

# Principes et physique des réacteurs nucléaires

## Enseignants BTS Environnement Nucléaire

[eric.royer@cea.fr](mailto:eric.royer@cea.fr)

CEA Saclay, INSTN/UEINE

Module 1, 09-12 juillet 2012

## Résumé

Ce cours s'intègre dans le premier module de la formation des enseignants au BTS Environnement Nucléaire qui vise à fournir les connaissances générales sur l'énergie nucléaire.

Afin d'expliquer le fonctionnement d'un Réacteur à Eau Pressurisée, plusieurs étapes sont nécessaires :

- positionner l'énergie nucléaire dans le *mix* énergétique mondial,
- expliquer le principe de la réaction en chaîne,
- justifier les conditions de fonctionnement nominal,
- identifier les aspects limitants du dimensionnement et les évolutions possibles du REP.

# Première partie I

## Introduction générale au nucléaire

- 1 Réponse aux besoins énergétiques
- 2 Physique nucléaire et réaction en chaîne
- 3 Principales options de conception

La demande mondiale en énergie est en constante progression, en lien avec l'augmentation de la population et du PIB par habitant.

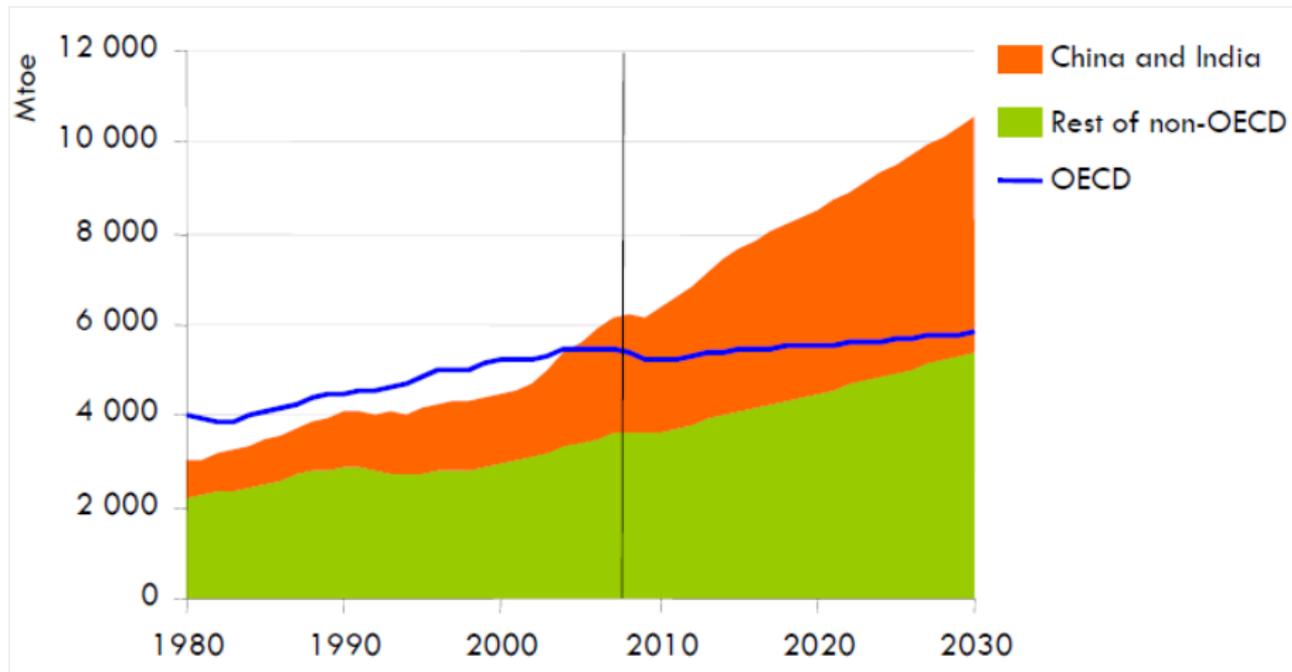


Figure: Evolution de la consommation mondiale en énergie primaire par région [10]

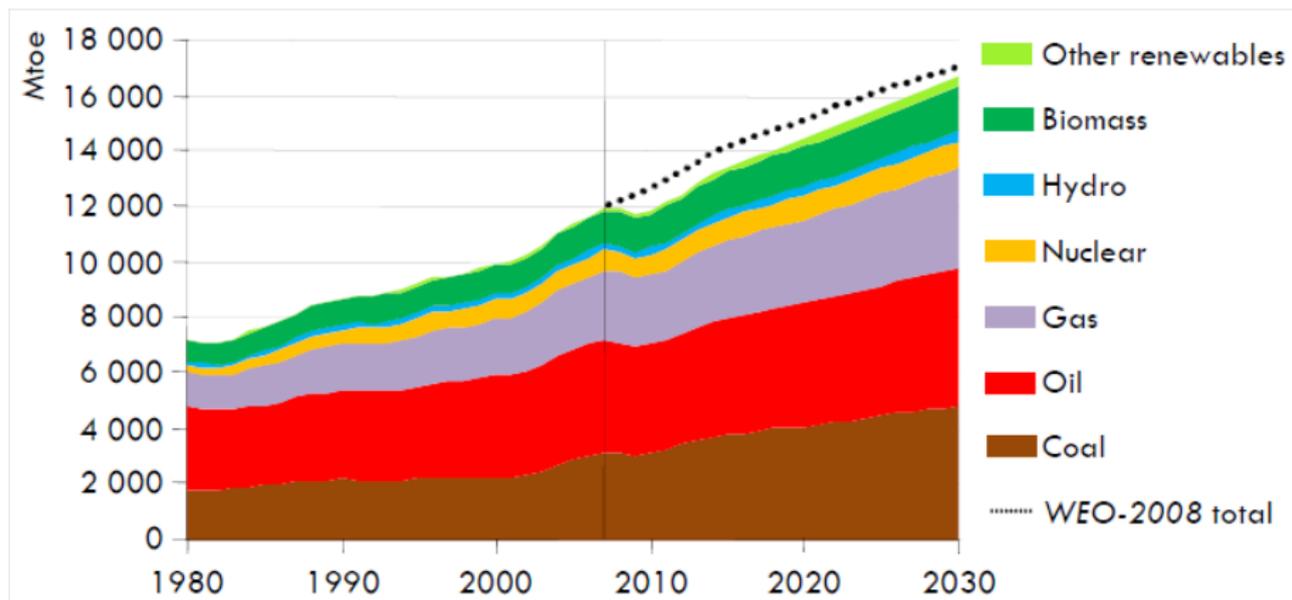


Figure: Evolution de la consommation mondiale en énergie primaire par ressource [10]

Les énergies fossiles assurent la grosse majorité de la production en énergie primaire :

**charbon** première ressource actuelle, plus forte croissance prévue à court et moyen terme,

Les énergies fossiles assurent la grosse majorité de la production en énergie primaire :

- charbon** première ressource actuelle, plus forte croissance prévue à court et moyen terme,
- gaz** croissance soutenue,

Les énergies fossiles assurent la grosse majorité de la production en énergie primaire :

- charbon** première ressource actuelle, plus forte croissance prévue à court et moyen terme,
- gaz** croissance soutenue,
- pétrole** évolution contrastée en fonction des pays, utilisation davantage centrée sur les transports,

Les énergies fossiles assurent la grosse majorité de la production en énergie primaire :

- charbon** première ressource actuelle, plus forte croissance prévue à court et moyen terme,
- gaz** croissance soutenue,
- pétrole** évolution contrastée en fonction des pays, utilisation davantage centrée sur les transports,
- autres** renouvelables et nucléaire permettent de réduire les émissions de CO<sub>2</sub> et de garantir les coûts de production.

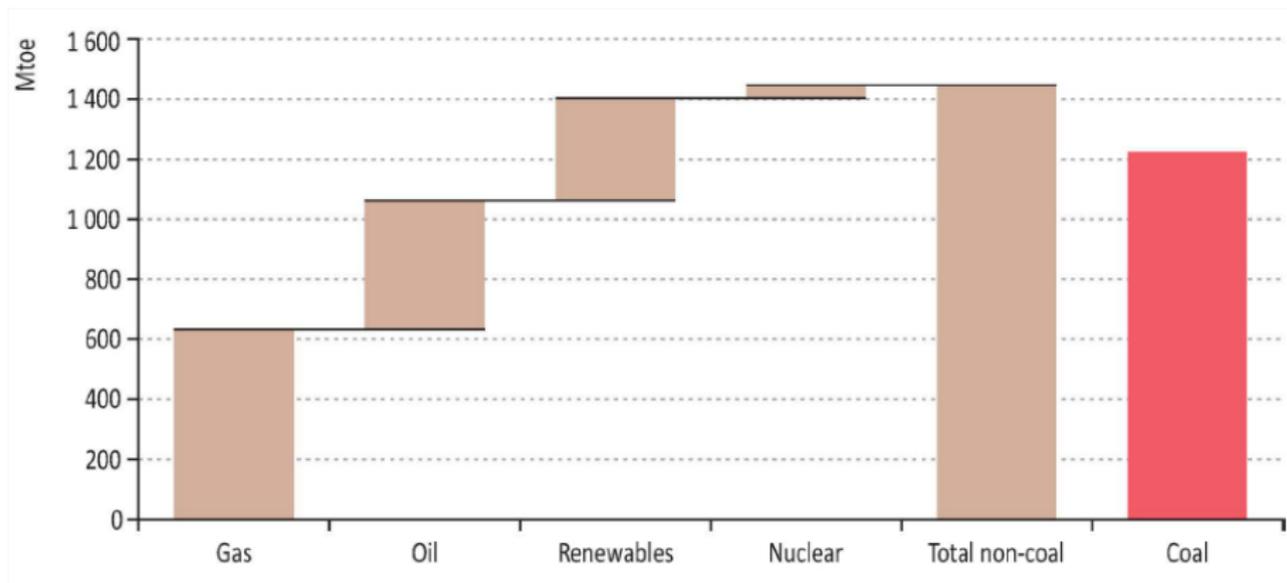


Figure: Répartition de l'augmentation de la consommation mondiale en énergie primaire sur la période 2000-2010 [10]

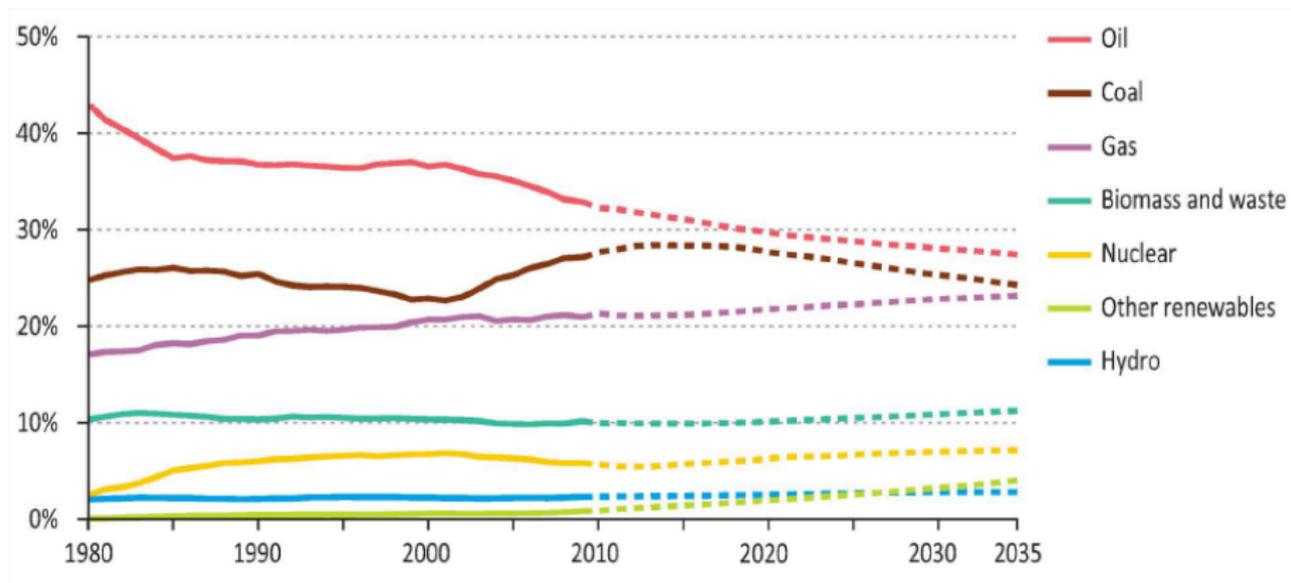


Figure: Evolution de la production mondiale en énergie primaire par ressource [10]

Actuellement la part de l'électricité dans la consommation énergétique mondiale est contrastée en fonction des pays. La moyenne mondiale va progresser : 17% en 2008, 19% en 2015 et 22% en 2030 [11]. Cette progression s'explique par :

- l'accès croissant à l'électricité en Amérique latine et en Asie,
- le remplacement progressif des énergies carbonées.<sup>1</sup>

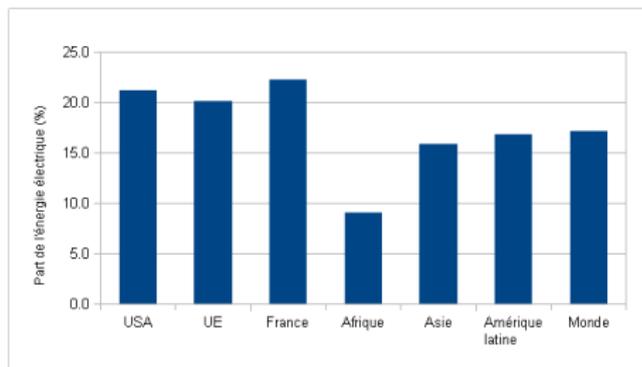


Figure: Part de l'électricité dans la consommation d'énergie

1. En décembre 2008, l'Union Européenne a signé l'engagement des *trois 20* en 2020 : 20% d'énergies renouvelables, 20% de GES en moins, 20% d'efficacité énergétique en plus.

Mis à part le pétrole, tous les moyens de production d'électricité sont en croissance. Les énergies renouvelables et le nucléaire vont contribuer à la moitié des nouveaux moyens de production électriques<sup>2</sup> qui seront installés dans le monde jusqu'en 2035.

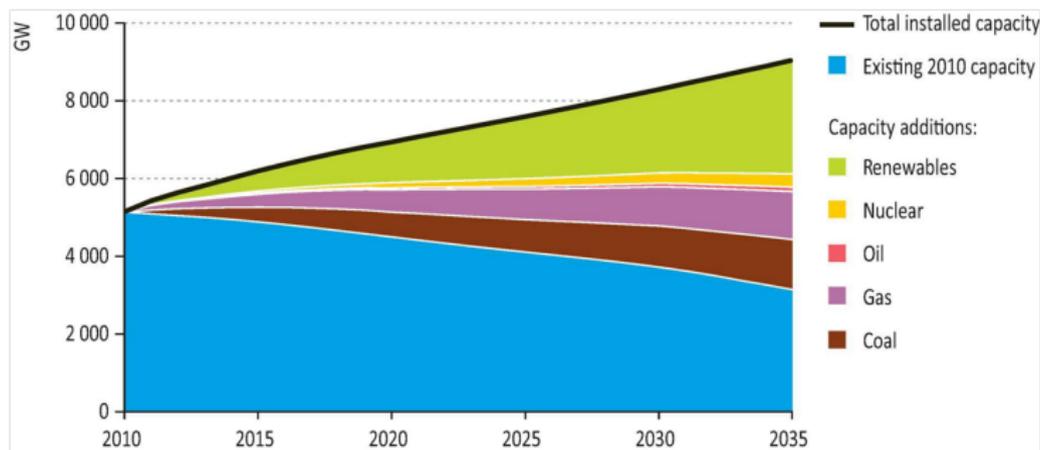


Figure: Renouvellement de la puissance électrique installée mondiale [10]

