport à celui des REP et REB de 3e génération en projet. Leur niveau de puissance et les conditions de fonctionnement moins pénalisantes permettent de retenir des options de sûreté passive pour le refroidissement du cœur en cas d'accident. Pour certains, la recherche de compacité est obtenue en intégrant le générateur de vapeur dans la cuve primaire, limitant ainsi les risques de fuite, mais compliquant le montage et les possibilités d'intervention.

- ***Non-prolifération et sécurité renforcées***

Les cycles de rechargement plus longs, l'accès limité au cœur dans le cas de réacteurs intégrés et l'enterrement du réacteur, sans être révolutionnaires, sont présentés comme apportant des réponses améliorées aux questions de sécurité et aux préoccupations de prolifération.

- ***Diminution des émissions de CO_2***

La substitution de l'énergie produite par les SMR au pétrole ou au gaz dans le cas d'applications industrielles spécifiques grandes consommatrices d'énergie contribue à réduire les émissions de C02 des activités concernées. Ce facteur est particulièrement pertinent pour le secteur de la pétrochimie par exemple et pourrait se montrer déterminant dans le cas de l'adoption par le Congrès d'une loi sur le contrôle des émissions de CO_2 (Cap and Trade ou taxe carbone).

4. MARCHES CIBLES ET POTENTIELS CLIENTS POUR LES SMR

Les SMR présentés dans la partie 2 ont des caractéristiques relativement variées et ne sont pas tous voués aux mêmes applications. Au vu des avantages présentés précédemment (cf. partie 3), les SMR ont cependant en commun de viser des marchés différents de ceux occupés par les gros réacteurs de 3e génération, jusqu'ici réservés à d'autres sources d'énergie. De fait, leurs promoteurs montrent qu'ils ne souhaitent pas s'affronter trop ouvertement aux acteurs de la production d'électricité de base.

Ainsi, ils représentent pour de nombreux constructeurs nucléaires une opportunité de nouveaux débouchés, voire de niches à conquérir, notamment à la faveur de la structure non uniforme du marché de l'électricité aux Etats-Unis, dans certaines régions où les prix peuvent être exceptionnellement plus élevés que dans le reste du pays. La différenciation des développeurs américains dans la « gamme » nucléaire leur permettrait de plus de favoriser leur développement à l'étranger. Le tableau suivant liste les marchés concernés et les clients potentiels correspondant.

Marchés	Types de SMR les plus adaptés	Utilisateurs potentiels
Production d'électricité en base	LWR	Grandes utilities
		Petites utilities
Production d'électricité en zone retirée	LMFR – LWR	Utilities, communautés
		DOD (bases militaires)
Production d'électricité pour l'industrie	LWR – HTGR – LMFR	Applications industrielles grandes consommatrices d'électricité (Usines d'aluminium…)
Production de chaleur pour l'industrie	HTGR	Industrie chimique, pétrochimique
		Usines de liquéfaction du charbon
		Désalinisation
Production de vapeur pour l'industrie	HTGR	Industrie pétrochimique
		Compagnies pétrolières : extraction de pétrole ou de gaz non conventionnels (sables et schistes bitumineux)

Tableau 2 : Marchés et utilisateurs potentiels des SMR

On pourra compléter ce tableau synthétique par les commentaires suivants:

- ***Marché de la production d'électricité en base***

Le marché historique pour les réacteurs nucléaires reste celui de la production d'électricité en base. La possibilité pour des utilities américaines d'accroître leur puissance installée en fonction de la demande par adjonction de modules SMR apparait intéressante, car elle offre de la souplesse (délais de réaction et taille du step d'incrément). FirstEnergy, TVA et Oglethrope Power, trois importants électriciens exploitants nucléaires, se sont récemment alliés à B&W pour développer la construction du mPower (cf. partie 2). TVA a annoncé qu'il étudiait la possibilité d'installer un mPower sur le site de Clinch River, à proximité du laboratoire national d'Oak Ridge.
Les utilities de petites tailles constituent aussi une cible privilégiée pour les SMR. La National Rural Electric Cooperative Association (NRECA), qui regroupe des coopératives rurales de production et de distribution d'électricité a déclaré lors de Conférence RIC de la NRC en mars 2010 que plusieurs de ses membres étaient intéressés par les SMR.
Un marché spécifique visé par le mPower serait le remplacement de centrales électriques au charbon, dont les puissances sont comprises entre 150 et 250 MW, et qui seraient potentiellement condamnées en cas de mise en place par le Congrès ou l'EPA de taxe ou de plafond d'émission de CO_2. Ce marché représenterait l'équivalent de 66 GW, selon une interview récente du Président de B&W Modular Nuclear Energy.

- ***Marché de la production d'électricité en zone retirée***

L'autonomie énergétique et la réduction des coûts de production d'électricité que peuvent apporter les SMR sont attractives pour des zones isolées, comme l'Alaska ou les îles du Pacifique. La municipalité de Galena en Alaska travaille avec Toshiba depuis 2004 pour la construction d'un réacteur 4S. Le Department of Defense s'est aussi montré intéressé par l'utilisation de petits réacteurs pour l'alimentation de ses bases de l'Alaska ou du Pacifique. Il doit d'ailleurs rendre un rapport sur les avantages des SMR aux Commission « Armed Services » de la Chambre et du Sénat cet été. Les SMR ont été évoqués comme une option sérieuse dans le cadre du développement des sources d'énergies non émettrices de CO_2 de l'île d'Hawaï. Porto Rico est également cité par certains sponsors.

