

RAPPORT – ENERGIE NUCLEAIRE

Comparaison des réacteurs nucléaires à neutrons rapides refroidis au sodium (SFR) avec les réacteurs à très haute température (VHTR) et avec les réacteurs actuellement en service en France (REP)

Sommaire

Introduction.....	3
I. Réacteur à eau pressurisée (REP).....	4
1. Présentation	4
2. Fonctionnement	4
3. Rendement, déchets et sureté	6
II. Réacteur rapide refroidi au sodium (SFR).....	7
1. Présentation	7
2. Fonctionnement	7
3. Rendement, déchets et sureté	9
III. Réacteur à très haute température (VHTR)	11
1. Présentation	11
2. Fonctionnement	11
3. Rendement, déchets et sureté	12
IV. Récapitulatif.....	13
V. Conclusion	13

INTRODUCTION

Dans le cadre du module « Énergie nucléaire » à l'Université d'Aix-Marseille, nous avons eu la possibilité de visiter le site du CEA Cadarache.

Ce site abrite de nombreux laboratoires de recherche concernant les réacteurs nucléaires de 4^e génération. Ce rapport a pour but de faire une comparaison de deux d'entre eux avec la génération de réacteur actuellement utilisée en France pour produire de l'électricité.

I. REACTEUR A EAU PRESSURISEE (REP)

1. PRESENTATION

Le réacteur à eau pressurisée ou REP (PWR pour pressurized water reactor en anglais) est la filière de réacteurs nucléaires la plus répandue dans le monde (272 réacteurs). C'est un réacteur de génération 2.

L'appellation réacteur à eau pressurisée est due au fait que de l'eau sous haute pression (environ 150 bar) est utilisée comme modérateur et comme fluide caloporteur.

Il s'agit d'une technologie d'origine américaine développée par Westinghouse, qui signa un accord de licence avec Framatome (Areva) en 1959 ce qui a permis de construire le parc nucléaire français actuel (58 REP). Le premier réacteur à eau pressurisée Français est celui de Chooz A, raccordé au réseau EDF en 1967.

2. FONCTIONNEMENT

Le combustible utilisé dans les REP est le dioxyde d'uranium UO_2 faiblement enrichi : la proportion d'isotope d'uranium 235 fissile est de 3,7 %. Il a donc 96,3 % d'isotope uranium 238.

En France 22 des 58 réacteurs nucléaires REP utilisent du combustible MOX (Mixed OXides en anglais) qui est constitué d'environ 8,5 % de dioxyde de plutonium (PuO_2) et 91,5 % de dioxyde d'uranium appauvri (UO_2). L'intérêt du MOX est la possibilité d'utiliser de l'uranium naturel ou même appauvri, à la place de l'habituel uranium enrichi. L'autre intérêt vient du fait que le plutonium provient de la réaction de l'uranium 238 non fissile dans un réacteur nucléaire.

Le combustible se présente sous la forme de pastilles empilées dans des crayons (longues gaines rigides de 4 m de haut). Les crayons combustibles sont agencés sous forme d'assemblages de 17 par 17 crayons. Selon les modèles de REP, il se trouve entre 120 et 250 assemblages dans la cuve du réacteur.

La fission du combustible au cœur du réacteur dégage de la chaleur qui chauffe l'eau sous pression du circuit primaire. C'est ce fluide caloporteur qui circule au sein des assemblages entre les crayons où se produit la réaction en chaîne.

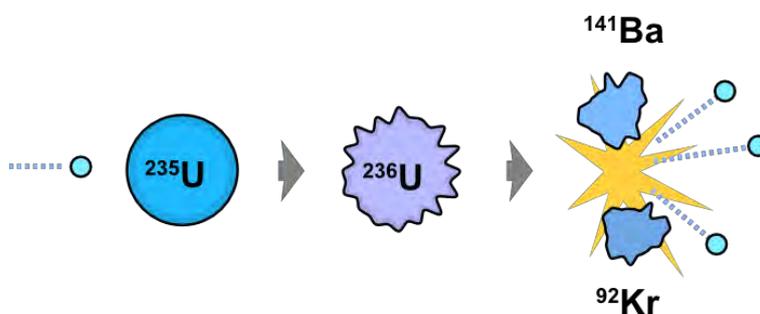


FIGURE 1 - LA FISSION DE L'URANIUM 235 – SOURCE : WIKIPEDIA.ORG

Un échangeur permet de transmettre la chaleur du circuit primaire vers le circuit secondaire sans qu'il n'y ait d'échange de fluide. Cet échangeur joue aussi le rôle de générateur de vapeur, l'eau liquide du circuit secondaire entrant dans cet échangeur est vaporisée par la haute température de l'eau du circuit primaire (environ 330°C).