2. Il faut tenir compte du taux de disponibilité des moyens (différence entre puissance et énergie).

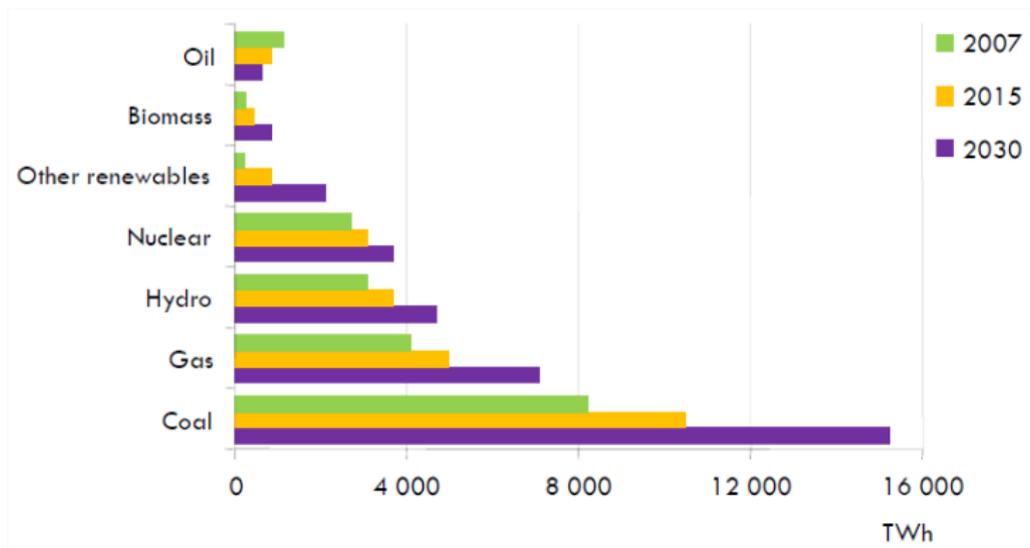


Figure: Répartition de la production électrique mondiale [10]

L'énergie nucléaire présente plusieurs intérêts majeurs dans le contexte économique actuel (tensions sur les matières premières, incertitudes sur le coût du CO<sub>2</sub>...) :

**stabilité** la ressource naturelle (Uranium) ne représente que quelques % des coûts de production,

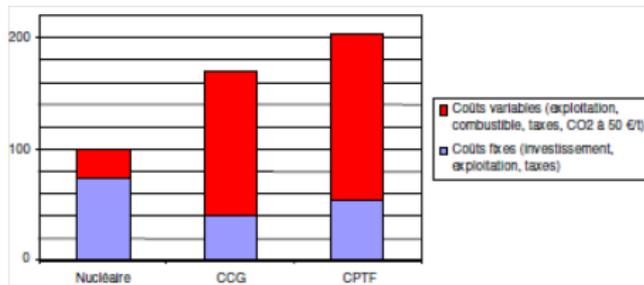


Figure: Projection des coûts de production d'électricité en France en 2020 (Cycle Combiné au Gaz, Charbon Pulvérisé avec Traitement des Fumées) [9]

L'énergie nucléaire présente plusieurs intérêts majeurs dans le contexte économique actuel (tensions sur les matières premières, incertitudes sur le coût du CO<sub>2</sub>...) :

**stabilité** la ressource naturelle (Uranium) ne représente que quelques % des coûts de production,

**géopolitique** les ressources naturelles en Uranium sont bien réparties,

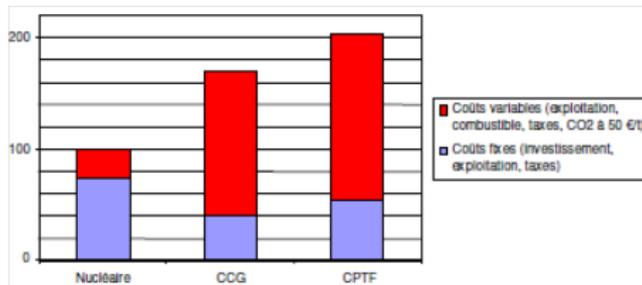


Figure: Projection des coûts de production d'électricité en France en 2020 (Cycle Combiné au Gaz, Charbon Pulvérisé avec Traitement des Fumées) [9]

L'énergie nucléaire présentent plusieurs intérêts majeurs dans le contexte économique actuel (tensions sur les matières premières, incertitudes sur le coût du CO<sub>2</sub>...) :

**stabilité** la ressource naturelle (Uranium) ne représente que quelques % des coûts de production,

**géopolitique** les ressources naturelles en Uranium sont bien réparties,

**compétitivité** vis-à-vis des autres moyens de production électrique (gaz en particulier).

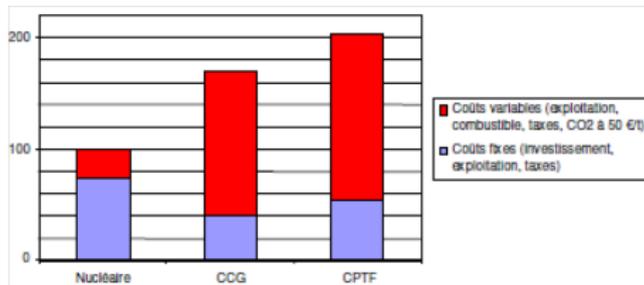


Figure: Projection des coûts de production d'électricité en France en 2020 (Cycle Combiné au Gaz, Charbon Pulvérisé avec Traitement des Fumées) [9]

A titre de comparaison, le prix de l'électricité :

**nucléaire** augmente de 5% maximum si le cours de l'Uranium double,  
**gaz** augmente de 75% si le cours du gaz double.

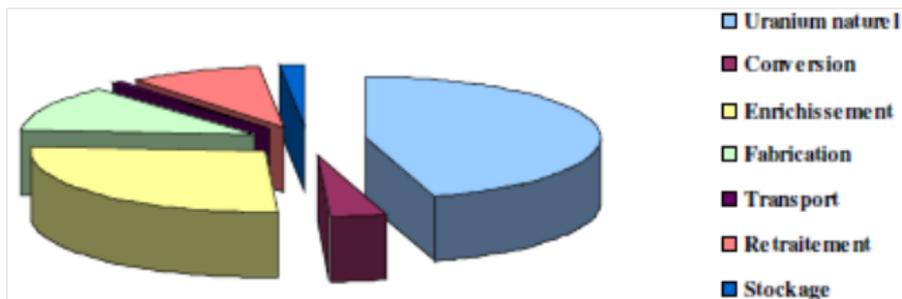


Figure: Décomposition des coûts du combustible nucléaire en France [9]

Le noyau est constitué de  $A$  (nombre de masses) nucléons :

**protons** charge  $+e$ , en quantité  $Z$  (nombre de charges),

**neutrons** neutre, en quantité  $A - Z$ .

L'élément (table de Mendeleïev) et ses propriétés physiques et chimiques sont définis par  $Z$ . Les **isotopes** diffèrent par le nombre de neutrons (donc par  $A$ ) qui influe sur les propriétés nucléaires.

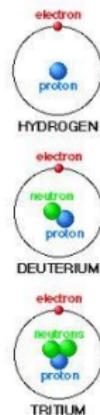


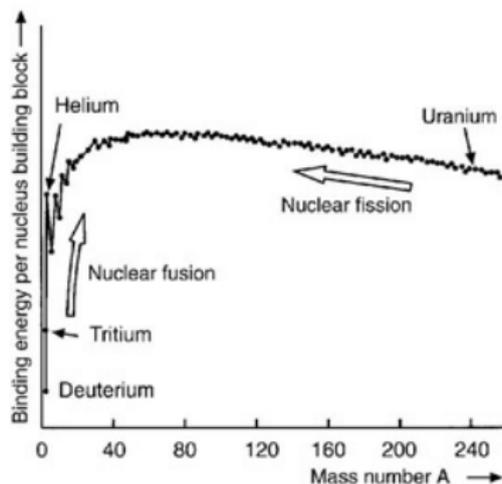
Figure: Isotopes de l'Hydrogène ( $Z = 1$ )

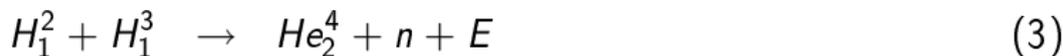
La cohésion nucléaire est assurée par l'interaction entre les nucléons :  
 l'énergie de liaison est équivalente au défaut de masse.

$$E = \Delta m c^2 \quad (1)$$

$$\Delta m = Zm_p + (A - Z)m_n - M(A, Z) \quad (2)$$

L'énergie de liaison par nucléon ( $E/A$ ) présente un maximum vers  $A = 60$  (Fe, Ni, Zn).





$$E \approx 4 \times 7 - 2 \times 1 - 3 \times 3 \approx 17 \text{ MeV} \quad (4)$$

NB : l'énergie libérée par les réactions chimiques (exothermiques) sont de l'ordre de l'électron-Volt.

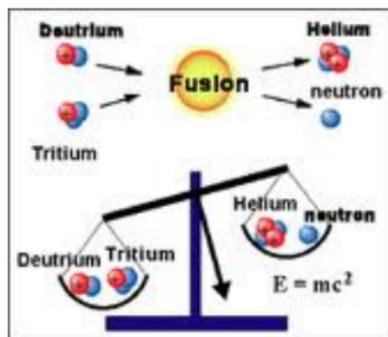
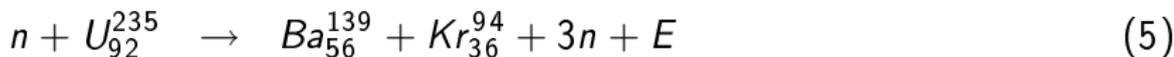


Figure: Réaction de fusion Deuterium-Tritium



$$E \approx 139 \times 8.3 + 94 \times 8.8 - 235 \times 7.6 \approx 195 \text{ MeV} \quad (6)$$

L'énergie cinétique des neutrons libérés est de l'ordre de 2 MeV.

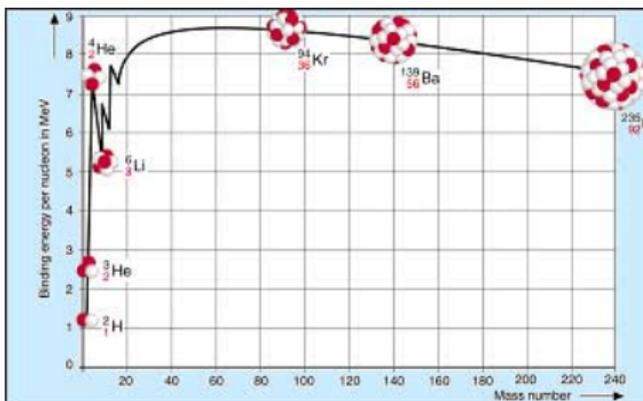


Figure: Réaction de fission de l'Uranium

Les principaux isotopes fissiles sont caractérisés par :

**émission** le nombre moyen de neutrons  $\nu$  libérés par la réaction de fission,

**probabilité** la section efficace  $\sigma$  de la réaction (exprimée en *barn* =  $10^{-24} \text{cm}^2$ ).

Malheureusement la réaction de fission est en compétition avec des absorptions (ou captures) **stériles**. La **réaction en chaîne** peut s'entretenir si le bilan production-absorption est positif.

Les principaux isotopes fissiles sont caractérisés par :

**émission** le nombre moyen de neutrons  $\nu$  libérés par la réaction de fission,

**probabilité** la section efficace  $\sigma$  de la réaction (exprimée en *barn* =  $10^{-24} \text{cm}^2$ ).

Malheureusement la réaction de fission est en compétition avec des absorptions (ou captures) **stériles**. La **réaction en chaîne** peut s'entretenir si le bilan production-absorption est positif.

Remarques pour l'Uranium :

- l'isotope 238 est **fertile** :  $U^{238} + n \rightarrow \dots \rightarrow Pu^{239}$
- l'isotope 235 est très rare dans l'Uranium naturel : 0.7% (et 99.3%  $U_{238}$ ), soit 1/138.

Isotope	Fission		Capture
	$\nu$	$\sigma$ (barn)	$\sigma$ (barn)
$U^{233}$	2.5	525	46
$U^{235}$	2.4	584	99
$U^{238}$			2.7
$Pu^{239}$	2.9	747	270

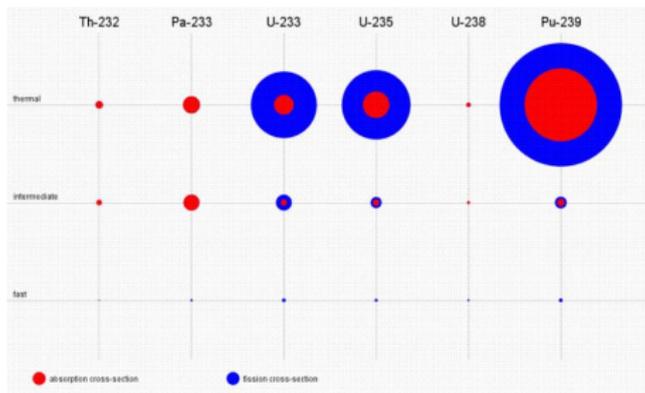


Figure: Sections efficaces relatives des isotopes fissiles ou fertiles

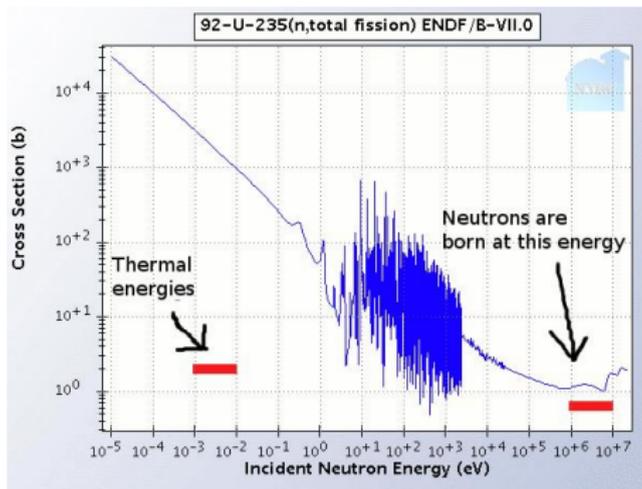


Figure: Section efficace de fission de l'Uranium 235 en fonction de l'énergie du neutron incident

Les neutrons **rapides** ( $E \approx 2 \text{ MeV}$ ) émis par les réactions de fission doivent être ralentis en neutrons **thermiques** ( $E \approx 0.01 \text{ eV}$ ) pour initier de nouvelles réactions de fission.

Les neutrons **rapides** ( $E \approx 2 \text{ MeV}$ ) émis par les réactions de fission doivent être ralentis en neutrons **thermiques** ( $E \approx 0.01 \text{ eV}$ ) pour initier de nouvelles réactions de fission. Le ralentissement se fait par une succession de chocs élastiques sur les noyaux atomiques. Le transfert d'énergie est maximum avec les noyaux légers : Hydrogène, Deutérium, Carbone.

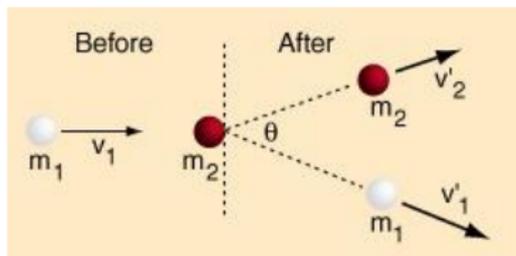


Figure: Diffusion élastique sur une particule immobile

La diffusion est malheureusement en concurrence avec les réactions d'absorption (résonances). Un bon **modérateur** doit donc ralentir vite (peu de chocs) et consommer peu de neutrons.

Noyau	Absorption thermique $\sigma_a$ relative	Nombre de chocs $n$
H	1	15
D	$1.5 \cdot 10^{-3}$	20
C	$10^{-2}$	92
O	$8.5 \cdot 10^{-4}$	121

Les noyaux *instables* contiennent trop d'énergie ou de nucléons. Ils peuvent alors se désintégrer pour atteindre un état plus stable. Cette libération de masse et/ou d'énergie s'accompagne de rayonnements :

alpha émission d'un noyau d'Helium ( $He^4_2$ ),

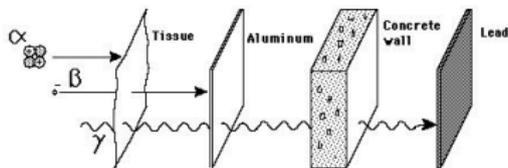


Figure: Interaction rayonnement-matière

Les noyaux *instables* contiennent trop d'énergie ou de nucléons. Ils peuvent alors se désintégrer pour atteindre un état plus stable. Cette libération de masse et/ou d'énergie s'accompagne de rayonnements :

**alpha** émission d'un noyau d'Helium ( $He^4_2$ ),

**beta** transformation d'un neutron en proton avec émission d'un électron ( $\beta^-$ ), ou transformation d'un proton en neutron avec émission d'un positron ( $\beta^+$ ),

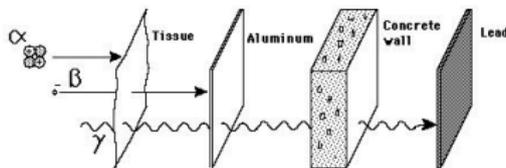


Figure: Interaction rayonnement-matière

Les noyaux *instables* contiennent trop d'énergie ou de nucléons. Ils peuvent alors se désintégrer pour atteindre un état plus stable. Cette libération de masse et/ou d'énergie s'accompagne de rayonnements :

**alpha** émission d'un noyau d'Helium ( $He_2^4$ ),

**beta** transformation d'un neutron en proton avec émission d'un électron ( $\beta^-$ ), ou transformation d'un proton en neutron avec émission d'un positron ( $\beta^+$ ),

**gamma** émission d'une onde électro-magnétique de haute énergie.

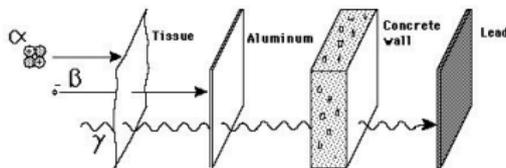


Figure: Interaction rayonnement-matière

Les principales conséquences de la radio-activité dans les réacteurs nucléaires sont :

**radio-protection** (et confinement) pour se protéger des effets néfastes sur l'environnement et sur l'homme,

**puissance résiduelle** le combustible nucléaire irradié dégage une puissance thermique importante, même en dehors du réacteur.