En outre, les SMR peuvent se montrer prometteurs à l'étranger dans des pays émergents où la capacité du réseau de transmission est limitée et qui ont des besoins croissants en moyens de production de base. La Chine a été évoquée par plusieurs développeurs. Cependant, sauf à ce que les Autorités Chinoises décident de s'approprier rapidement une technologie américaine, l'exportation d'un SMR en Chine, ou dans d'autres pays, demanderait vraisemblablement la construction préalable d'un modèle de démonstration aux Etats-Unis, ce qui devrait passer par une certification de la NRC et ne permet donc pas d'envisager cette opération à échéance très proche.

- ***Marché de la production d'électricité pour l'industrie***

Les industries grandes consommatrices d'électricité, comme les usines d'aluminium, pourraient se montrer intéressées par les SMR, dans l'objectif de s'approvisionner de manière fiable avec un prix stable de l'électricité.

- ***Marché de la production de chaleur pour l'industrie***

Certains SMR, et en particulier les HTGR, sont conçus pour être appliqués à des activités industrielles nécessitant de la chaleur, comme la chimie, la pétrochimie, la liquéfaction du charbon, on encore la désalinisation, qui utilisent aujourd'hui du gaz ou du pétrole. Des compagnies pétrolières américaines localisées au Texas se seraient montrées intéressées pour accueillir le prototype de HTGR qui pourrait être construit dans le cadre du programme NGNP.

- ***Marché de la production de vapeur pour l'industrie***

Les SMR et les réacteurs HTGR pourraient aussi trouver des applications compétitives dans la production de vapeur auprès de l'industrie pétrochimique et des compagnies pétrolières. L'extraction de pétroles et de gaz non conventionnels (sables et schistes bitumineux), qui a besoin de grandes quantités de vapeur, pourrait se tourner vers l'énergie nucléaire.

5. STRUCTURE DE FINANCEMENT ET ESTIMATIONS DES COUTS

Les promoteurs des SMR mettent en avant l'avantage financier que pourrait potentiellement posséder les SMR par rapport aux réacteurs de large puissance.

Le modèle de financement INCAS[24] (Integrated Model for the Competitiveness Analysis of Small-medium Sized Reactors) développé par l'Université Polytechnique de Milan pour l'AIEA met en comparaison la construction de 6 EPR et de 16 IRIS. Il conclue que le coût financier de la construction de plusieurs SMR serait moindre que celui de plusieurs réacteurs de large puissance, étant données les économies de nombre (« economies of multiple » et « learning curve »), le délai de réalisation et la possibilité d'autofinancement partielle.

La construction de plusieurs modules échelonnés dans le temps permettrait en effet de réduire le besoin en capital, avec l'arrivée de *cash flows,* dès la mise en marche de la première unité.

Les avantages financiers des SMR seraient ainsi la limitation des risques de construction et des risques financiers, avec pour conséquences, des coûts de prêts moins importants, un besoin de garantie moindre, et au final un moindre impact sur la santé financière de l'entreprise.

Les estimations des coûts de construction des SMR ne sont pas tous accessibles, principalement à cause du faible niveau de développement des designs et des projets sous-jacents, ainsi que des nombreuses incertitudes qui les entourent. TVA est d'ailleurs en train de développer un modèle de *cash flow*, destiné à évaluer le coût financier de la construction de plusieurs modules mPower dans le cadre de son partenariat avec B&W.
Quelques estimations ou déclarations récentes permettent cependant de donner une idée de la fourchette envisagée pour certains modèles (cf. tableau 3).

[24] L'AIEA présente l'étude sur son site : http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/SMR/docs/INCAS-Manual.pdf

Nom	Concepteur	Puissance	Coûts d'investissement *overnight*	Coûts d'exploitation	Source
mPower	B&W	125 MWe	4 000 à 5 500 $/kWe pour 4 modules (500MW)	—	B&W[25], Spiegel[26]
IRIS	mené par Westinghouse	100, 300 ou 335 MWe	1 000 à 1 200 $/kWe pour plusieurs modules	—	WNA[27] (Données non actualisées)
NuScale	NuScale	45 MWe	4 000 $/kWe pour 12 modules (540MW)	6-9 c/kWh	NuScale[28]
4S	Toshiba	10 MWe	2 500 $/kWe	5-7 c/kWh	WNA[29]
HPM	Hyperion	25 MWe	2 000 $/kWe	—	Hyperion

Tableau 3 : Estimations des coûts de construction *overnight* et des coûts d'exploitation de quelques SMR

[25] « Babcock & Wilcox: New Nukes? », Roanoke, http://www.roanoke.com/business/wb/249225
[26] « Small Is Beautiful », Spiegelonline, 09/04/10 : http://www.spiegel.de/international/world/0,1518,687641-2,00.html
[27] WNA, « Advanced Nuclear Power Reactors » : http://www.world-nuclear.org/info/inf08.html
[28] « NuScale Progresses with Small Modular Nuclear Reactors », Blog de Tommy Toy, 29/05/10 : http://tommytoy.vox.com/library/post/nuscale-progresses-with-small-modular-nuclear-reactors.html
[29] WNA, « Small Nuclear Power Reactors » http://www.world-nuclear.org/info/inf33.html

Les coûts du kWe annoncés par les concepteurs de SMR, entre 2 000 et 5 000 $/kWe se situent dans une gamme plutôt basse, en comparaison des coûts annoncés pour les réacteurs de large puissance actuellement en développement (une étude du NEI[30] publiée en février 2010 estime en moyenne le coût *overnight* des nouveaux projets autour de 4 000 $/kWe). A titre de comparaison, les deux ABWR de South Texas Project sont évalués à 10 milliards de dollars, en coût *overnight* (hors coûts financiers), soit 3 700 $/kWe. Les 2 AP1000 de Westinghouse du projet de Turkey Point sont évalués par FPL entre 3 100 et 4 500 $/kWe. Cependant pour les projets de Summer et Levy County qui ont dernièrement réévalué leurs estimations, il semblerait que le coût *overnight* soit plus proche de 5 000 $ kWe.