La vapeur d'eau sortant du générateur de vapeur est ensuite utilisée pour entraîner une turbine reliée à un alternateur produisant de l'électricité.

Un circuit de refroidissement (circuit tertiaire) permet ensuite de condenser la vapeur d'eau du circuit secondaire. Ce circuit de refroidissement est relié, soit à une tour de réfrigération, soit à une source d'eau froide comme un fleuve ou une mer, soit aux deux.

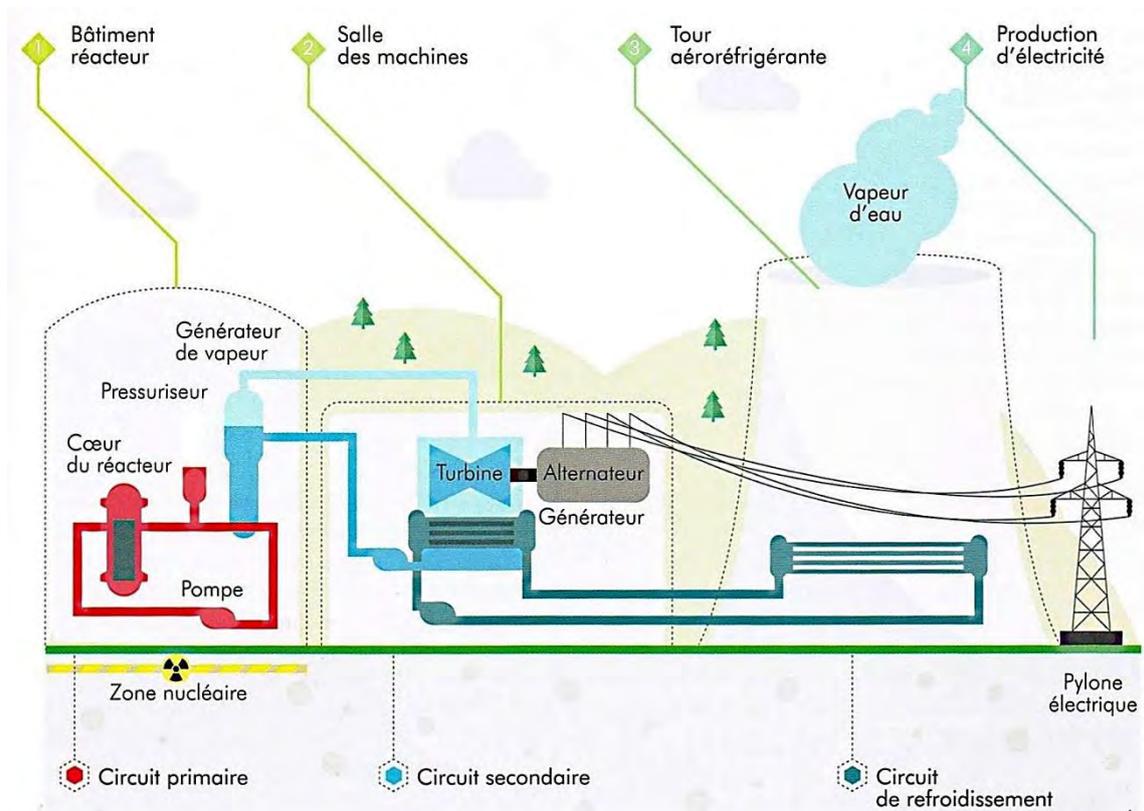


FIGURE 2 - SCHEMA DE PRINCIPE DU REP – SOURCE : ATLAS MONDIAL DU NUCLEAIRE

3. RENDEMENT, DECHETS ET SURETE

Le rendement thermique des REP actuellement en production s'élève à 35 %.