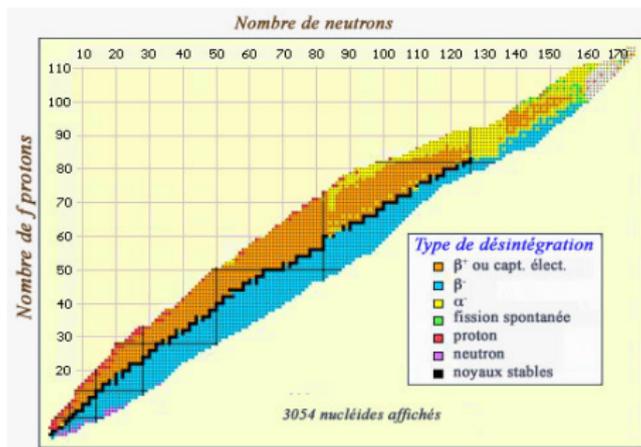


Figure: Cartographie des noyaux radio-actifs

La conception d'un réacteur nucléaire commence par la neutronique et la définition des options principales du cœur :

**combustible** Uranium naturel/enrichi, Plutonium,

La conception d'un réacteur nucléaire commence par la neutronique et la définition des options principales du cœur :

**combustible** Uranium naturel/enrichi, Plutonium,

**modérateur** (si nécessaire) eau légère/lourde, graphite,

La conception d'un réacteur nucléaire commence par la neutronique et la définition des options principales du cœur :

**combustible** Uranium naturel/enrichi, Plutonium,

**modérateur** (si nécessaire) eau légère/lourde, graphite,

**réfrigérant** eau, métal liquide, gaz,

La conception d'un réacteur nucléaire commence par la neutronique et la définition des options principales du cœur :

**combustible** Uranium naturel/enrichi, Plutonium,

**modérateur** (si nécessaire) eau légère/lourde, graphite,

**réfrigérant** eau, métal liquide, gaz,

**contrôle réactivité** barres/croix de contrôle, poisons consommables, bore soluble.

La conception d'un réacteur nucléaire commence par la neutronique et la définition des options principales du cœur :

**combustible** Uranium naturel/enrichi, Plutonium,

**modérateur** (si nécessaire) eau légère/lourde, graphite,

**réfrigérant** eau, métal liquide, gaz,

**contrôle réactivité** barres/croix de contrôle, poisons consommables, bore soluble.

La conception d'un réacteur nucléaire commence par la neutronique et la définition des options principales du cœur :

**combustible** Uranium naturel/enrichi, Plutonium,

**modérateur** (si nécessaire) eau légère/lourde, graphite,

**réfrigérant** eau, métal liquide, gaz,

**contrôle réactivité** barres/croix de contrôle, poisons consommables, bore soluble.

Le choix des matériaux (gainage combustible, structures) est ensuite choisi en fonction de la compatibilité avec les fluides (physico-chimie), l'irradiation (fluence) et les conditions de fonctionnement (température, pression).

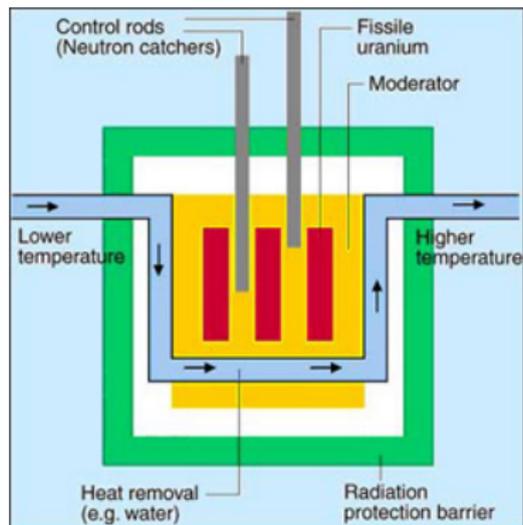


Figure: Principe de fonctionnement du cœur

La seconde étape concerne le(s) système(s) de refroidissement :

**cycle direct** (e.g. REB) même circuit pour le cœur (source chaude), la turbine (production électrique) et le condenseur (source froide),

La seconde étape concerne le(s) système(s) de refroidissement :

**cycle direct** (e.g. REB) même circuit pour le cœur (source chaude), la turbine (production électrique) et le condenseur (source froide),

**cycle indirect** (e.g. REP, RNR) circuits différents pour refroidir le cœur (îlot nucléaire) et pour produire l'électricité (partie conventionnelle), barrière physique pour le confinement des matières radioactives.

## Deuxième partie II

# Réacteurs (passé, présent, avenir)

- 4 Histoire et filières de réacteurs
- 5 Réacteur à Eau sous Pression
- 6 Réacteur à Eau Bouillante

Les principales étapes qui ont ouvert la voie au développement de l'industrie nucléaire sont :

1932 découverte du **neutron** par J. Chadwick (prix Nobel de Physique en 1935) qui a répété les expériences du couple Joliot-Curie (prix Nobel de Chimie en 1935).

Les principales étapes qui ont ouvert la voie au développement de l'industrie nucléaire sont :

- 1932 découverte du **neutron** par J. Chadwick (prix Nobel de Physique en 1935) qui a répété les expériences du couple Joliot-Curie (prix Nobel de Chimie en 1935).
- 1934-38 plusieurs équipes (E. Fermi, O. Hahn, Joliot-Curie) travaillent en parallèle sur les réactions nucléaires.

Les principales étapes qui ont ouvert la voie au développement de l'industrie nucléaire sont :

- 1932 découverte du **neutron** par J. Chadwick (prix Nobel de Physique en 1935) qui a répété les expériences du couple Joliot-Curie (prix Nobel de Chimie en 1935).
- 1934-38 plusieurs équipes (E. Fermi, O. Hahn, Joliot-Curie) travaillent en parallèle sur les réactions nucléaires.
- 1938 la réaction de **fission** est mise en évidence par O. Hahn, F. Strassmann, et L. Meitner qui identifient les *produits de fission*.

Les principales étapes qui ont ouvert la voie au développement de l'industrie nucléaire sont :

- 1932 découverte du **neutron** par J. Chadwick (prix Nobel de Physique en 1935) qui a répété les expériences du couple Joliot-Curie (prix Nobel de Chimie en 1935).
- 1934-38 plusieurs équipes (E. Fermi, O. Hahn, Joliot-Curie) travaillent en parallèle sur les réactions nucléaires.
- 1938 la réaction de **fission** est mise en évidence par O. Hahn, F. Strassmann, et L. Meitner qui identifient les *produits de fission*.
- 1942 la **réaction en chaîne** est démontrée par E. Fermi et son équipe à Chicago. La *pile* est constituée d'Uranium naturel (50 t) et de graphite (385 t) (et de barres en Cadmium).

Les principales étapes qui ont ouvert la voie au développement de l'industrie nucléaire sont :

1932 découverte du **neutron** par J. Chadwick (prix Nobel de Physique en 1935) qui a répété les expériences du couple Joliot-Curie (prix Nobel de Chimie en 1935).

1934-38 plusieurs équipes (E. Fermi, O. Hahn, Joliot-Curie) travaillent en parallèle sur les réactions nucléaires.

1938 la réaction de **fission** est mise en évidence par O. Hahn, F. Strassmann, et L. Meitner qui identifient les *produits de fission*.

1942 la **réaction en chaîne** est démontrée par E. Fermi et son équipe à Chicago. La *pile* est constituée d'Uranium naturel (50 t) et de graphite (385 t) (et de barres en Cadmium).

1945 la séparation et la purification des isotopes fissiles permet aux USA de réaliser deux essais nucléaires : *Little Boy* (Uranium) à Hiroshima et *Fat Man* (Plutonium) à Nagasaki.

Les principales étapes qui ont ouvert la voie au développement de l'industrie nucléaire sont :

1932 découverte du **neutron** par J. Chadwick (prix Nobel de Physique en 1935) qui a répété les expériences du couple Joliot-Curie (prix Nobel de Chimie en 1935).

1934-38 plusieurs équipes (E. Fermi, O. Hahn, Joliot-Curie) travaillent en parallèle sur les réactions nucléaires.

1938 la réaction de **fission** est mise en évidence par O. Hahn, F. Strassmann, et L. Meitner qui identifient les *produits de fission*.

1942 la **réaction en chaîne** est démontrée par E. Fermi et son équipe à Chicago. La *pile* est constituée d'Uranium naturel (50 t) et de graphite (385 t) (et de barres en Cadmium).

1945 la séparation et la purification des isotopes fissiles permet aux USA de réaliser deux essais nucléaires : *Little Boy* (Uranium) à Hiroshima et *Fat Man* (Plutonium) à Nagasaki.

1948 divergence de la pile Zoé (Uranium et eau lourde) sous la direction de F. Joliot (CEA, Fontenay aux Roses).

Les premiers réacteurs nucléaires furent développés pour la production militaire de Plutonium. Ensuite des réacteurs furent développés pour la propulsion navale et la production d'électricité :

1953 discours *Atoms for peace* du président Eisenhower aux Nations Unies : *serve the needs rather than the fears of humanity.*

La **première génération** des réacteurs nucléaires est ainsi constituée par des réacteurs utilisant de l'Uranium naturel et dont la puissance reste limitée (200 MW).

Les premiers réacteurs nucléaires furent développés pour la production militaire de Plutonium. Ensuite des réacteurs furent développés pour la propulsion navale et la production d'électricité :

- 1953 discours *Atoms for peace* du président Eisenhower aux Nations Unies : *serve the needs rather than the fears of humanity.*
- 1954 lancement du *Nautilus*, premier sous-marin à propulsion nucléaire (USA).

La **première génération** des réacteurs nucléaires est ainsi constituée par des réacteurs utilisant de l'Uranium naturel et dont la puissance reste limitée (200 MW).

Les premiers réacteurs nucléaires furent développés pour la production militaire de Plutonium. Ensuite des réacteurs furent développés pour la propulsion navale et la production d'électricité :

- 1953 discours *Atoms for peace* du président Eisenhower aux Nations Unies : *serve the needs rather than the fears of humanity.*
- 1954 lancement du *Nautilus*, premier sous-marin à propulsion nucléaire (USA).
- 1954 première connexion au réseau électrique d'un réacteur nucléaire : Obninsk, URSS, 5 MW.

La **première génération** des réacteurs nucléaires est ainsi constituée par des réacteurs utilisant de l'Uranium naturel et dont la puissance reste limitée (200 MW).

Les premiers réacteurs nucléaires furent développés pour la production militaire de Plutonium. Ensuite des réacteurs furent développés pour la propulsion navale et la production d'électricité :

- 1953 discours *Atoms for peace* du président Eisenhower aux Nations Unies : *serve the needs rather than the fears of humanity.*
- 1954 lancement du *Nautilus*, premier sous-marin à propulsion nucléaire (USA).
- 1954 première connexion au réseau électrique d'un réacteur nucléaire : Obninsk, URSS, 5 MW.
- 1956 premier réacteur commercial (et plutonigène) : Calder Hall, Grande Bretagne, 60 MW.

La **première génération** des réacteurs nucléaires est ainsi constituée par des réacteurs utilisant de l'Uranium naturel et dont la puissance reste limitée (200 MW).

Les premiers réacteurs nucléaires furent développés pour la production militaire de Plutonium. Ensuite des réacteurs furent développés pour la propulsion navale et la production d'électricité :

- 1953 discours *Atoms for peace* du président Eisenhower aux Nations Unies : *serve the needs rather than the fears of humanity.*
- 1954 lancement du *Nautilus*, premier sous-marin à propulsion nucléaire (USA).
- 1954 première connexion au réseau électrique d'un réacteur nucléaire : Obninsk, URSS, 5 MW.
- 1956 premier réacteur commercial (et plutonigène) : Calder Hall, Grande Bretagne, 60 MW.
- 1956 mise en service du premier réacteur UNGG : Marcoule, 2 MW.

La **première génération** des réacteurs nucléaires est ainsi constituée par des réacteurs utilisant de l'Uranium naturel et dont la puissance reste limitée (200 MW).

Les premiers réacteurs nucléaires furent développés pour la production militaire de Plutonium. Ensuite des réacteurs furent développés pour la propulsion navale et la production d'électricité :

- 1953 discours *Atoms for peace* du président Eisenhower aux Nations Unies : *serve the needs rather than the fears of humanity.*
- 1954 lancement du *Nautilus*, premier sous-marin à propulsion nucléaire (USA).
- 1954 première connexion au réseau électrique d'un réacteur nucléaire : Obninsk, URSS, 5 MW.
- 1956 premier réacteur commercial (et plutonigène) : Calder Hall, Grande Bretagne, 60 MW.
- 1956 mise en service du premier réacteur UNGG : Marcoule, 2 MW.
- 1957 premier réacteur commercial à eau légère (exclusivement électrogène) : Shippingport, USA, 60 MW.

La **première génération** des réacteurs nucléaires est ainsi constituée par des réacteurs utilisant de l'Uranium naturel et dont la puissance reste limitée (200 MW).

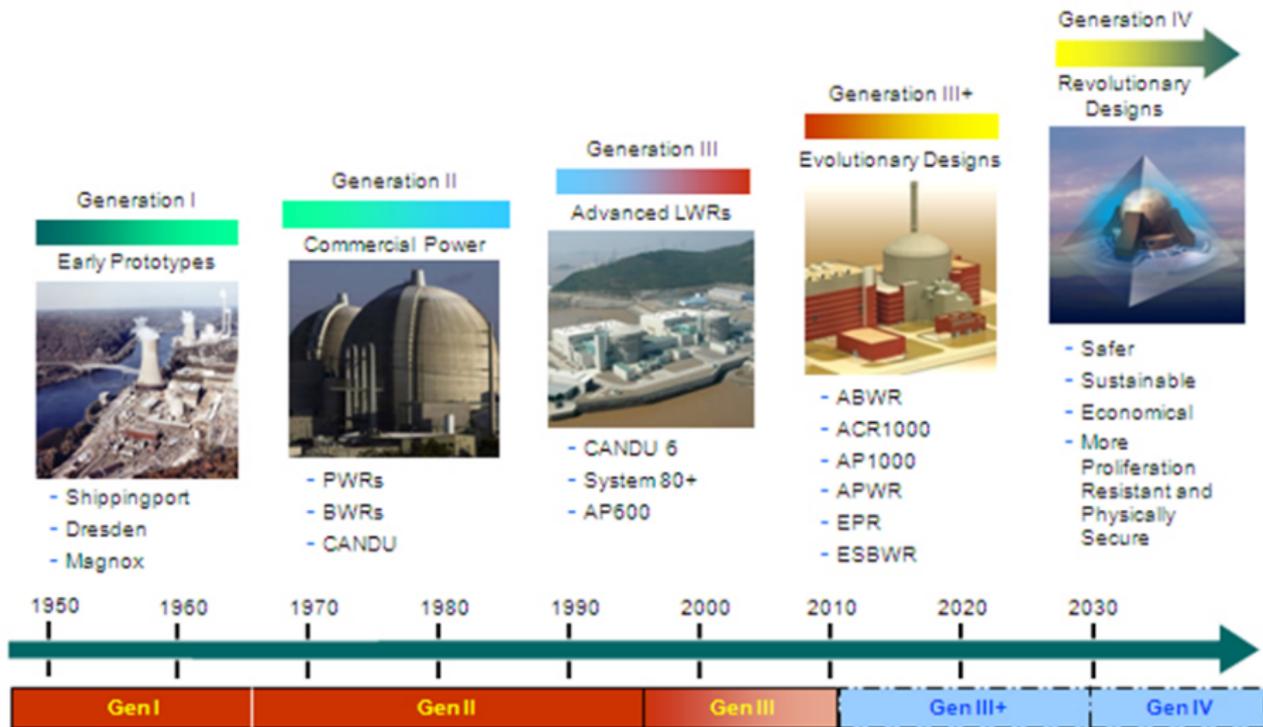


Figure: Générations de réacteurs nucléaires

La **seconde génération** s'est développée essentiellement pendant la période 1970-90 :