On notera que les projections de coûts des SMR sont annoncées pour une construction en série de plusieurs modules. De plus, il est fort probable que les estimations données soient plutôt optimistes, au vu de l'avancement des études et sachant que les chiffres ont généralement tendance à être revus à la hausse lorsque les projets prennent corps. Par ailleurs, une comparaison avec les réacteurs de puissance demanderait de prendre en compte les coûts financiers, dont on a dit qu'ils seront plus intéressants pour les SMR, mais aussi les coûts d'exploitation, qui devraient être plus élevés au kWh produit, vu la production plus faible par module ou bien le plus grand nombre de contrôles et d'actionneurs pour une centrale de forte puissance, qui serait constituée de plusieurs modules.

Cependant, si les coûts d'investissement annoncés étaient effectivement confirmés sur les premiers projets, les SMR pourraient venir en concurrence pour ces échelles de puissance avec des projets de nouvelles centrales à charbon dont le coût de construction *overnight* est évalué selon une étude du MIT à environ 2 400 $/kWe[31], qui plus est dans un contexte de probable taxation des émissions de CO_2.

Les incertitudes qui persistent sur le coût des réacteurs sont cependant nombreuses :

- le prix du kW construit (coût de développement et de licence, coût des matériaux et de fabrications des composants, délais éventuels…),
- le coût du capital associé, dans un contexte financier toujours difficile,
- l'impact du processus réglementaire de la NRC sur les délais et les éventuelles modifications de design qui pourraient être exigées.

Il est donc encore trop tôt pour tirer des conclusions sur ces estimations. Seule la poursuite des études et la préparation de contrats de fournitures permettront de faire avancer ce débat. Or, il n'est pas certain que les promoteurs de ces projets investissent suffisamment aujourd'hui pour faire avancer ces dossiers, en comparaison des efforts de lobbying développés par ailleurs. C'est ce que traduit une réaction récente d'un responsable de la NRC disant que ses experts avaient besoin de dossiers concrets et non pas seulement d'arguments de marketing. L'appel à projet du DOE en préparation, qui devrait permettre après sélection de cofinancer le développement de deux projets, devrait y contribuer.

[30] Etude du NEI « The Cost of New Generating Capacity in Perspective » http://www.nei.org/filefolder/The_Cost_of_New_Generating_Capacity_in_Perspective.pdf

[31] Etude du MIT « The Future of Nuclear Power, Update 2009 » http://web.mit.edu/nuclearpower/

6. POLITIQUES ET PROGRAMMES EN FAVEUR DES SMR

Les SMR font l'objet depuis quelques années d'un intérêt croissant, venant à la fois de l'industrie, de l'Administration, et du Congrès :

- Le DOE souhaite intégrer les SMR dans ses programmes de recherche pour soutenir la politique présidentielle en faveur des énergies non carbonées, qui contribuent à la création d'emplois et à la réduction de la dépendance énergétique américaine. Ainsi, le DOE cherche essentiellement à favoriser la R&D et la mise en place de standards américains pour les réacteurs de faible et moyenne puissance.
- Le NEI et l'ANS ont mis en place des groupes de travail sur le sujet, dans le but de coordonner les efforts des industriels, de développer des standards et d'identifier les barrières au développement des SMR.
- Au niveau du Congrès, plusieurs Sénateurs manifestent un intérêt certain pour les SMR, et plusieurs propositions de texte de loi ont été déposées pour accélérer leur déploiement.

6.1. Les programmes du DOE en faveur des SMR

L'Office of Nuclear Energy du DOE a défini un plan d'actions qu'il a publié en avril 2010 qui retient quatre impératifs autour desquels les efforts de recherche vont se concentrer :

1. soutenir la flotte des réacteurs en exploitation
2. favoriser les nouvelles constructions de réacteur
3. favoriser des cycles de combustibles durables
4. comprendre et minimiser les risques de non-prolifération

Le développement des SMR s'intègre aux trois derniers impératifs. A ce titre, l'Office of Nuclear Energy a concrétisé son soutien aux SMR dans la demande budgétaire du DOE[32] pour l'année fiscale 2011 à travers la proposition de lancement du programme « Reactor Concepts Research, Development and Demonstration » doté de 195 M$ (21% de la demande budgétaire DOE/NE qui s'élève à 912 M$)

[32] Demande budgétaire du DOE pour FY2011 : http://www.mbe.doe.gov/budget/11budget/index.htm
Volume 7, Section « Nuclear Energy »: http://www.mbe.doe.gov/budget/11budget/Content/Volume%207.pdf

Programme	Demande budgétaire
Reactor Concepts RD&D	**195 M$**
SMR	39 M$
Advanced Reactor Concepts	22 M$
NGNP	103 M$
Light Water Reactor Sustainability	26 M$
Small Business Innovation Research (SBIR) and Small Business Technology Transfer (STTR)	5 M$

Tableau 4 : Demande budgétaire de l'Office of Nuclear Energy du DOE pour le programme « Reactor Concepts Research »

Le DOE prévoit la mise en place d'un « Office of Advanced Reactor Concepts » doté de 61 M$ (7% du budget NE) en charge à la fois d'un programme « SMR » doté de 39M$ et d'un programme « Advanced Reactor Concepts » (ARC qui correspond à l'ancien programme GEN IV) doté de 22M$.