Le combustible usé sortant des centrales REP contient 1 % de plutonium, 95 % d'uranium et 4 % de déchets ultimes. Dans ces 95 % d'uranium, on trouve une proportion d'uranium 235 légèrement supérieur à celle de l'uranium naturel, on peut donc à nouveau l'enrichir au moins une fois.

Les déchets ultimes sont des actinides mineurs qui forment des déchets à haute activité et à vie longue (~100 000 ans). Ils sont coulés dans du verre et stocké dans des puits souterrains.

Un des produits de fission est le plutonium 239, celui-ci peut être recyclé dans du combustible MOX et brûlé dans les REP l'utilisant (22 en France).

Malgré les nombreuses mesures de sécurité, les REP continuent de susciter la peur chez certaines personnes en France. Aucune partie du territoire n'étant distante de plus de 300 km d'une centrale nucléaire.

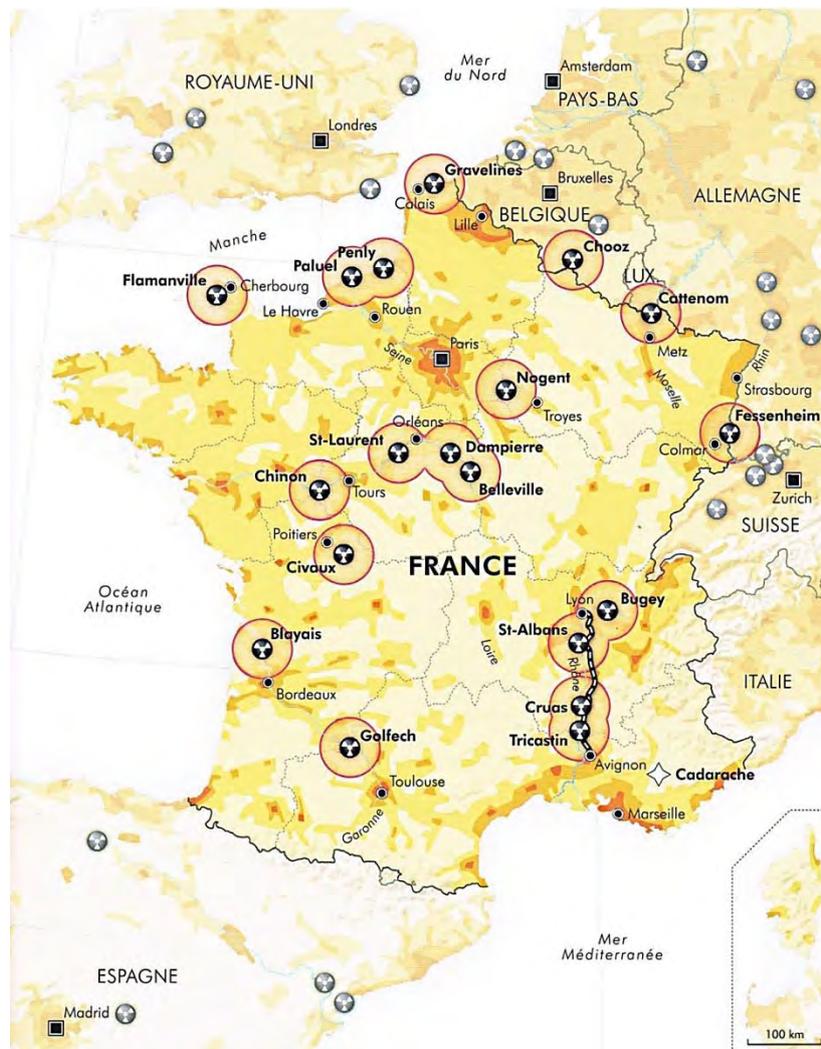


FIGURE 3 - CARTE DU NUCLEAIRE EN FRANCE - SOURCE : ATLAS MONDIAL DU NUCLEAIRE

II. REACTEUR RAPIDE REFROIDI AU SODIUM (SFR)

1. PRESENTATION

Le réacteur à neutrons rapides à caloporteur sodium (SFR pour Sodium-cooled Fast Reactor en anglais, RNR-Na en français) est une filière expérimentale de réacteur à neutrons rapides qui utilise du sodium liquide pour son refroidissement. C'est un réacteur de génération 4.