**crises pétrolières** réduction de la dépendance énergétique, stabilisation des prix de l'énergie,

La **seconde génération** s'est développée essentiellement pendant la période 1970-90 :

**crises pétrolières** réduction de la dépendance énergétique, stabilisation des prix de l'énergie,

**enrichissement** procédés industriels disponibles à grande échelle,

La **seconde génération** s'est développée essentiellement pendant la période 1970-90 :

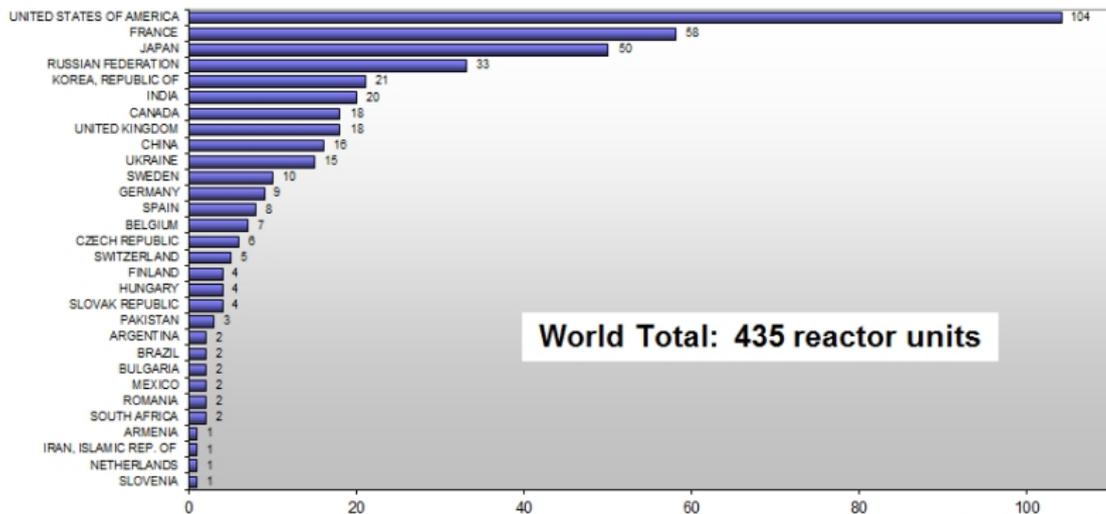
**crises pétrolières** réduction de la dépendance énergétique, stabilisation des prix de l'énergie,

**enrichissement** procédés industriels disponibles à grande échelle,

**REL** parc majoritairement constitué des Réacteurs à Eau sous Pression et des Réacteur à Eau Bouillante.

## Monde entier

## Number of Reactors in Operation Worldwide



Note: Long-term shutdown units (5) are not counted

Figure: Répartition du parc nucléaire par pays (AIEA, 2011)

## France

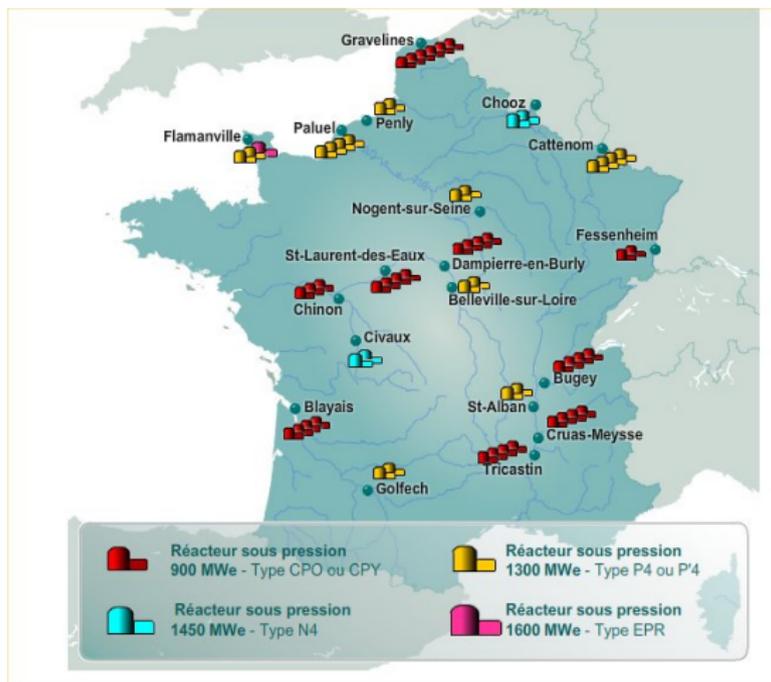


Figure: Répartition géographique des centrales nucléaires en France

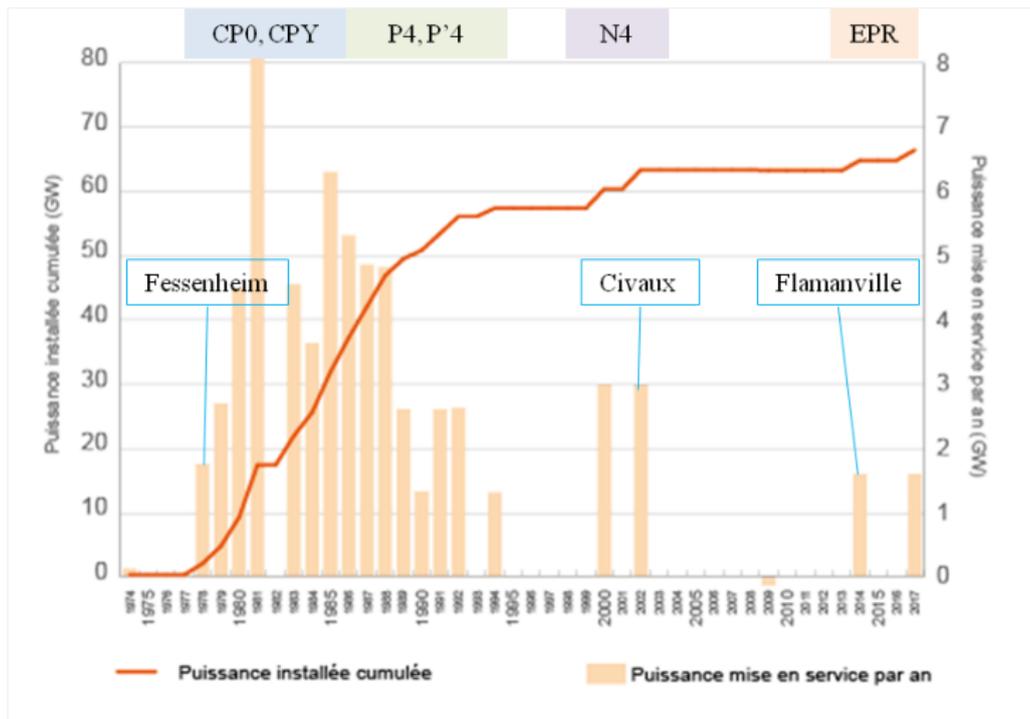


Figure: Construction et mise en service du parc français

# Génération III

Les objectifs de la troisième génération de réacteurs nucléaires sont :

**sûreté** prise en compte des *accidents graves* à la conception (*Beyond Design Basis Accidents* de la génération II). L'accident récent de Fukushima incite à prévenir davantage les situations extrêmes avec fusion du cœur.

## Génération III

Les objectifs de la troisième génération de réacteurs nucléaires sont :

- sûreté** prise en compte des *accidents graves* à la conception (*Beyond Design Basis Accidents* de la génération II). L'accident récent de Fukushima incite à prévenir davantage les situations extrêmes avec fusion du cœur.
- économie** meilleure utilisation du combustible nucléaire, durée de vie accrue (60 ans à la conception), simplification de certains systèmes, meilleure disponibilité (allongement des cycles, réduction des périodes d'arrêt), flexibilité d'exploitation.

Les principaux compétiteurs résultent des évolutions de la technologie des réacteurs de la Génération II :

**PWR** EPR (Areva), AP-1000 (Westinghouse-Toshiba), APR-1400 (KHNP),

**BWR** ABWR (Hitachi-GE), ESBWR (GE), Kerena (Areva).

Les évolutions de l'**EPR** en matière de sûreté sont :

**redondance** quatre trains de systèmes de sauvegarde sont prévus, dans quatre bâtiments indépendants.

**confinement** enceinte de confinement renforcée (agressions internes et externes), avec deux parois en béton et une peau métallique.

**corium** récupérateur du cœur fondu en cas d'accident grave.

**sismique** hauteur réduite des bâtiments, socle anti-sismique renforcé.

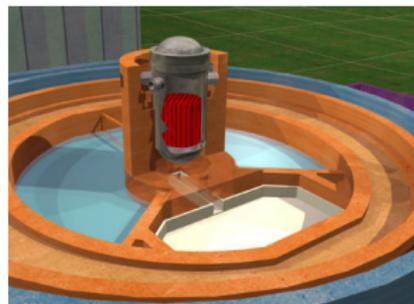


Figure: Récupérateur de corium de l'EPR

## Number of Reactors under Construction Worldwide

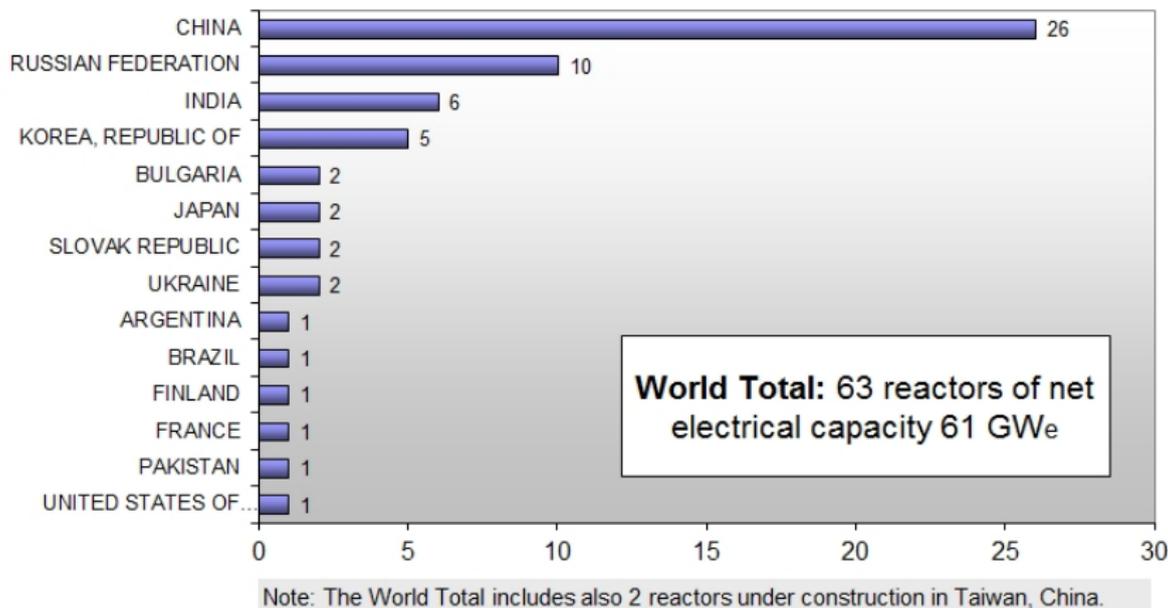


Figure: Réacteurs nucléaires en construction (AIEA, 2011)

## Génération IV

Le Forum International Génération IV a été créé en 2000 afin de fédérer les efforts internationaux pour le développement de réacteurs innovants.



Figure: Les 13 membres du GIF

Les objectifs visés pour ces réacteurs de nouvelle technologie sont :

développement durable pas d'émission de CO<sub>2</sub>, durabilité des ressources combustibles, réduction des déchets radio-actifs, rendement amélioré (utilisation directe de la chaleur),

# Génération IV

Le Forum International Génération IV a été créé en 2000 afin de fédérer les efforts internationaux pour le développement de réacteurs innovants.



Figure: Les 13 membres du GIF

Les objectifs visés pour ces réacteurs de nouvelle technologie sont :

**développement durable** pas d'émission de CO<sub>2</sub>, durabilité des ressources combustibles, réduction des déchets radio-actifs, rendement amélioré (utilisation directe de la chaleur),

**économie** coût de production inférieur aux autres sources d'énergie, risque financier équivalent,

## Génération IV

Le Forum International Génération IV a été créé en 2000 afin de fédérer les efforts internationaux pour le développement de réacteurs innovants.



Figure: Les 13 membres du GIF

Les objectifs visés pour ces réacteurs de nouvelle technologie sont :

**développement durable** pas d'émission de CO<sub>2</sub>, durabilité des ressources combustibles, réduction des déchets radio-actifs, rendement amélioré (utilisation directe de la chaleur),

**économie** coût de production inférieur aux autres sources d'énergie, risque financier équivalent,

**sûreté** niveau de sûreté renforcé (agressions externes et internes),

# Génération IV

Le Forum International Génération IV a été créé en 2000 afin de fédérer les efforts internationaux pour le développement de réacteurs innovants.



Figure: Les 13 membres du GIF

Les objectifs visés pour ces réacteurs de nouvelle technologie sont :

**développement durable** pas d'émission de CO<sub>2</sub>, durabilité des ressources combustibles, réduction des déchets radio-actifs, rendement amélioré (utilisation directe de la chaleur),

**économie** coût de production inférieur aux autres sources d'énergie, risque financier équivalent,

**sûreté** niveau de sûreté renforcé (agressions externes et internes),

**prolifération** utilisation pacifique (pas de détournement militaire).

Six concepts de réacteur sont à l'étude :

**GFR** (Gas-Cooled Fast Reactor) neutrons rapides, caloporteur  
helium,

Six concepts de réacteur sont à l'étude :

**GFR** (Gas-Cooled Fast Reactor) neutrons rapides, caloporteur helium,

**VHTR** (Very-High-Temperature Reactor) modération graphite, caloporteur helium,

Six concepts de réacteur sont à l'étude :

**GFR** (Gas-Cooled Fast Reactor) neutrons rapides, caloporteur helium,

**VHTR** (Very-High-Temperature Reactor) modération graphite, caloporteur helium,

**SCWR** (Supercritical-Water-Cooled Reactor) eau à haute pression et température,

Six concepts de réacteur sont à l'étude :

**GFR** (Gas-Cooled Fast Reactor) neutrons rapides, caloporteur helium,

**VHTR** (Very-High-Temperature Reactor) modération graphite, caloporteur helium,

**SCWR** (Supercritical-Water-Cooled Reactor) eau à haute pression et température,

**SFR** (Sodium-Cooled Fast Reactor) neutrons rapides, caloporteur sodium,

Six concepts de réacteur sont à l'étude :

**GFR** (Gas-Cooled Fast Reactor) neutrons rapides, caloporteur helium,

**VHTR** (Very-High-Temperature Reactor) modération graphite, caloporteur helium,

**SCWR** (Supercritical-Water-Cooled Reactor) eau à haute pression et température,

**SFR** (Sodium-Cooled Fast Reactor) neutrons rapides, caloporteur sodium,

**LFR** (Lead-Cooled Fast Reactor) neutrons rapides, caloporteur plomb ou plomb-bismuth,

Six concepts de réacteur sont à l'étude :

- GFR** (Gas-Cooled Fast Reactor) neutrons rapides, caloporteur helium,
- VHTR** (Very-High-Temperature Reactor) modération graphite, caloporteur helium,
- SCWR** (Supercritical-Water-Cooled Reactor) eau à haute pression et température,
- SFR** (Sodium-Cooled Fast Reactor) neutrons rapides, caloporteur sodium,
- LFR** (Lead-Cooled Fast Reactor) neutrons rapides, caloporteur plomb ou plomb-bismuth,
- MSR** (Molten Salt Reactor) combustible liquide (solution à base de fluorides).