Le programme « SMR »

Le programme « SMR » a identifié les priorités de son soutien aux designs de réacteurs, en fonction du type de réacteur, de l'échéance de déploiement et de la maturité du design :

1. Les LWR (5-10 ans)

Obtention de licences NRC à court terme,

2. Non-LWR (HTGR) (10 à 15 ans)

Obtention de licence et déploiement dans le futur à travers des partenariats entre l'industrie, les universités et les laboratoires du DOE sur des concepts non LWR,

3. Advanced Reactor Concepts (15 à 25 ans ou plus)

Soutien aux partenariats internationaux développés sous GEN IV sur les concepts avancés de réacteurs.

Les activités potentielles que le DOE pourrait développer dans ce cadre couvrent :

- la sélection d'un ou deux designs de SMR LWR pour un financement de la Design Certification auprès de la NRC,
- le soutien à la R&D menée par les universités et les Laboratoires Nationaux (cofinancée avec un objectif de démonstration de nouvelles technologies),
- le développement d'un cadre réglementaire pour les SMR/ARC avec la NRC, ainsi que de codes et standards avec les industriels américains,
- l'évaluation économique des projets et la mise à disposition de fonds du Loan Guarantee Program.

En vue du lancement du programme, le DOE a organisé les 29 et 30 juin dernier un séminaire ayant pour objectif d'obtenir de la part des concepteurs de SMR les attentes et les besoins en R&D, afin de construire un projet détaillé du programme « SMR ».

Le DOE prévoit en outre d'annoncer un Funding Opportunity Announcement (FOA) en août, pour le financement des coûts de certification d'un ou deux modèles de SMR, même si le budget ne sera pas encore passé, pour des réponses à l'appel d'offre à rendre en octobre, et une attribution des financements prévue en janvier 2011.

Le programme « Advanced Reactor Concepts »

Ce programme recouvre les activités menées dans le cadre du programme GEN IV, notamment sur les réacteurs rapides, de type SFR ou réacteurs à sels fondus, et leur extension à d'autres concepts. Des études sont menées sur le combustible, sur le CO_2 supercritique et sur des matériaux avancés. Elles pourraient bénéficier à ce titre aux

projets de SMR avancés, c'est-à-dire hors PWR.

Le programme « NGNP » (103 M$)

Depuis sa création en 2005, le programme NGNP a déjà bénéficié de 528,4 millions de dollars d'appropriations par le Congrès.

Le coût total du programme (financement gouvernemental et privé) sur la période 2005-2021 est estimé à 4 milliards dollars[33]. Les coûts se répartissent de la manière suivante :

- R&D : 517 M$
- Design : 687 M$
- Licence : 276 M$
- Achats : 1 099 M$
- Construction, démarrage : 842 M$
- Application à la production de chaleur : 210 M$
- Gestion du programme : 279 M$

Les études d'avant projet doivent être rendues fin août au DOE. En septembre, elles seront évaluées par le Nuclear Energy Advisory Committee. Les conclusions du NEAC permettront au Secrétaire à l'Energie de décider du passage ou non à la deuxième phase du programme qui prévoit la finalisation du design en vue d'une demande de DC ou de COL à la NRC (2013), ainsi que de la construction d'un premier modèle (à partir de 2017).

En parallèle, les activités de tests des différents composants et du combustible se poursuivront à l'INL (notamment au sein de l'Advanced Test Reactor) et à l'ORNL. Le DOE complétera aussi l'analyse sur les vides réglementaires de la NRC concernant les réacteurs à gaz et poursuivra la collaboration internationale sur les VHTR dans le cadre du GIF.

Le tableau suivant récapitule les grandes étapes du programme NGNP :

[33] Nucnet 21/04/10 « US Next Generation Project Moves Towards Phase 2 » http://www.ne.doe.gov/pdfFiles/NGNP_Reportto Congress_2010.pdf