Le SFR est le projet le plus développé des systèmes de génération 4. Des réacteurs de ce type opèrent ou ont opérés en France (Rapsodie, Phénix et Superphénix), au Japon, en Allemagne, au Royaume-Uni, en Russie et aux Etats-Unis.

Les avancées du SFR par rapport à la génération de réacteur actuellement en production (REP de génération 2) comprennent une amélioration de la sûreté, une meilleure utilisation du combustible et une diminution de la durée de vie des déchets radioactifs.

En France la recherche se déroule par le biais du projet ASTRID (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration). L'objectif est de relancer la filière surgénérateur (capacité d'un réacteur nucléaire à produire plus d'isotopes fissiles qu'il n'en consomme), suite aux réacteurs expérimentaux Rapsodie, Phénix et Superphénix. ASTRID prévoit une puissance électrique de 600MW pour sa mise en service en 2020.

2. FONCTIONNEMENT

Même si la génération 4 n'est pas un bouleversement technologique, le fonctionnement des SFR présente quelques différences par rapport aux REP.

Premièrement le SFR est un réacteur à neutrons rapides, c'est-à-dire qu'il utilise des neutrons qui ne sont pas modérés, par opposition aux neutrons thermiques qui sont modérés par de l'eau dans les REP.

L'intérêt des réacteurs à neutrons rapides est qu'ils peuvent réaliser de la surgénération. Il est possible avec ces réacteurs de produire davantage de noyaux fissiles qu'il n'en est consommé, en transformant de l'uranium 238 en plutonium 239. Avec la surgénération, le combustible devient quasiment inépuisable.

Les neutrons rapides sont capables de fissionner, non seulement les noyaux fissiles habituels mais aussi les actinides mineurs, des noyaux plus lourds que l'uranium qui s'accumulent dans le combustible des réacteurs et constituent des déchets radioactifs gênants. Pour détruire ces actinides, il faut des neutrons rapides.

Le désavantage des neutrons rapides est qu'ils sont difficilement capturés par les noyaux : leur probabilité d'interaction (section efficace), est beaucoup plus faible que celle des neutrons lents. Un combustible riche en éléments fissiles et des flux intenses de neutrons sont nécessaires pour compenser cette faible probabilité d'interagir.

Le choix des neutrons rapides fixe donc des contraintes au niveau du choix du fluide caloporteur. Ne devant pas ralentir les neutrons, ce fluide ne peut être de l'eau comme dans les REP.

En effet ce fluide caloporteur ne doit pas être modérateur, donc avoir une section efficace faible, il doit être facile à pomper, peu corrosif, avoir un bon comportement sous les rayonnements, avoir une large plage d'utilisation à l'état liquide et enfin il doit avoir une conductivité thermique élevée (c'est le fluide caloporteur après tout).

Tous ces critères ont orientés le choix vers le sodium, métal liquide entre 98 et 883 °C. Il est un bon conducteur électrique, ce qui autorise l'utilisation de pompe magnétique pour le faire circuler et possède une grande inertie thermique, ce qui protège le cœur contre la surchauffe et une fusion potentielle. Celui-ci présente tout de même certains inconvénients tels que son opacité (difficulté d'inspection) et sa réactivité chimique avec l'air et l'eau.

Le SFR utilise quatre circuits bien séparés, un de plus que le REP : un circuit primaire rempli de sodium liquide qui permet d'extraire la chaleur du cœur du réacteur. Un circuit secondaire, isolé du premier par un échangeur, et dont le rôle est d'amener la chaleur à un générateur de vapeur, encore à l'aide de sodium liquide. Un troisième circuit, cette fois rempli d'eau, dans lequel se forme de la vapeur entraînant ensuite une turbine et un alternateur. Et enfin l'habituel circuit de refroidissement.