La classification des réacteurs doit considérer plusieurs critères :

**neutronique** spectre rapide ou thermique,

**cycle** conversion d'énergie directe (un seul circuit fluide) ou indirecte (plusieurs circuits),

**modérateur** (si nécessaire) eau lourde, eau légère, carbone,

**caloporteur** eau, métal liquide, gaz,

**combustible** composition, forme (crayons, plaques, sphères. . . ).

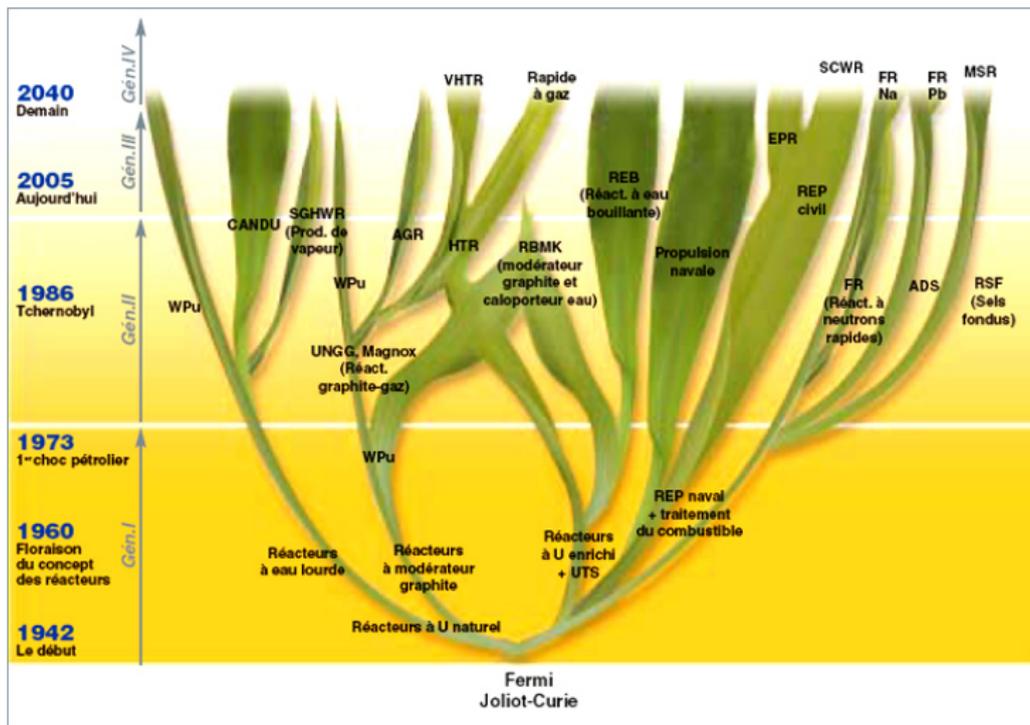


Figure: Classification des réacteurs nucléaires

Le Réacteur à Eau sous Pression (REP) est caractérisé par :  
**cycle indirect** deux circuits séparés pour réfrigérer le cœur et pour  
alimenter les turbines,

Le Réacteur à Eau sous Pression (REP) est caractérisé par :

- cycle indirect** deux circuits séparés pour réfrigérer le cœur et pour alimenter les turbines,
- primaire** haute pression (15.5 MPa), monophasique liquide,

Le Réacteur à Eau sous Pression (REP) est caractérisé par :

**cycle indirect** deux circuits séparés pour réfrigérer le cœur et pour alimenter les turbines,

**primaire** haute pression (15.5 MPa), monophasique liquide,

**secondaire** moyenne pression (7-8 MPa), diphasique liquide-vapeur,

Le Réacteur à Eau sous Pression (REP) est caractérisé par :

**cycle indirect** deux circuits séparés pour réfrigérer le cœur et pour alimenter les turbines,

**primaire** haute pression (15.5 MPa), monophasique liquide,

**secondaire** moyenne pression (7-8 MPa), diphasique liquide-vapeur,

**GV** échangeur thermique entre les deux circuits (3 ou 4 GV par réacteur),

Le Réacteur à Eau sous Pression (REP) est caractérisé par :

**cycle indirect** deux circuits séparés pour réfrigérer le cœur et pour alimenter les turbines,

**primaire** haute pression (15.5 MPa), monophasique liquide,

**secondaire** moyenne pression (7-8 MPa), diphasique liquide-vapeur,

**GV** échangeur thermique entre les deux circuits (3 ou 4 GV par réacteur),

**tertiaire** basse pression et température, circuit ouvert sur la source froide,

Le Réacteur à Eau sous Pression (REP) est caractérisé par :

**cycle indirect** deux circuits séparés pour réfrigérer le cœur et pour alimenter les turbines,

**primaire** haute pression (15.5 MPa), monophasique liquide,

**secondaire** moyenne pression (7-8 MPa), diphasique liquide-vapeur,

**GV** échangeur thermique entre les deux circuits (3 ou 4 GV par réacteur),

**tertiaire** basse pression et température, circuit ouvert sur la source froide,

**barrières** trois barrières de confinement de la radio-activité (gaine du combustible, circuit primaire, enceinte).

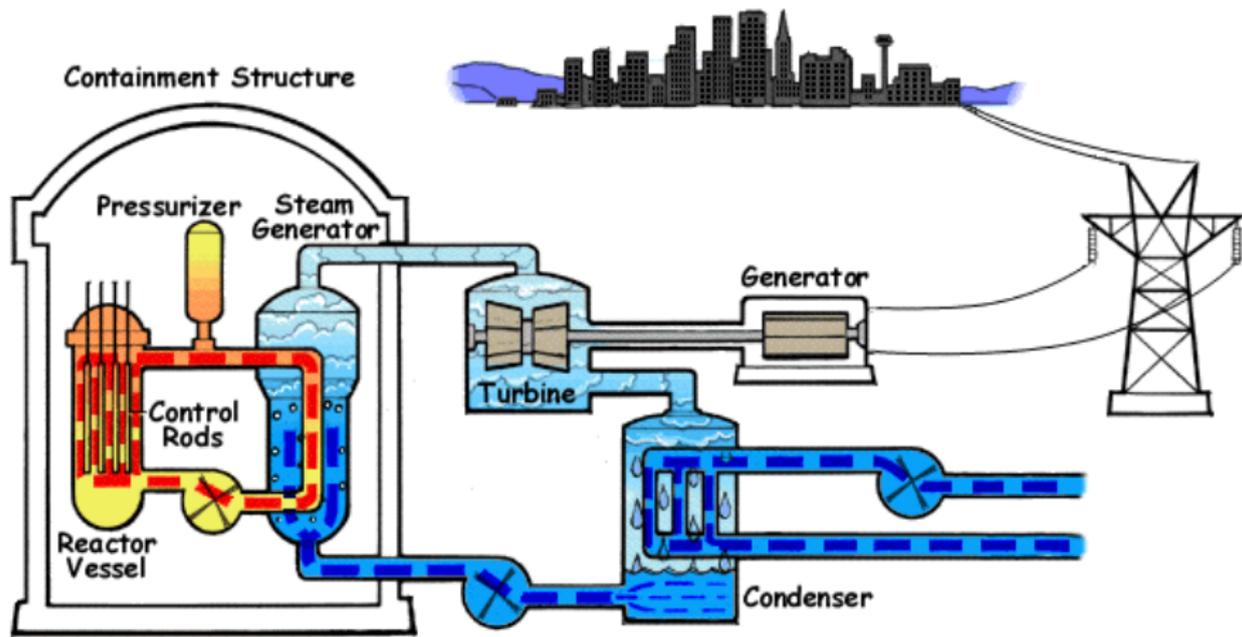


Figure: Schéma de principe global d'un REP

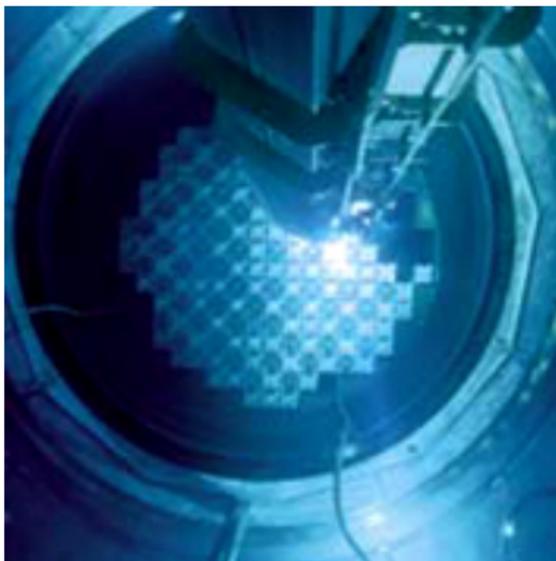


Figure: Chargement du cœur



Figure: Assemblage combustible

Les principales caractéristiques du cœur sont :

- assemblages** section carrée, hauteur voisine de 4 m,  $150 < nombre < 200$ ,
- réactivité** contrôle assuré par du bore soluble et des barres de contrôle,
- rechargement** partiel (1/3, 1/4), période de 12 à 18 mois. ce qui conduit à des disparités de puissance entre les assemblages (en fonction de leur taux d'irradiation).

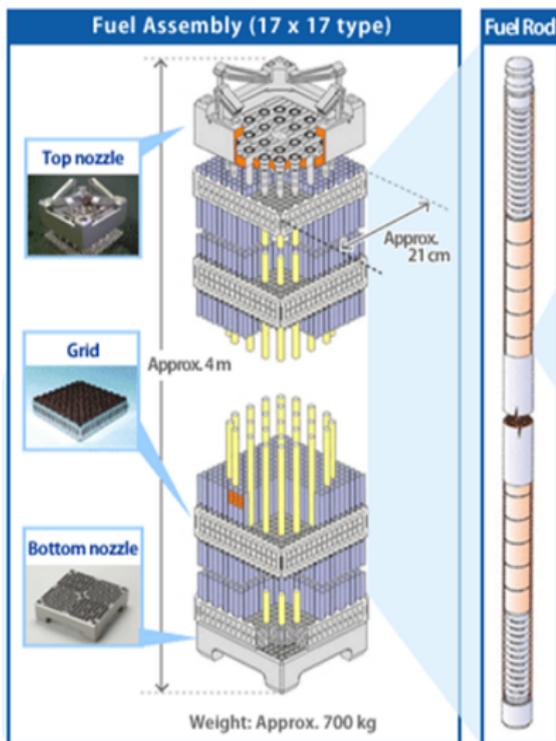


Figure: Pastille de combustible UOX

Figure: Vue simplifiée d'un assemblage combustible

La conversion de l'énergie nucléaire, déposée sous forme thermique dans le combustible, en énergie électrique est basée sur le cycle de Rankine (machine à vapeur) :

**Générateur de Vapeur** échangeur thermique primaire-secondaire qui vaporise l'eau du circuit secondaire,

La conversion de l'énergie nucléaire, déposée sous forme thermique dans le combustible, en énergie électrique est basée sur le cycle de Rankine (machine à vapeur) :

**Générateur de Vapeur** échangeur thermique primaire-secondaire qui vaporise l'eau du circuit secondaire,

**Turbine** détente de la vapeur qui entraîne l'arbre turbine-alternateur,

La conversion de l'énergie nucléaire, déposée sous forme thermique dans le combustible, en énergie électrique est basée sur le cycle de Rankine (machine à vapeur) :

**Générateur de Vapeur** échangeur thermique primaire-secondaire qui vaporise l'eau du circuit secondaire,

**Turbine** détente de la vapeur qui entraîne l'arbre turbine-alternateur,

**Condenseur** condensation de la vapeur avant son pompage vers les GV.

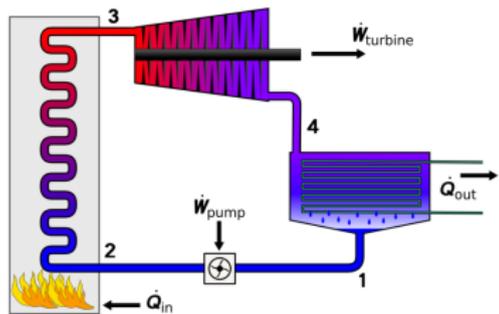


Figure: Principe du cycle de Rankine

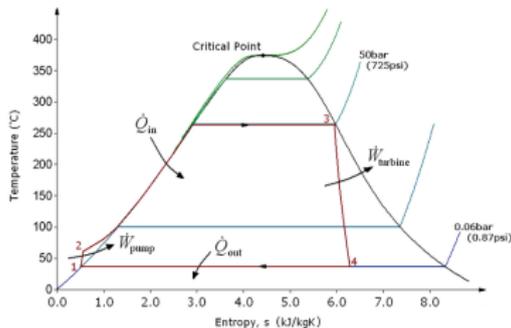


Figure: Diagramme température-entropie du cycle de Rankine

Le rendement de conversion idéal est celui du cycle de Carnot (sources chaudes et froides à température constante, transformations réversibles) :

$$\eta = \frac{W_{net}}{Q_{fourni}} = 1 - \frac{T_{froid}}{T_{chaud}} \quad (7)$$

Le rendement de conversion idéal est celui du cycle de Carnot (sources chaudes et froides à température constante, transformations réversibles) :

$$\eta = \frac{W_{net}}{Q_{fourni}} = 1 - \frac{T_{froid}}{T_{chaud}} \quad (7)$$

Le rendement *brut* du cycle de Rankine dépend directement du rendement de la turbine (caractérise l'irréversibilité de la détente vapeur) :

$$\eta = \frac{W_{net}}{Q_{fourni}} = \frac{W_{turbine} - W_{pompe}}{Q_{GV}} \approx \frac{W_{turbine}}{Q_{GV}} \approx \frac{1}{3} \quad (8)$$

Les conditions de fonctionnement nominales sont définies pour satisfaire les objectifs de :

**performances** rendement, utilisation du combustible, durée de vie. . .

**sûreté** marges par rapport aux phénomènes limitants, conditions incidentelles et accidentelles.

Les conditions de fonctionnement nominales sont définies pour satisfaire les objectifs de :

**performances** rendement, utilisation du combustible, durée de vie. . .

**sûreté** marges par rapport aux phénomènes limitants, conditions incidentelles et accidentelles.

La température de la source froide étant fixée naturellement, le concepteur ne peut jouer que sur les conditions de fonctionnement de la chaudière nucléaire (température de la source chaude). Avec l'eau, une température de fonctionnement élevée nécessite également une pression élevée (contrairement aux métaux liquides et aux gaz), ce qui implique des chargements importants sur les structures (tuyauteries, cuves. . .).

Les conditions nominales du REP 1300 (4 boucles) sont :

Circuit primaire

---

Pression	15.5	<i>MPa</i>
Temp. saturation	345	<i>°C</i>
Temp. entrée cœur	293	<i>°C</i>
Temp. sortie cœur	328	<i>°C</i>
Débit	18.8	<i>t/s</i>
Puissance thermique	3817	<i>MW</i>

---

Circuit secondaire

---

Pression vapeur	7.3	<i>MPa</i>
Temp. entrée GV	229	<i>°C</i>
Temp. sortie GV	286	<i>°C</i>
Temp. condenseur	30	<i>°C</i>
Débit	2.14	<i>t/s</i>

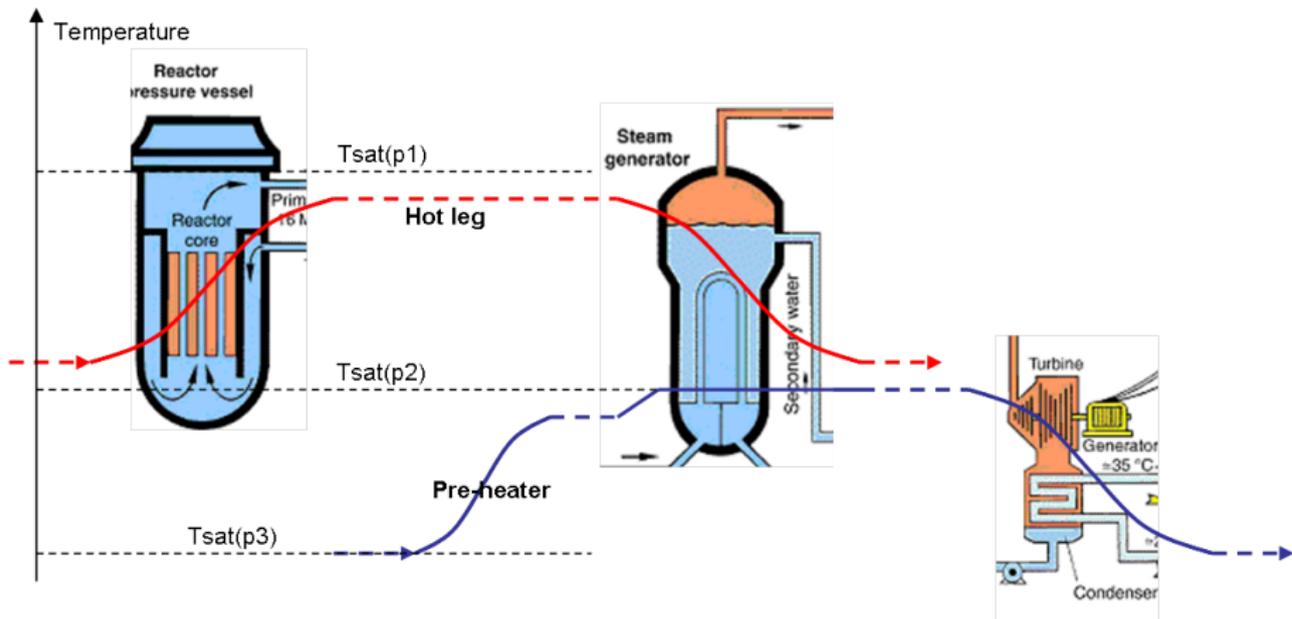


Figure: Variation de température dans les circuits REP

Le Réacteur à Eau Bouillante (REB) est caractérisé par :

**cycle direct** un seul circuit pour réfrigérer le cœur et pour alimenter les turbines,

Le Réacteur à Eau Bouillante (REB) est caractérisé par :

- cycle direct** un seul circuit pour réfrigérer le cœur et pour alimenter les turbines,
- caloporteur** moyenne pression (7-8 MPa) assurée par la turbine (pas de pressuriseur), diphasique liquide-vapeur,

Le Réacteur à Eau Bouillante (REB) est caractérisé par :

- cycle direct** un seul circuit pour réfrigérer le cœur et pour alimenter les turbines,
- caloporteur** moyenne pression (7-8 MPa) assurée par la turbine (pas de pressuriseur), diphasique liquide-vapeur,
- pilotage** couplé puissance-débit, ce qui permet facilement le suivi de charge,

Le Réacteur à Eau Bouillante (REB) est caractérisé par :

- cycle direct** un seul circuit pour réfrigérer le cœur et pour alimenter les turbines,
- caloporteur** moyenne pression (7-8 MPa) assurée par la turbine (pas de pressuriseur), diphasique liquide-vapeur,
- pilotage** couplé puissance-débit, ce qui permet facilement le suivi de charge,
- barrières** la seconde barrière de confinement est dynamique (vannes admission turbine).