Date	Activité	Type
2005-10/01/2011	*Phase 1*	
08/2009	Sélection et validation de la technologie de production d'hydrogène (électrolyse haute température)	Décision
2005-2021	Conduite d'activité de R&D et d'activités de démonstration	Activité
2005-2009	Conduite des activités de design d'un réacteur prototype	Activité
18/09/2009	**Publication de la Funding Opportunity Announcement (FOA) de mise en concurrence de financements pour l'achèvement des designs conceptuels**	**Etape**
16/11/2009	Réception des réponses à la FOA	Etape
30/04/2010	**Attribution des fonds de la FOA aux bénéficiaires**	**Etape**
30/04/2010-30/09/2010	Finalisation du conceptual design	Activité
30/09/2010	Réception des dossiers du conceptual design détaillé	Etape
30/09/2010-15/12/2010	Evaluation par le NEAC	Activité
15/12/2010	Recommandations du NEAC au Secrétaire à l'Energie sur la poursuite du programme	Etape
30/12/2010	Remise du rapport du NEAC au Congrès	Etape
11/01/2011	**Annonce de la décision du Secrétaire à l'Energie sur la poursuite du programme**	**Etape décisionnelle**
11/01/2011 – 2021	*Phase 2*	
15/01/2011-30/09/2011	Processus de sélection du design pour la Phase 2	Activité
30/09/2011	Sélection du design et signature d'un accord pour le partage des coûts de développement et de licence	Etape
30/09/2011-30/09/2013	Préparation de la demande de COL	Activité
01/10/2013	**Dépôt de la demande de COL**	**Etape**
01/10/2013-01/10/2017	Etude de la demande de COL par la NRC	Activité
01/10/2017	**Délivrance de la COL par la NRC**	**Etape**
2017	Démarrage de la construction	Etape
2020-2021	Inspections de la NRC et tests	Activité
2021	**Mise en service du NGNP**	**Etape**

Tableau 5 : Planning du programme NGNP ***(Source : « NGNP, A Report to Congress », avril 2010, DOE/NE)***

6.2. Initiatives politiques : projets de loi au Congrès américain

Deux projets de loi, S.2052[34] et S.2812[35], ont été déposés au sein de la Commission « Energy and Natural Resources » du Sénat à l'automne 2009 respectivement par les Sénateurs Mark Udall (D-CO) et Jeff Bingaman (D-NM).
Le projet de loi S. 2052, intitulé « Nuclear Energy Research Initiative Improvement Act of 2009 », vise à la mise en place d'un programme de recherche sur cinq ans pour diminuer les coûts de développement et de construction des réacteurs nucléaires.
Le projet de loi S. 2812, ou « Nuclear Power 2021 Act », prévoit le lancement de programmes en partenariat avec le secteur privé sur le modèle du programme NP 2010 pour le développement du design de deux SMR, l'un de moins de 50 MWe, l'autre de moins de 300 MWe, avec un objectif de délivrance de COL pour 2021.

Ces projets de loi bénéficient d'un fort soutien de la part de la majorité des Sénateurs de la Commission « Energy and Natural Resources » et sont actuellement en attente de « markup ».
Les mêmes textes ont été introduits à la Chambre des Représentants par Jason Altimore (D-PA) et Joe Barton (R-TX) sous les références H.R. 5163 et H.R. 5164 respectivement, et chacun de ces deux projets de loi est co-sponsorisé par plus de 20 Représentants.

Le Sénateur George Voinovich (R-OH) a par ailleurs dévoilé lors de la conférence du DOE sur les SMR fin juin son projet de loi « Enabling Nuclear Renaissance Act » qui intègre une dotation de 100 millions de dollars par an du programme « SMR » du DOE. Le Sénateur de l'Ohio a aussi insisté sur ses efforts au sein de la Commission des Appropriations pour faire passer 16 millions supplémentaires pour le programme SMR du DOE.

Il est par ailleurs à noter que les SMR suscitent régulièrement un intérêt de la part des Sénateurs au cours d'auditions sur l'énergie nucléaire au sein des Commissions « Energy and Natural Resources » et « Environment and Public Work ».

6.3. Création d'un forum au sein du NEI

Le NEI a lancé en février 2010 un forum sur les SMR en collaboration avec l'Office of Nuclear Energy du DOE qui a réuni l'ensemble des acteurs du secteur nucléaire concernés par les petits réacteurs. L'objectif de cette conférence était de débattre des problèmes que connaissent les SMR dans leur développement et leur déploiement, ainsi que des politiques et des programmes à mettre en œuvre.
Le NEI a de plus mis en place une « task force » sur les petits réacteurs qui travaille sur l'analyse du document SECY-10-0034 de la NRC[36] (cf. partie 7) et rédige pour 2011 un livre blanc sur différents sujets, en collaboration avec l'ANS.

6.4. Le Comité SMR de l'ANS

Tom Sanders avait initié une Commission spéciale rattaché au Président de l'ANS sur les questions relatives aux SMR. La Commission intitulée « ANS President's Committee for
Generic SMR Licensing Issues » recense les difficultés génériques rencontrées dans

[34] Informations et texte disponible à http://www.govtrack.us/congress/bill.xpd?bill=s111-2052
[35] Informations et texte disponible à http://www.govtrack.us/congress/bill.xpd?bill=s111-2812
[36] http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/secys/2010/secy2010-0034/2010-0034scy.html

le développement des SMR. Elle travaille en collaboration avec l'industrie, la NRC, le NEI, le DOE, et le monde académique. La commission s'est fixé pour objectif la rédaction d'un livre blanc pour le second semestre 2010, en formant trois groupes de travail autour de sujets prioritaires :

- Licensing Framework
- Licensing Applications
- Licensing Design and Manufacturing

6.5. Programme de l'Electric Power Research Institute (EPRI)

L'EPRI a pour vocation de mener des programmes de R&D en commun entre le milieu universitaire et industriel, principalement financés par les électriciens américains.
Les SMR et le NGNP constituent une partie de ses activités de recherche, notamment au sein du programme « Advanced Nuclear Technology » (ANT). Dans le cadre de ce programme, l'EPRI publie depuis les années 1980 un document, l'Utility Requirements Document (URD)[37], régulièrement remis à jour et qui regroupe les attentes et exigences des électriciens concernant les réacteurs avancés, et parmi eux les SMR. Le cadre établi dans l'URD pour les LWR avancés vise à une amélioration de la sûreté et des coûts, à la prise en compte des problèmes réglementaires et à une standardisation des modèles proposés.