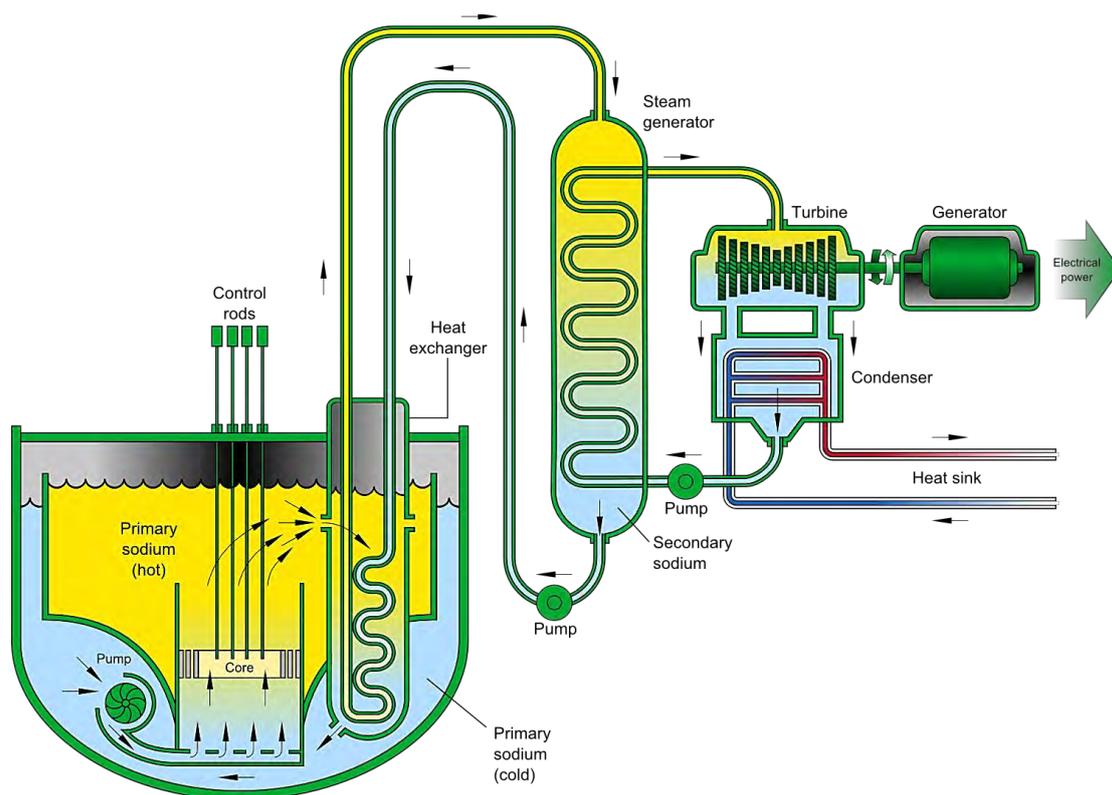


FIGURE 4 - SCHEMA DE PRINCIPE DU SFR - SOURCE : CEA

3. RENDEMENT, DECHETS ET SURETE

Le rendement thermique attendu des SFR comme ASTRID s'élève à 42 %.

Comme indiqué précédemment, la technologie SFR offre de nombreux avantages concernant le combustible : elle permet d'utiliser de manière bien plus efficace la ressource en uranium et de recycler complètement le plutonium. En effet, les REP actuels ne peuvent utiliser comme combustible que la part fissile de l'uranium naturel (uranium 235), soit environ 0,7 % de la ressource. En revanche, les réacteurs à neutrons rapides seraient capables d'utiliser tout type d'uranium, non seulement la part fissile, mais aussi la part fertile (par exemple l'uranium 238, présent à 99,3% dans l'uranium naturel). Ainsi, avec l'uranium appauvri déjà présent sur le territoire français et le plutonium issu du combustible usé des centrales actuelles, les SFR permettraient de produire de l'électricité pendant plusieurs milliers d'années au rythme de la consommation actuelle.

Ces systèmes à neutrons rapides consomment également directement du plutonium dont ils permettent un multi-recyclage. Dans les REP, le recyclage du plutonium est limité à un seul cycle sous forme de combustible MOX.

Le SFR serait aussi à même de transformer les actinides mineurs (américium, neptunium, curium) qui constituent des déchets radioactifs à très longue durée de vie, en éléments à vie plus courte. Cette transformation est appelée la transmutation.