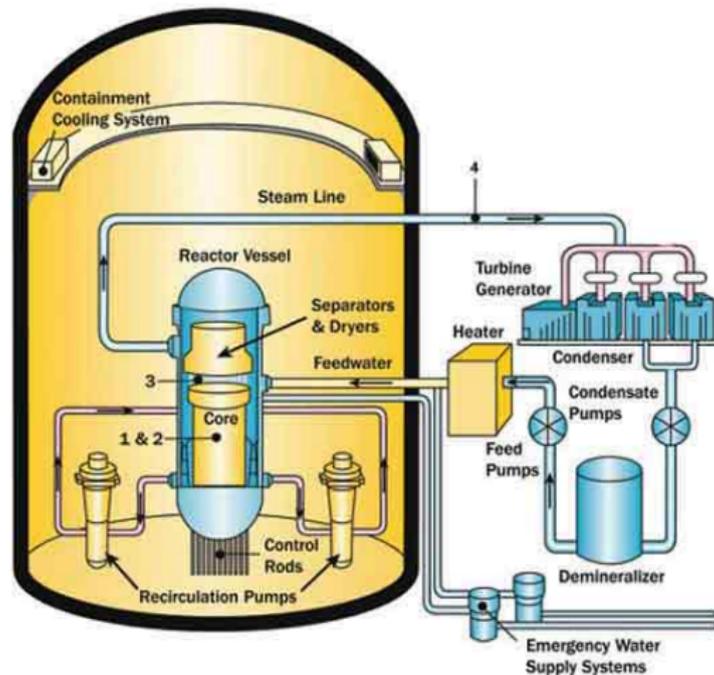


Figure: Schéma de principe global d'un REB

La troisième barrière d'un REB est conçue en deux parties :

**dry well** enceinte sèche rapprochée,

**wet well** enceinte humide qui permet de réguler la pression par condensation de la vapeur.

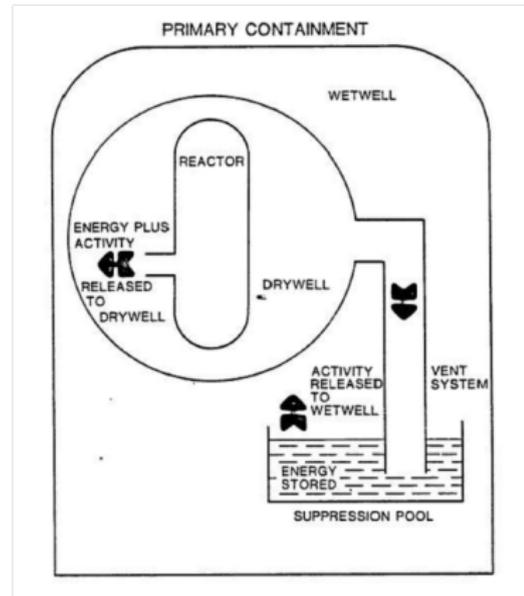


Figure: Principe de fonctionnement d'une enceinte REB

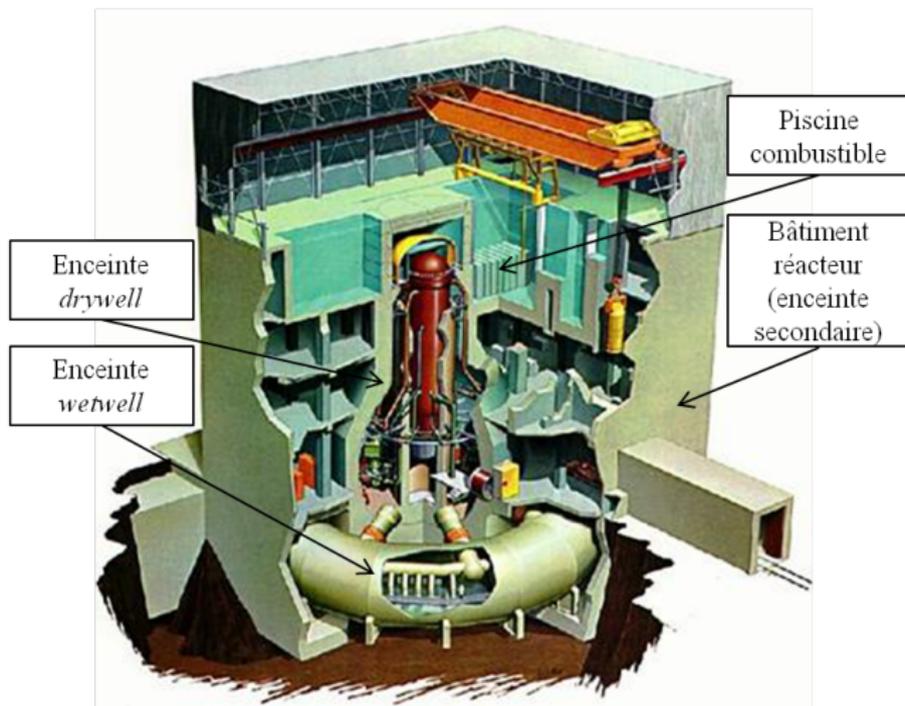


Figure: Coupe du bâtiment réacteur pour une enceinte de type Mark I

La cuve du réacteur est plus volumineuse que pour le REP (radial et axial) car elle abrite deux fonctions :

- nucléaire** assemblages combustibles,

- vapeur** production, séparation et séchage (cf. GV de REP).

La cuve du réacteur est plus volumineuse que pour le REP (radial et axial) car elle abrite deux fonctions :

**nucléaire** assemblages combustibles,

**vapeur** production, séparation et séchage (cf. GV de REP).

Les principales caractéristiques du cœur sont :

**assemblages** section carrée, réseau 7x7 à 10x10, boîtiers fermés,

**réactivité** contrôle assuré par des poisons consommables dans les crayons et des croix de contrôle qui s'insèrent par le bas entre les assemblages,

**couplage TH-N** forte variation axiale de la densité du modérateur,

**recirculation** de l'eau non vaporisée (environ 85%).

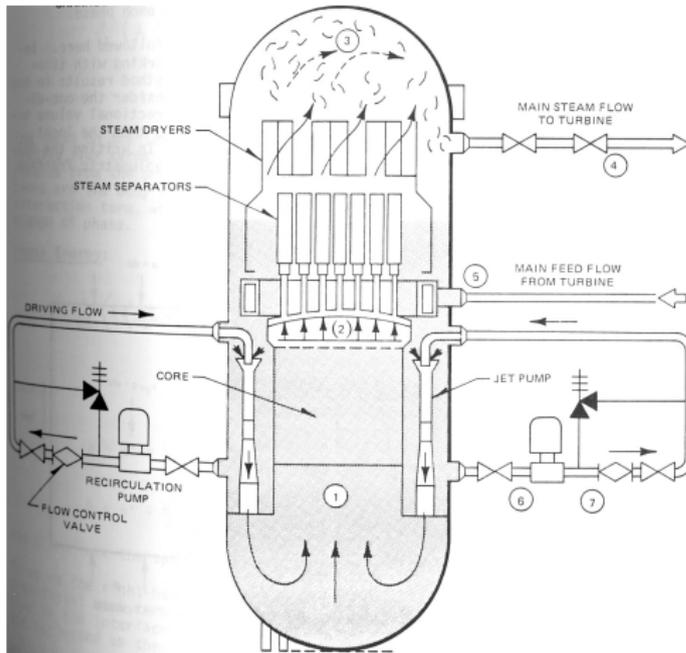


Figure: Ecoulement du caloporteur dans la cuve REB

### BWR/6 FUEL ASSEMBLIES & CONTROL ROD MODULE

- 1.TOP FUEL GUIDE
- 2.CHANNEL FASTENER
- 3.SUPPER TIE PLATE
- 4.EXPANSION SPRING
- 5.LOCKING TAB
- 6.CHANNEL
- 7.CONTROL ROD
- 8.FUEL ROD
- 9.SPACER
- 10.CORE PLATE ASSEMBLY
- 11.LOWER TIE PLATE
- 12.FUEL SUPPORT PIECE
- 13.FUEL PELLETS
- 14.END PULLS
- 15.CHANNEL SPACER
- 16.PLENUM SPRING

GENERAL ELECTRIC

602-4383



Figure: Motif de quatre assemblages

Contrairement au REP, la turbine est asservie au réacteur à cause du couplage pression-réactivité. Par exemple pour augmenter la puissance électrique :

- la vitesse des pompes de recirculation est augmentée par ouverture des vannes de régulation du débit,
- et/ou les absorbants sont extraits,
- la réactivité augmente (contre-réactions),
- la pression de vapeur augmente,
- le débit vapeur peut être augmenté par ouverture des vannes d'admission turbine.

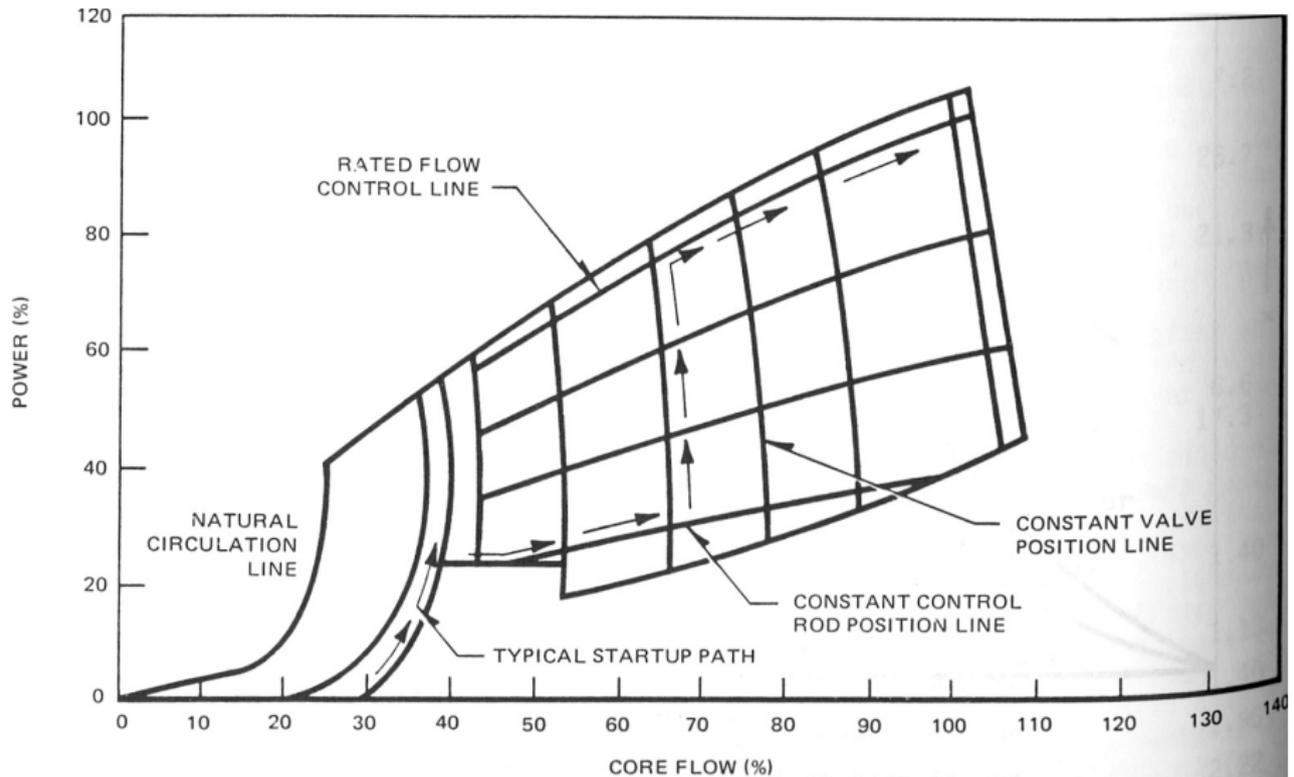


Figure: Carte de fonctionnement puissance-débit

Du point de vue radial dans le cœur, il faut également tenir compte du couplage puissance-débit. Ainsi un zonage hydraulique est nécessaire pour maintenir la répartition du débit entre les assemblages et éviter les instabilités (statiques et dynamiques).

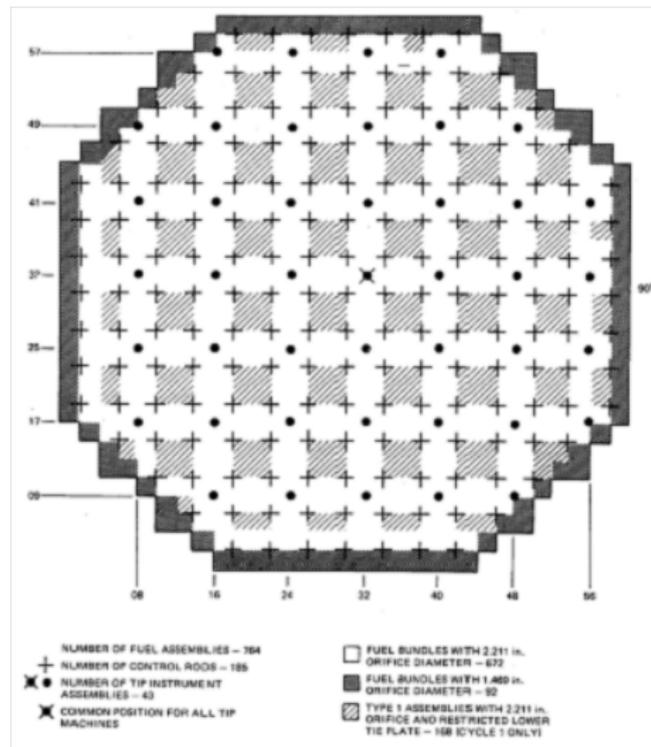


Figure: Exemple de zonage radial (Peach

La recirculation par des boucles externes peut être remplacée par des pompes internes à la cuve. Ainsi les risques liés au brèches sont fortement réduits et l'irradiation est diminuée dans le bâtiment réacteur. Cette technologie est prouvée par des réacteurs en fonctionnement au Japon.

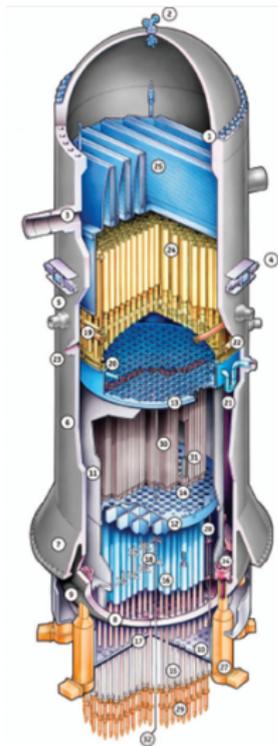


Figure: Concept de cuve intégrée de l'ABWR

Pour simplifier encore la cuve, il est possible de supprimer totalement les pompes et utiliser uniquement la convection naturelle. Pour cela la hauteur de la cuve est augmentée pour intégrer une cheminée entre le cœur et les séparateurs.