7. La question des licences de la NRC pour les SMR

La question des licences se révèle être un obstacle majeur au déploiement des SMR à court terme. Les SMR présentent en effet des spécificités, en comparaison des autres modèles de réacteurs en cours de certification, qui ne peuvent être traitées dans le cadre des processus de licences actuels (Design Certification, COL selon le *part 50* ou le *part 52*) et en font un véritable défi pour la NRC. Les SMR se caractérisent de plus par la variété des puissances proposées et des technologies employées, et la modularité en termes de fabrication de composants et d'évolution du nombre de réacteurs agrégés.

[37] Page de présentation de l'URD et accès pour les membres de l'EPRI : http://urd.epri.com/

Encadré 1 : Les procédures d'attribution de licence par la NRC pour les réacteurs commerciaux

Le processus de certification des installations nucléaires commerciales de puissance aux Etats-Unis passe par deux étapes :

- l'obtention de la Design Certification (DC) qui valide le design du réacteur considéré. Cette certification est demandée par le concepteur et doit être obtenue avant toute construction du modèle.
- l'obtention des licences de construction et d'exploitation. Deux procédures existent actuellement : la procédure *part 50* et la procédure *part 52*. La procédure *part 50* exige l'obtention d'une licence de construction avant le démarrage des travaux et d'une licence d'exploitation avant la mise en fonctionnement des installations. La procédure *part 52* prévoit la délivrance d'une licence combinée de construction et d'exploitation (COL) qui doit être obtenue avant le démarrage de travaux de construction. En parallèle, un Early Site Permit (ESP) est délivré et peut permettre de réaliser quelques travaux préparatoires avant l'obtention de la COL.

Cette seconde procédure est celle retenue pour les demandes de licence des nouveaux réacteurs en projet (17 sont en cours d'examen par la NRC).

7.1. Etats des projets de demande

Plusieurs développeurs de SMR ont déclaré vouloir déposer dans les années à venir une demande de certification de leur modèle (DC) ou une demande de licence de construction et d'exploitation (COL) pour un modèle prototype (cf. tableau 6).

Entreprise	Modèle	Type de demande	Date de déclaration d'intention	Date de dépôt prévue
B&W	mPower	DC	04/2009	2011-2012
Westinghouse	IRIS	DC	03/2009	S2 2012
NuScale	NuScale	DC	02/2008	S1 2012
PBMR	PBMR	DC	03/2009	S2 2013
GE-Hitachi	PRISM	COL Prototype	03/2010	S1 2012
Toshiba	4S	Design Approval	03/2010	S1 2012
Hyperion Power Generation	HPM	DC ou COL (Design prototype)	—	—

Tableau 6 : Prévision de dépôt de demande de certification auprès de la NRC *(Source : NRC)*

Les SMR de type LWR sont les modèles les plus avancés et ceux qui devraient faire le plus rapidement l'objet d'un dépôt d'une demande de licence. La demande pour le PBMR devait s'inscrire dans le cadre du programme NGNP qui prévoit un dépôt de demande de DC en octobre 2013. Cependant, les problèmes rencontrés par le redimensionnement des équipes sud-africaines, avec pour conséquence le retrait de Westinghouse du programme du DOE, laissent préjuger que cette demande ne

sera pas déposée. En revanche, si le programme DOE se poursuit sur sa seconde phase et que le dossier GA est jugé recevable, GA pourrait déposer une demande pour son modèle MHTGR à cette échéance, à moins que les équipes GA et Westinghouse ne soient incitées à fusionner leur concept préalablement.
Côté GE-Hitachi et Toshiba, la préparation des demandes de licence pourraient prendre plus de temps, et Hyperion, quant à lui, n'a pas encore déclaré formellement auprès de la NRC son intention d'en déposer.

7.2. Organisation et préparation de la NRC

Les déclarations d'intention de licences sont relayées au niveau politique et au niveau des organisations (ANS, NEI,…) et la NRC est ainsi régulièrement interrogée au cours de conférences ou d'auditions au Congrès sur sa capacité à répondre aux futures demandes des concepteurs.
Au sein de la NRC, c'est l'« Office of New Reactors » (NRO) qui est en charge des SMR à travers l'« Advanced Reactor Program ». L'objectif de ce programme est d'établir un cadre réglementaire pour les SMR, qui prenne en compte à la fois les problèmes génériques (vus pour l'ensemble des SMR ou par groupe de technologies) ou spécifiques aux différents modèles (puissance, modularité, applications industrielles…).
L'intérêt pour la NRC de traiter les problèmes au niveau le plus générique possible est de favoriser la standardisation et d'optimiser l'utilisation de ses ressources.

La NRC cherche à se préparer pour les demandes de certification pour le NGNP et pour les premiers SMR de type PWR. A ce titre, elle est déjà en discussion avec NuScale, Westinghouse et B&W. Les SFR font aussi l'objet de premiers échanges pour le 4S de Toshiba et le PRISM de GE-H, en distinguant la partie réacteur ou la partie liée au cycle du combustible. L'autorité de sûreté se prépare aussi, mais de manière plus générale sur les autres designs.