Les déchets se limiteraient alors aux produits de fission de ces actinides mineurs dont le stockage serait plus simple : ils retrouveraient le niveau de radioactivité de l'uranium naturel non plus au bout de plusieurs centaines de milliers d'années comme les actinides mineurs, mais au bout de 300 ans environ.

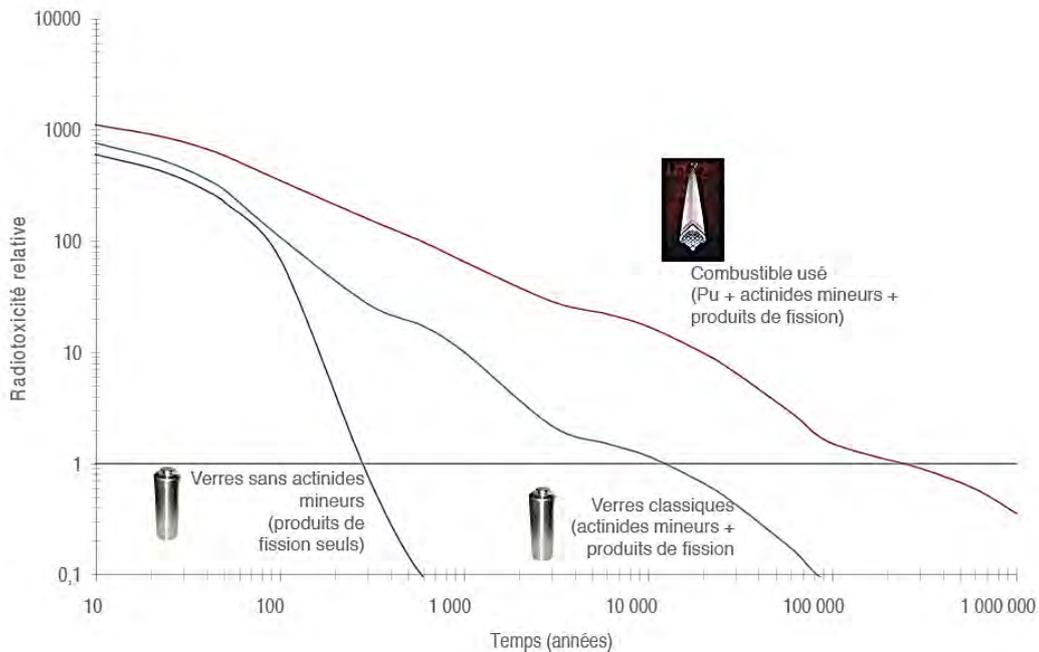


FIGURE 5 - DUREE DE VIE ET RADIOTOXICITE DES DECHETS - SOURCE : CEA

Concernant la sûreté des SFR, de nombreuses innovations sont prévues. Une des innovations majeures consiste en un cœur dit « à faible coefficient de vidange » (CFV). Celui-ci permet d'éviter une hausse de réactivité (et donc de puissance) du cœur en cas de perte de réfrigération

Pour pallier au cas extrême, un récupérateur de corium (cœur fondu) est placé dans la cuve du réacteur en-dessous du cœur pour récupérer le corium en cas de fusion de ce cœur.

Pour éviter toute rencontre entre le sodium et l'air ou l'eau en cas de fuites, de nombreux systèmes de sûreté ont été intégrés dans le réacteur. Aussi, la présence d'un circuit secondaire au sodium totalement étanche du circuit primaire permet une isolation maximale des matières irradiées.

De plus, en remplacement de l'eau-vapeur, un système de conversion d'énergie sodium/gaz est à l'étude. Ce système permettrait d'éliminer tout risque de réaction chimique du sodium avec l'eau. Il a pour inconvénient de faire baisser le rendement global du réacteur à 37,5% (néanmoins supérieur à celui des REP).

Pour finir, la combustion du plutonium dans les réacteurs à neutrons rapides évite l'accroissement des stocks de plutonium, ce qui réduit le risque de prolifération (le plutonium étant utilisé pour l'arme nucléaire).