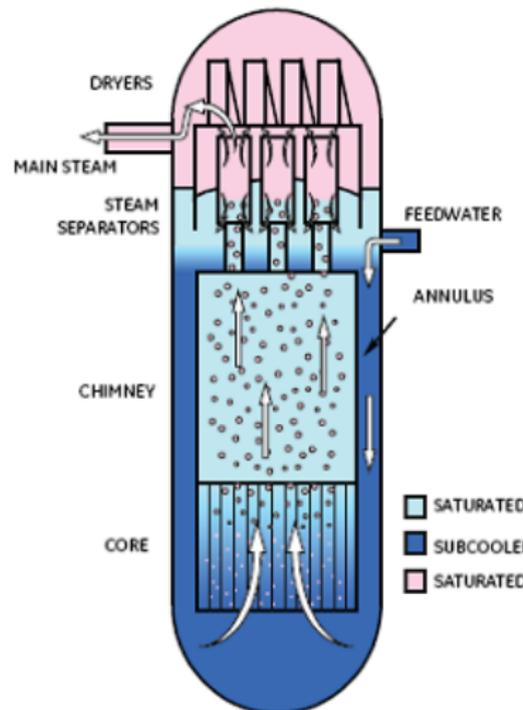


Figure: Cuve à circulation

## Troisième partie III

# Physique des réacteurs

- 7 Neutronique
- 8 Thermique du combustible
- 9 Thermohydraulique cœur
- 10 Générateur de Vapeur

La probabilité d'interaction d'un neutron avec la matière est définie à partir de la section efficace **macroscopique** :

$$P([x; x + dx]) = \Sigma dx \quad (9)$$

$$\Sigma = \sum_i N_i \sigma_i \quad (10)$$

où :

- $N_i$  est la densité volumique des noyaux de type  $i$ ,
- $\sigma_i$  est la section efficace **microscopique** d'interaction des noyaux de type  $i$ .

La probabilité d'interaction d'un neutron avec la matière est définie à partir de la section efficace **macroscopique** :

$$P([x; x + dx]) = \Sigma dx \quad (9)$$

$$\Sigma = \sum_i N_i \sigma_i \quad (10)$$

où :

- $N_i$  est la densité volumique des noyaux de type  $i$ ,
- $\sigma_i$  est la section efficace **microscopique** d'interaction des noyaux de type  $i$ .

Dans un REP, les principaux noyaux/atomes présents sont  $H$ ,  $O$ ,  $U$ ,  $Zr$ ,  $B$  et produits de fission.

Les principales (inte)réactions possibles dans un réacteur sont :

fission absorption par un noyau lourd fissile,

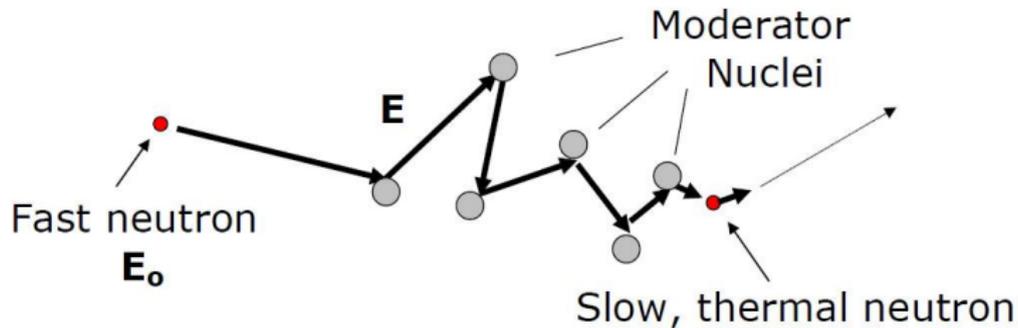


Figure: Principe du ralentissement des neutrons

Les principales (inte)réactions possibles dans un réacteur sont :

- fission** absorption par un noyau lourd fissile,
- capture** absorption par un noyau non fissile,

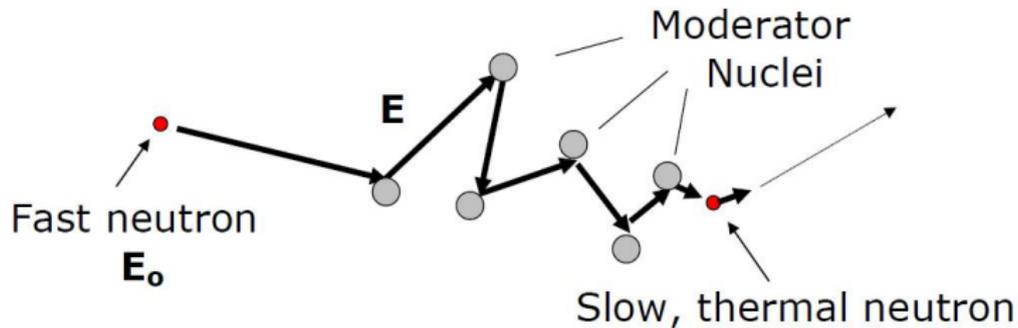


Figure: Principe du ralentissement des neutrons

Les principales (inte)réactions possibles dans un réacteur sont :

**fission** absorption par un noyau lourd fissile,

**capture** absorption par un noyau non fissile,

**diffusion** choc élastique avec transfert d'énergie (ralentissement).

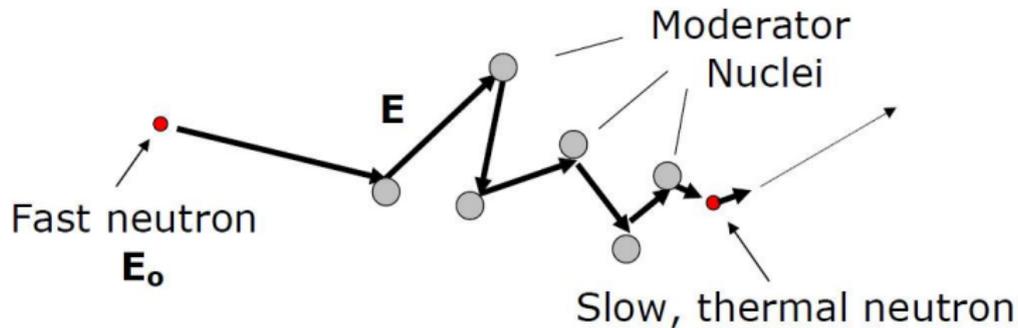


Figure: Principe du ralentissement des neutrons

Le **facteur de multiplication** en milieu infini est défini par :

$$k_{\infty} = \frac{\text{production}}{\text{absorption}} = \frac{\nu \Sigma_f}{\Sigma_a} \quad (11)$$

Le **facteur de multiplication** en milieu infini est défini par :

$$k_{\infty} = \frac{\text{production}}{\text{absorption}} = \frac{\nu \Sigma_f}{\Sigma_a} \quad (11)$$

Le facteur de multiplication **effectif** tient compte des fuites :

$$k_{eff} = \frac{\text{production}}{\text{absorption} + \text{fuites}} = \frac{k_{\infty}}{1 + M^2 B^2} \quad (12)$$

où  $M^2 B^2$  dépend de la taille et de la forme du réacteur.

Trois situations sont alors possibles pour le réacteur :

**sous-critique**  $k_{eff} < 1$ , la population neutronique diminue (réduction de puissance),

Les écarts à la criticité sont faibles et se mesurent par la réactivité (en  $\rho_{pcm} = 10^{-5}$ ) :

$$\rho = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} \quad (13)$$

Trois situations sont alors possibles pour le réacteur :

**sous-critique**  $k_{eff} < 1$ , la population neutronique diminue (réduction de puissance),

**critique**  $k_{eff} = 1$ , la population neutronique est stable (puissance constante),

Les écarts à la criticité sont faibles et se mesurent par la réactivité (en  $\rho_{pcm} = 10^{-5}$ ) :

$$\rho = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} \quad (13)$$

Trois situations sont alors possibles pour le réacteur :

**sous-critique**  $k_{eff} < 1$ , la population neutronique diminue (réduction de puissance),

**critique**  $k_{eff} = 1$ , la population neutronique est stable (puissance constante),

**sur-critique**  $k_{eff} > 1$ , la population neutronique augmente (augmentation de puissance).

Les écarts à la criticité sont faibles et se mesurent par la réactivité (en  $\rho_{pcm} = 10^{-5}$ ) :

$$\rho = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} \quad (13)$$

La réactivité est influencée par :

**composition** noyaux en présence dans le cœur

La réactivité est influencée par :

**composition** noyaux en présence dans le cœur

- noyaux fissiles (réduction progressive),

La réactivité est influencée par :

**composition** noyaux en présence dans le cœur

- noyaux fissiles (réduction progressive),
- produits de fission qui absorbent les neutrons (augmentation progressive),

La réactivité est influencée par :

**composition** noyaux en présence dans le cœur

- noyaux fissiles (réduction progressive),
- produits de fission qui absorbent les neutrons (augmentation progressive),
- modérateur (densité variable),

La réactivité est influencée par :

**composition** noyaux en présence dans le cœur

- noyaux fissiles (réduction progressive),
- produits de fission qui absorbent les neutrons (augmentation progressive),
- modérateur (densité variable),
- bore soluble et barres de contrôle,

La réactivité est influencée par :

**composition** noyaux en présence dans le cœur

- noyaux fissiles (réduction progressive),
- produits de fission qui absorbent les neutrons (augmentation progressive),
- modérateur (densité variable),
- bore soluble et barres de contrôle,

**température combustible** effet Doppler sur les sections efficaces,

La réactivité est influencée par :

**composition** noyaux en présence dans le cœur

- noyaux fissiles (réduction progressive),
- produits de fission qui absorbent les neutrons (augmentation progressive),
- modérateur (densité variable),
- bore soluble et barres de contrôle,

**température combustible** effet Doppler sur les sections efficaces,

**densité modérateur** variation du rapport de modération.

## Objectif

Dissiper l'énergie nucléaire générée dans le combustible.

7 Neutronique

8 Thermique du combustible

- Equation de conduction thermique
- Pastille
- Gap
- Conduction dans la gaine
- Synthèse

9 Thermohydraulique cœur

10 Générateur de Vapeur

Le problème de la conduction thermique dans un solide est défini par les deux équations suivantes :

$$\rho c_p \frac{\partial T}{\partial t} + \operatorname{div} \vec{q}'' = \dot{q}''' \quad (14)$$

$$\vec{q}'' = -\lambda \operatorname{grad} T \quad (15)$$

Le problème de la conduction thermique dans un solide est défini par les deux équations suivantes :

$$\rho c_p \frac{\partial}{\partial t} T + \operatorname{div} \vec{q}'' = \dot{q}''' \quad (14)$$

$$\vec{q}'' = -\lambda \operatorname{grad} T \quad (15)$$

Dans le cas particulier des crayons combustibles, on peut se ramener à la résolution d'un problème uni-dimensionnel :

**symétrie de révolution** la direction azimutale ( $\theta$ ) n'est pas nécessaire,  
**élongation axiale** le gradient axial est négligeable ( $\partial T / \partial z \ll \partial T / \partial r$ ).

Le problème de la conduction thermique dans un solide est défini par les deux équations suivantes :

$$\rho c_p \frac{\partial}{\partial t} T + \operatorname{div} \vec{q}'' = q''' \quad (14)$$

$$\vec{q}'' = -\lambda \operatorname{grad} T \quad (15)$$

Dans le cas particulier des crayons combustibles, on peut se ramener à la résolution d'un problème uni-dimensionnel :

**symétrie de révolution** la direction azimutale ( $\theta$ ) n'est pas nécessaire,  
**élongation axiale** le gradient axial est négligeable ( $\partial T / \partial z \ll \partial T / \partial r$ ).

Ainsi les équations 14 et 15 se combinent en *l'équation de la chaleur* 1D en coordonnées cylindriques :

$$\rho c_p \frac{\partial}{\partial t} T - \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left( r \lambda \frac{\partial T}{\partial r} \right) = q''' \quad (16)$$

$\underbrace{\hspace{10em}}_{-q''}$

En régime **stationnaire**, l'intégration de l'équation 16 donne :

$$q'' = \frac{1}{2}q'''r + \frac{C_1}{r} \quad (17)$$

$$\int_{T(0)}^{T(R)} \lambda dT = - \int_0^R \left( \frac{1}{2}q'''r + \frac{C_1}{r} \right) dr \quad (18)$$

En régime **stationnaire**, l'intégration de l'équation 16 donne :

$$q'' = \frac{1}{2}q'''r + \frac{C_1}{r} \quad (17)$$

$$\int_{T(0)}^{T(R)} \lambda dT = - \int_0^R \left( \frac{1}{2}q'''r + \frac{C_1}{r} \right) dr \quad (18)$$

Si la conductivité est indépendante de la température, alors on obtient finalement :

$$T(r) = -\frac{q'''}{4\lambda}r^2 - \frac{C_1}{\lambda} \ln(r) + C_2 \quad (19)$$

Les constantes d'intégration sont données par les conditions limites de température (Dirichlet) ou de flux (Neumann).

Dans le cas des combustibles UO<sub>2</sub> et PuO<sub>2</sub>, la conductivité thermique varie sensiblement avec la température. Ainsi on utilise directement l'équation 18 et **l'intégrale de conductivité** du matériau pour déterminer l'écart de température dans la pastille :

$$\int_{T(0)}^{T(R)} \lambda dT = -\frac{\langle q''' \rangle R^2}{4} = -\frac{q'}{4\pi} \quad (20)$$

Ainsi la différence de température entre le bord de le centre de la pastille combustible ne dépend que de la **puissance linéique**  $q'$  (W/m) dégagée dans le combustible (ne dépend pas du rayon extérieur pour une pastille pleine).

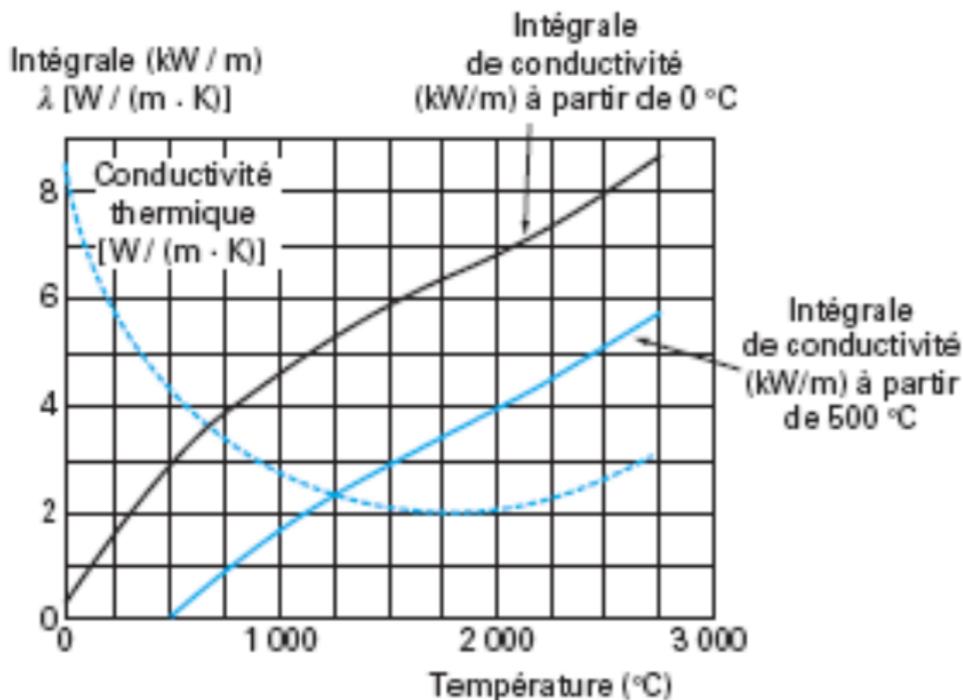


Figure: Intégrale de conductivité pour l'UO2

Le **gap**, espace séparant la pastille et la gaine, est rempli initialement d'hélium. Au cours de l'irradiation, d'autres gaz (produits de fission, mauvais conducteurs) viennent se mélanger. La gaine flue vers l'intérieur sous l'effet du différentiel de pression (diminue avec l'irradiation). La géométrie de la pastille évolue également avec la puissance (dilatation thermique) et l'irradiation (gonflement et fissuration). Au final, le gap a tendance à se refermer avec l'irradiation (contact établi après un cycle).

Le **gap**, espace séparant la pastille et la gaine, est rempli initialement d'hélium. Au cours de l'irradiation, d'autres gaz (produits de fission, mauvais conducteurs) viennent se mélanger. La gaine flue vers l'intérieur sous l'effet du différentiel de pression (diminue avec l'irradiation). La géométrie de la pastille évolue également avec la puissance (dilatation thermique) et l'irradiation (gonflement et fissuration). Au final, le gap a tendance à se refermer avec l'irradiation (contact établi après un cycle). Face à cette complexité, l'échange thermique dans le gap est modélisé par une résistance thermique :

$$\Delta T_{gap} = R_{th,gap} q''(R) = \underbrace{R_{th,gap}}_{1/H_{gap}} \frac{q'}{2\pi R} \quad (21)$$

où  $R$  est le rayon de la pastille.