Les premiers objectifs sont d'identifier les problèmes spécifiques aux SMR et les lacunes réglementaires. A ce titre, l'« Office of New Reactors » s'appuie sur l'« Office of Nuclear Regulatory Research » qui est en charge de développer une expertise technique en lien avec le DOE.
Face à la multitude de designs et à leur diversité, la NRC souhaite se faire une idée des projets les plus crédibles, avant de s'engager dans l'étude de nouvelles demandes de Design Certification.

7.3. Problèmes identifiés

Parmi les problèmes identifiés par la NRC pour la certification des SMR, on notera les questions concernant :

- le choix de l'approche réglementaire (entièrement déterministe ou incluant une part probabiliste) et la définition du cadre (existant type *part 50* ou *part 52*, ou à créer);
- les exigences réglementaires sur le design et la sûreté des HTGR et SFR, qui n'ont pas de véritables précédents ;
- la démarche de reconstitution de l'expertise et des équipes sur ces sujets au sein de la NRC ;
- les exigences de préparation aux situations d'urgence pour des réacteurs qui nécessitent moins de personnels et qui bénéficient de dispositions intrinsèques de protection;
- la responsabilité civile et à la possibilité d'intégrer les SMR au Price-Anderson Act, qui régit ces questions pour les réacteurs en exploitation ;
- la possibilité d'obtenir une licence globale pour la construction et l'exploitation de plusieurs modules ;

- la question des installations destinées à la production de chaleur de procédé, où la proximité physique des installations soulève des problèmes de sûreté et de sécurité à combiner ;
- la question des honoraires de la NRC, qui sont jugés trop élevés par les industriels, eu égard au montant des projets ;

7.4. Cadre réglementaire

Il s'avère que le cadre réglementaire existant pour la délivrance de licence pour les réacteurs commerciaux (*part 50* et *part 52*) présente d'une part des exigences incompatibles avec les SMR mais ne couvre pas d'autre part certaines de leurs caractéristiques. La NRC devra donc adapter le cadre existant ou en élaborer un nouveau. Elle préfère une approche partiellement standardisée pour éviter de devoir créer un cadre réglementaire spécifique à l'étude de chaque design, mais ne peut cependant utiliser le processus *part 52* pour la totalité des SMR.
La NRC a ainsi lancé des discussions avec les concepteurs pour identifier quels seraient les points génériques pour un regroupement de DC ou COL selon les designs. Elle a publié en février 2010 un RIS[38] (Regulatory Issue Summaries) sur les petits réacteurs pour encourager les candidats à la certification à transmettre des éléments sur leurs plans à la NRC, puis fin mars 2010, elle publiait une document recensant l'ensemble des questions liées à la certification des SMR (Référence SECY-10-0034)[39].

Pour le NGNP, des éléments ont été établis dans l'EPAct 2005 (exigence d'obtention de licence auprès de la NRC) et une stratégie de licence a été proposée dans le rapport DOE-NRC, présenté au Congrès en août 2008 et intitulé « NGNP Licensing Strategy »[40] : il s'agit d'une approche risk-informed, performance-based suivant une procédure de licence *Part 52*.
Ces préconisations ont été suivies en juin 2009 par un rapport de l'INL intitulé « NGNP Licensing Plan »[41], qui précise comment adapter la procédure *Part 52* actuelle au NGNP.
La NRC a par ailleurs réalisé une première évaluation de la sûreté des « Modular High Temperature Gas Reactors » dans le document Nureg-1338 dans les années 1980, mise à jour depuis lors.

[38] http://adamswebsearch2.nrc.gov/idmws/doccontent.dll?library=PU_ADAMS^PBNTAD01&ID=100600149
[39] http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/secys/2010/secy2010-0034/2010-0034scy.html
[40] http://www.ne.doe.gov/pdfFiles/NGNP_reporttoCongress.pdf
[41] https://inlportal.inl.gov/portal/server.pt/document/45848/ngnp_licensing_plan.pdf

CONCLUSION

L'importance du nombre de projets de SMR aux Etats-Unis, bien qu'à des niveaux de développement variés, marque un réel intérêt des acteurs du secteur nucléaire américain pour cette nouvelle catégorie de réacteurs et contribue à la relance des réflexions et des initiatives en matière de projets nucléaires.

Les incertitudes les concernant restent cependant grandes et de nombreux défis limitent aujourd'hui leur possibilité de déploiement à court terme. Avant que l'on ne puisse confirmer le bienfondé de cet engouement actuel aux Etats-Unis, la question de la rentabilité de l'électricité produite par les SMR devra être démontrée et les questions de réglementation par la NRC, qui ne seront pas sans impact sur les coûts, devront être clarifiées.

A courte échéance, la seule application réaliste d'un SMR (en dehors du cas du NGNP) semble être l'implantation d'un réacteur de production électrique en milieu isolé (base militaire ou zone retirée) où le nucléaire pourrait avoir un avantage spécifique par rapport aux énergies actuellement mises en œuvre. Pour la suite, Babcock & Wilcox, au travers de ses discussions avec TVA et d'autres utilities, peut ouvrir une voie originale dans la substitution des petits réacteurs à des centrales à charbon existantes sous le coup d'une réglementation contraignante des émissions de CO_2.

L'acceptation des SMR pour des applications industrielles ne se fera vraisemblablement pas sans la construction d'un prototype. Dans ce contexte, la décision de poursuivre le programme (NGNP) en vue de la construction d'un réacteur HTGR demandera à être prise (ou infléchie) par le Secrétaire à l'Energie début 2011.