III. REACTEUR A TRES HAUTE TEMPERATURE (VHTR)

1. PRESENTATION

Le réacteur à très haute température (VHTR pour Very-High-Temperature Reactor en anglais) est une filière expérimentale de réacteur modéré au graphite dont la température peut atteindre 1000 °C pour bénéficier d'un très bon rendement de conversion. Ce type de réacteur est également connu sous le nom de HTGR (High Temperature Gas-cooled Reactor en anglais). C'est un réacteur de génération 4.

Ce concept se présente comme une extension naturelle vers les plus hautes températures de la filière HTR (High Temperature Reactor) dont la conception date de 1947 par les laboratoires Clinton aux Etats-Unis.

2. FONCTIONNEMENT

Le VHTR vise des températures de l'ordre de 800 °C, voire davantage, ce qui conduirait à un excellent rendement (proche de 50 %) dans la conversion de chaleur en électricité et ouvrirait des applications dans l'industrie chimique, notamment la production d'hydrogène.

Le combustible des réacteurs VHTR se présente sous la forme de billes millimétriques (billes TRISO) contenant du dioxyde d'uranium UO_2 faiblement enrichi. Ces billes sont agglomérées dans des barres de combustible de taille similaire à celles des REP.

Le VHTR utilise l'hélium gazeux comme fluide caloporteur, la température en sortie de cuve du réacteur pouvant atteindre jusqu'à 1000 °C. L'avantage est que l'hélium, étant un gaz inerte, ne réagit pas chimiquement, de plus son exposition à un flux de neutron ne le rend pas radioactif.

De par ses très hautes températures, le fluide caloporteur se prête au procédé d'électrolyse à haute température (HTE), celui-ci consiste à décomposer l'eau en oxygène et en dihydrogène H_2 . Un VHTR de 600MW thermiques produirait environ 60 000 t/an d'hydrogène sans émission de gaz à effet de serre. D'autres procédés industriels pourraient utiliser cette haute température comme la fabrication du ciment, du verre, de l'acier ou tout simplement le chauffage urbain.

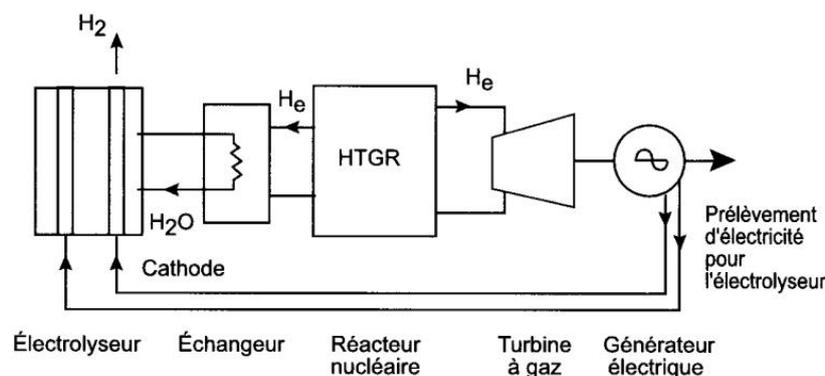


FIGURE 6 - SCHEMA D'UN SYSTEME DE COGENERATION D'ELECTRICITE/HYDROGENE DE VHTR – SOURCE : L'ENERGIE EN 2050

L'architecture interne des VHTR est assez classique, un premier circuit dans lequel circule de l'hélium vient récupérer la chaleur au cœur du réacteur pour ensuite la transmettre à un circuit secondaire par le biais d'un échangeur.

C'est sur ce circuit que peut être placé le système de génération d'hydrogène ainsi qu'un classique générateur de vapeur visant à produire de l'électricité.

Un dernier circuit de réfrigération est placé ensuite afin de condenser la vapeur avant de la réinjecter dans le cycle.