En parallèle, il est vraisemblable que des projets de SMR ne manqueront pas de se développer hors des Etats-Unis, à la faveur des besoins d'électricité croissants des pays émergents et pour mieux tenir compte des capacités de financement de ces pays et d'intégration de leurs réseaux. Les SMR pourraient ainsi constituer un débouché moteur pour les exportations nucléaires américaines. Une certification américaine par la NRC serait alors un atout de poids pour les industriels.

Ainsi, même si les échéances d'apparition des SMR ne sont pas certaines, les retombées potentielles pour le secteur nucléaire américain se dessinent progressivement, à un moment où la filière a un réel besoin de relance et de renouveau, face à la concurrence des industries étrangères.

Par ailleurs, le développement des SMR pourrait aussi s'introduire le moment venu pour des applications en matière de cycle du combustible (notamment avec les réacteurs rapides à métal fondu), sachant que l'administration américaine a rouvert le débat sur sa politique de gestion des déchets avec la « Blue Ribbon Commission ». Ce développement pourrait aussi bénéficier à plus long terme à des projets de propulsion nucléaire dans le domaine civil (PNC).

REFERENCES

Principaux articles de presse :

- « The Big Idea », National Geographic, 15 février 2010, (http://ngm.nationalgeographic.com/big-idea/08/mini-nukes)
- « Small Is Beautiful : Nuclear Industry Pins Hopes on Mini-Reactors », Spiegel Online, 9 avril 2010, (www.spiegel.de/international/world/0,1518,687641,00.html)
- « Downsizing Nuclear Power Plants », IEEE Spectrum, mai 2010 (http://spectrum.ieee.org/energy/nuclear/downsizing-nuclear-power-plants/0)
- « Small Reactors Generate Big Hopes », Rebecca Smith, Wall Street Journal, 18 février 2010 (http://online.wsj.com/article/SB10001424052748703444804575071402124482176.html)
- « America's New Nuclear Option : Small modular reactors will expand the ways we use atomic power », Energy Secretary Steven Chu, Wall Street Journal, 23 mars 2010 (http://online.wsj.com/article/SB10001424052748704231304575092130239999278.html)

Présentations générales sur les SMR :

- WNA, « Small Nuclear Power Reactors » (www.world-nuclear.org/info/inf33.html)
- WNA, « Advanced Nuclear Power Reactors » (www.world-nuclear.org/info/inf08.html)
- Nuclear Energy Office du DOE, « Small Modular Reactors Factsheet », février 2010 (http://nuclear.energy.gov/pdfFiles/factSheets/2011_SMR_Factsheet.pdf)
- NEI Factsheet, « Small Modular Reactors Provide Clean, Safe Power and Industrial Process Heat » (www.nei.org/keyissues/newnuclearplants/factsheets/small-modular-reactors-provide-clean-safe-power)
- NEI, « Small Packages with a Big Future? », Nuclear Energy Insigt, mai 2010 (www.nei.org/resourcesandstats/publicationsandmedia/insight/insightmay2010/small-packages-with-a-big-future)
- CEA, « Les réacteurs nucléaires de faible puissance : historique et perspectives technico-économiques », Lettre de l'I-tésé, Novembre 2009
- AIEA, « Common Technologies and Issues for Small and Medium Sized Reactors » (www.iaea.org/NuclearPower/SMR)
- « New Reactor Designs », U.S. Energy Information Agency, DOE (www.eia.doe.gov/cneaf/nuclear/page/analysis/nucenviss_2.html)

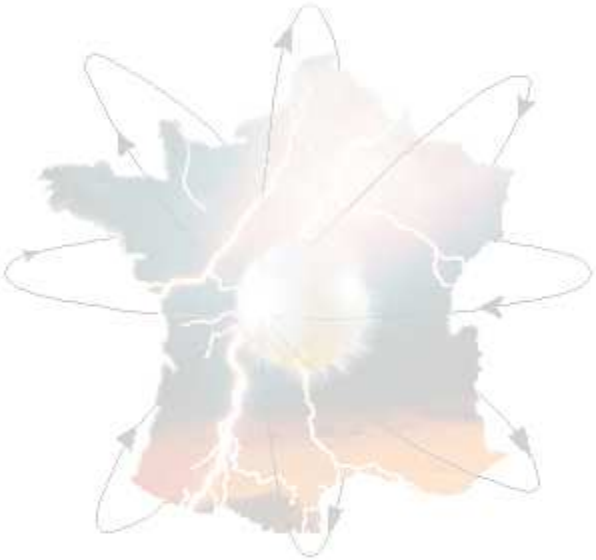
Sur le NGNP :

- Site official du NGNP : www.nextgenerationnuclearplant.com
- Page de l'INL sur le NGNP : https://inlportal.inl.gov/portal/server.pt/community/nuclear_energy/277/next_generation_of_reactors_home

Sur la NRC :

- Présentation des designs avancés : www.nrc.gov/reactors/advanced.html

Remerciements particuliers à Dominique Hittner pour ses commentaires et annotations sur la partie concernant le NGNP.



Pour plus d'informations, veuillez contacter le Service Nucléaire
Email : usnuclear@ambafrance-us.org
Tel: + 1 202 944 6370, Fax: + 1 202 944 6369
Ambassade de France, 4101 Reservoir Road NW, Washington, DC 20007, Etats-Unis