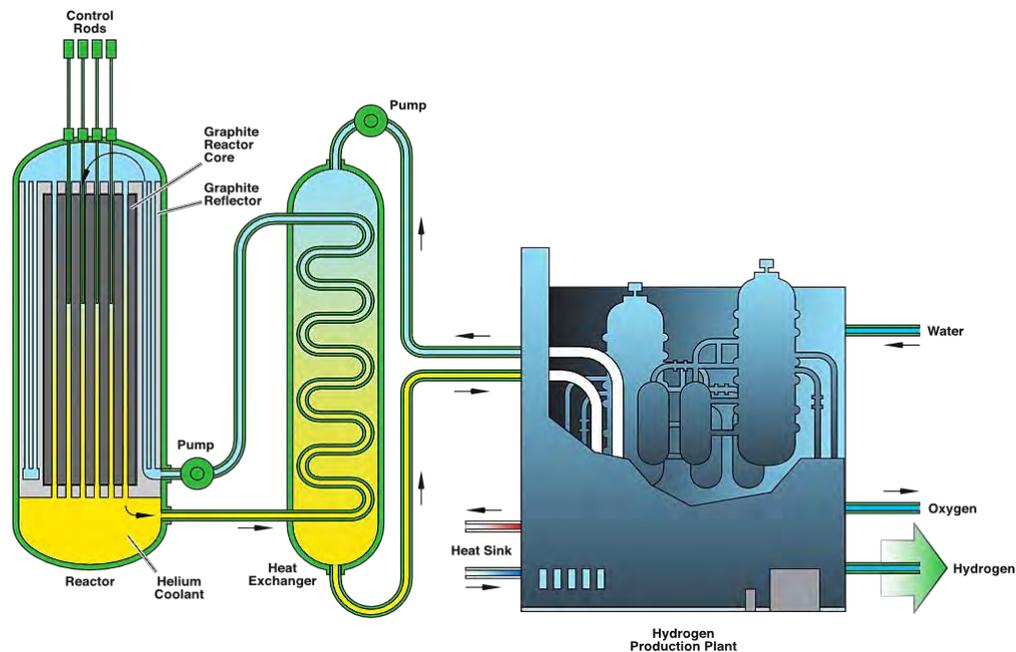


FIGURE 7 - SCHEMA DE PRINCIPE DU VHTR - SOURCE : CEA

3. RENDEMENT, DECHETS ET SURETE

Le rendement des VHTR devrait s'approcher de 50 %.

Les VHTR produisent les mêmes déchets que les REP actuellement en production. Des études cherchent à leur donner la capacité de brûler du plutonium et des mélanges de plutonium avec certains actinides mineurs, cette capacité permettrait une reprise des déchets issus des réacteurs REP.

Le réacteur est sûr de par sa faible puissance volumique ($6,5 \text{ W/cm}^3$) et par la grande quantité de modérateur autour du combustible constituant un réservoir à chaleur, utile en cas de perte de réfrigérant.

Ce type de réacteur va dans le sens de la résistance à la prolifération nucléaire : l'enrichissement de son uranium ne dépasse pas 5 % ce qui rend son utilisation à des fins militaires impossible. D'autre part, il est conditionné dans la particule TRISO ; une bille d'un millimètre de diamètre dont le cœur en uranium est enrobé de plusieurs couches de carbone et de carbure de Silicium. L'uranium doit donc être séparé de ces autres composants avant de pouvoir être utilisé.

IV. RECAPITULATIF

	REP	SFR	VHTR
Neutrons	Lents	Rapides	Lents
Génération	2	4	4
Rendement	35 %	42 %	50 %
Modérateur	Eau	Pas de modérateur	Graphite
Fluide caloporteur	Eau	Sodium	Hélium
Combustibles possibles	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Dioxyde d'uranium faiblement enrichi ▪ MOX 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ uranium-plutonium-actinide mineur-zirconium ▪ MOX 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Dioxyde d'uranium faiblement enrichi (billes TRISO) ▪ MOX
Pilotage	Barres de contrôle et poisons de contrôle	Barres de contrôle Pas d'effet Xénon, ni d'effet Samarium.	Barres de contrôle et poisons de contrôle
Puissance électrique max en sortie	1450 MW	1500 MW	600 MW
Pression circuit primaire (caloporteur)	150 bar	atmosphère	70 bar
Température en sortie du cœur	330 °C	400 à 550 °C	850 à 1000°C

FIGURE 8 - TABLEAU COMPARATIF DES REP, SFR ET VHTR

V. CONCLUSION

Après analyse des nombreux avantages de ces réacteurs, il semblerait que le futur du nucléaire rompra avec la tendance d'aujourd'hui à favoriser une seule et unique filière, mais en fera travailler plusieurs en complémentarité, permettant le meilleur usage possible du combustible tout en répondant à un maximum de besoin.