La résistance thermique du gap est évaluée à partir de simulations numériques ou d'abaques qui prennent en compte l'historique de puissance et d'irradiation.

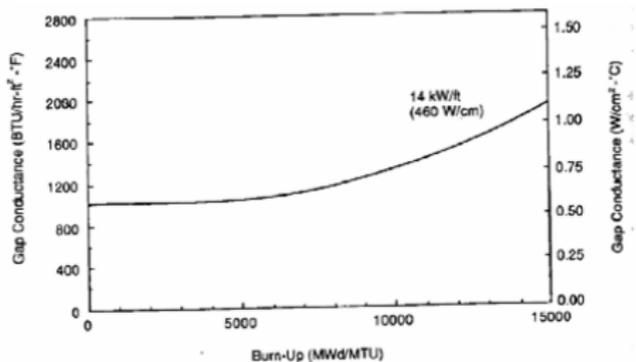


Figure: Evolution du  $H_{gap}$  avec l'irradiation

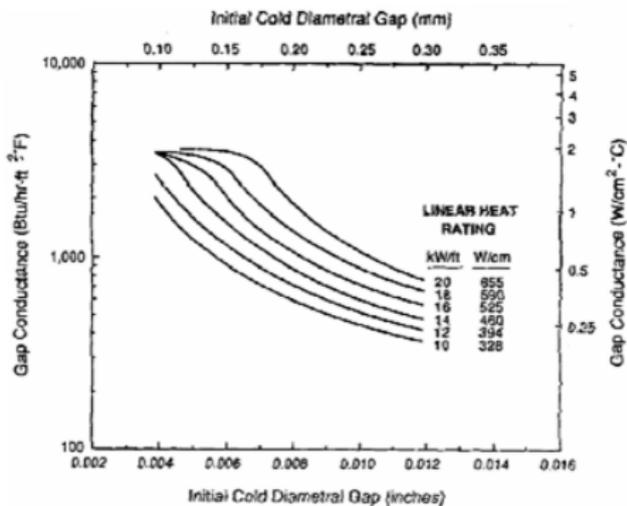


Figure: Evolution du  $H_{gap}$  avec la puissance

La variation de température dans la gaine est faible car elle est fine et sa conductivité est bonne par rapport à l'échange thermique par convection avec le fluide. On peut ainsi estimer la différence de température à partir de l'équation 19 par :

$$T(R_i) - T(R_e) = \frac{q'}{2\pi\lambda} \ln\left(\frac{R_e}{R_i}\right) \quad (22)$$

ou encore en faisant apparaître l'épaisseur  $e = R_e - R_i$  :

$$T(R_i) - T(R_e) \approx \underbrace{\frac{q'}{2\pi R_i}}_{q''} \underbrace{\frac{e}{\lambda}}_{R_{th,gaine}} \quad (23)$$

Le profil radial de température dans le crayon comporte trois parties :

- pastille** forte élévation de température (forte densité de puissance et faible conductivité),
- gap** discontinuité très variable en fonction des conditions ( $\approx 100^\circ\text{C}$ ),
- gaine** très faible gradient de température ( $\approx 10^\circ\text{C}$ ).

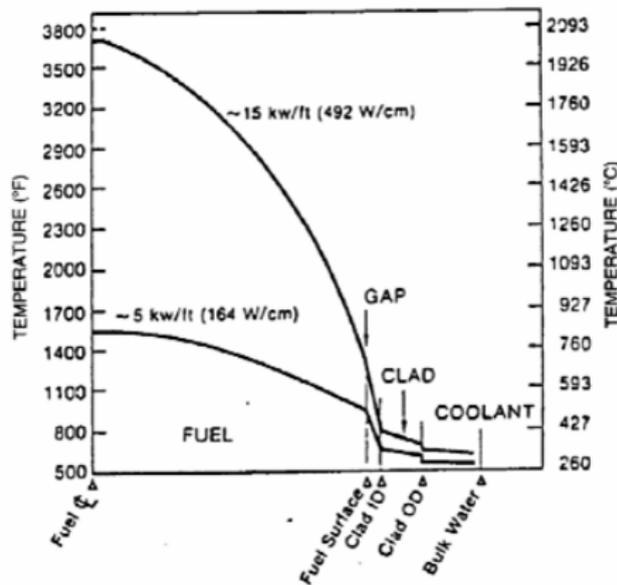


Figure: Profil radial de température dans le crayon en fonction de la puissance linéique

Les équations de bilan de masse et d'énergie sont utilisées pour le dimensionnement en considérant soit l'écoulement moyen, soit l'écoulement dans le canal chaud.

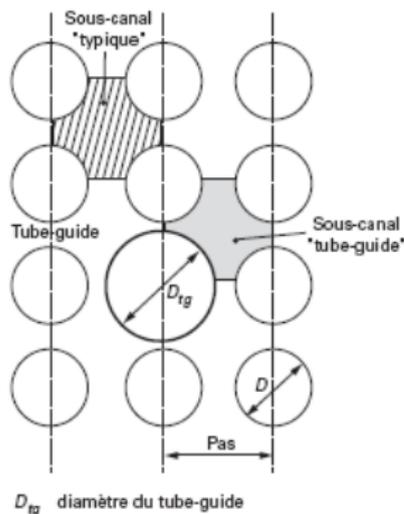


Figure: Sous-canaux d'un assemblage

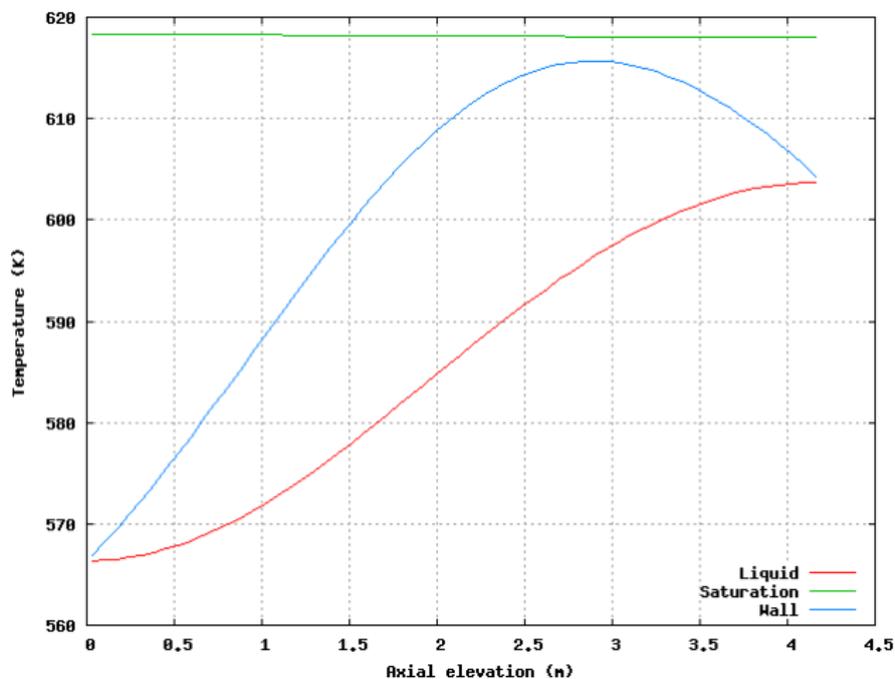


Figure: Profil axial de température dans un canal moyen REP (conditions nominales)

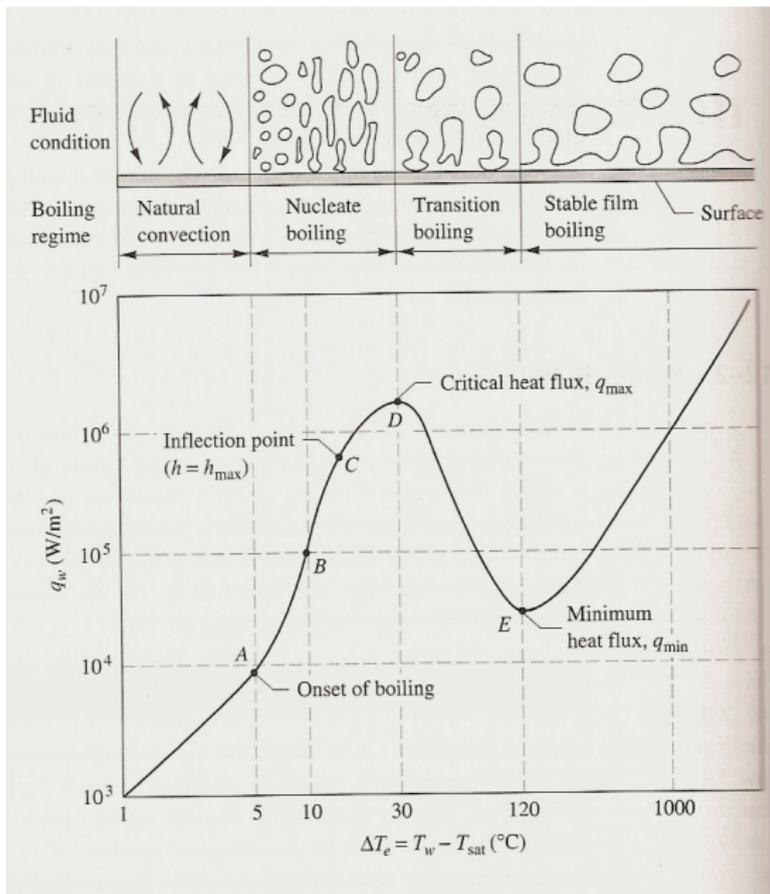
L'échange thermique par ébullition nucléée est très efficace (du fait de la chaleur latente) mais il présente deux inconvénients majeurs :

**corrosion** la nucléation augmente sensiblement le dépôt des impuretés et substances en solution. Cela peut notamment conduire à l'**Axial Offset Anomaly** par concentration de bore sur le gainage.

**flux critique** limite du régime d'ébullition nucléée ou *Departure from Nucleate Boiling*

Le **flux critique** ou *Critical Heat Flux* est la **principale limite** thermique du réacteur. Le critère utilisé est le Rapport de Flux Thermique Critique, ou Rapport d'Echauffement Critique, ou *DNB Ratio* :

$$RFTC = \Phi_{\text{critique}} / \Phi \quad (24)$$



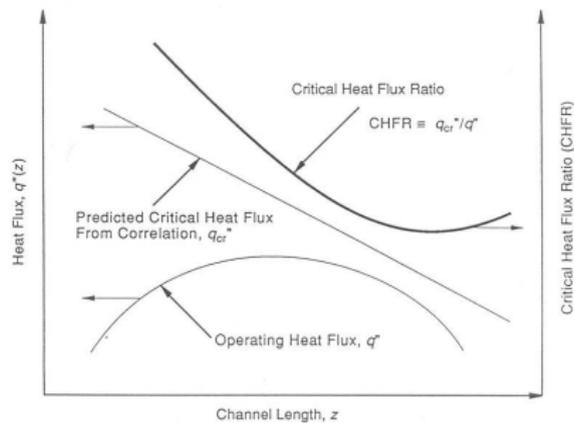


Figure: Evolution axiale du RFTC dans le cœur REP

## Objectif

Transférer l'énergie du primaire au secondaire.

- 7 Neutronique
- 8 Thermique du combustible
- 9 Thermohydraulique cœur
- 10 **Générateur de Vapeur**
  - Principe de fonctionnement
  - Estimation de l'échange thermique
  - Taux de recirculation
  - Modes d'usure

Le Générateur de Vapeur est un échangeur thermique qui fonctionne en convection forcée du côté primaire et en convection naturelle du côté secondaire (ébullition).

Le fluide primaire circule à l'intérieur des tubes en U. On parle de *jambe chaude* et de *jambe froide* pour désigner les deux parties verticales des tubes. La zone des cintres est appelée *chignon*.

Le fluide secondaire circule à l'extérieur des tubes, dans l'enveloppe du GV. La vapeur et le liquide sont séparés en partie supérieure (séparateurs et sécheurs). La fraction liquide restante ( $x \approx 0.2$ ,  $\alpha \approx 0.8$ ) recircule avec l'eau alimentaire.

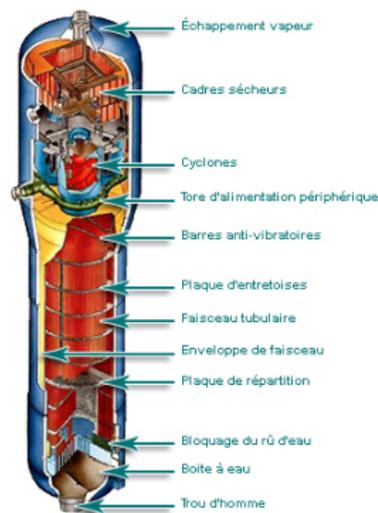


Figure: Vue éclatée d'un GV à tubes en U

Le faisceau de tubes est maintenu par :

**plaques entretoises** ou grilles, qui permettent également d'homogénéiser le fluide secondaire,

**barres anti-vibratoires** dans les cintres,

**plaque tubulaire** dans laquelle les tubes sont fixés (étanchéité primaire-secondaire).

Le faisceau de tubes est maintenu par :

**plaques entretoises** ou grilles, qui permettent également d'homogénéiser le fluide secondaire,

**barres anti-vibratoires** dans les cintres,

**plaque tubulaire** dans laquelle les tubes sont fixés (étanchéité primaire-secondaire).

Les tubes sont régulièrement inspectés afin de prévenir les fuites primaire-secondaire. Lorsque des fissures sont détectées, les tubes sont bouchés (sur-dimensionnement initial du nombre de tubes).

Pour optimiser l'échange thermique global, certains GV (ex : N4) disposent d'un pré-chauffeur côté jambe froide : l'eau d'alimentation (sous-saturée) n'est pas mélangée directement à l'eau de recirculation.

Un des objectifs du concepteur est d'obtenir un coefficient d'échange thermique maximal. Le coefficient d'échange global du GV peut s'écrire sous la forme :

$$\frac{1}{H_{GV}} = \underbrace{\frac{1}{H_1}}_{interne} + \underbrace{\frac{e}{\lambda}}_{paroi} + \underbrace{\frac{1}{H_2}}_{externe} + \underbrace{f}_{fouling} \quad (25)$$

où  $H_1$  est donné par une corrélation d'échange thermique par convection forcée (ex : Dittus-Boelter) et  $H_2$  est donné par une corrélation d'échange thermique en ébullition nucléée (ex : Jens-Lottes).

Le coefficient de *fouling* représente l'effet des dépôts sur la face externe des tubes.

En pratique on cherche évidemment à réduire la résistance thermique des tubes ( $\frac{e}{\lambda}$ ). Le diamètre des tubes est donc important ( $\approx 20$  mm) afin de limiter leur épaisseur ( $\approx 1$  mm).



Figure: Tubes usagés d'un GV

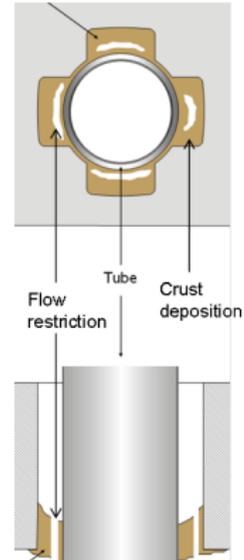


Figure: Colmatage d'une plaque quadri-foliée

Le **taux de recirculation** mesure la fraction de débit massique qui circule dans l'échangeur, i.e. dans le *downcomer* (DC), par rapport au débit massique d'alimentation (*feedwater*, FW). En régime stationnaire, le débit de vapeur égale le débit d'alimentation.

Le bilan de masse et d'énergie au secondaire du GV permettent de montrer que le taux de recirculation peut s'écrire sous la forme :

$$R = \frac{\dot{m}_{DC}}{\dot{m}_{FW}} \quad (26)$$

$$= \frac{\dot{m}_{DC} h_{lv}}{P} \left( 1 - \frac{h_{FW} - h_{l,sat}}{h_{lv}} \right) \quad (27)$$

où  $P$  est la puissance thermique échangée avec le primaire et  $h_{FW}$  est l'enthalpie de l'eau alimentaire.

Les mécanismes à l'origine de la dégradation des tubes de GV sont :  
**corrosion primaire** induit des fissuration dans les zones à forte contrainte  
(cintrage en particulier),

Il faut donc dimensionner le GV pour lui donner à la fois de bonnes performances thermiques et une sûreté suffisante.

Les mécanismes à l'origine de la dégradation des tubes de GV sont :

**corrosion primaire** induit des fissuration dans les zones à forte contrainte (cintrage en particulier),

**corrosion secondaire** principalement au niveau de la plaque à tubes (fort dépôt car écoulement à faible vitesse),

Il faut donc dimensionner le GV pour lui donner à la fois de bonnes performances thermiques et une sûreté suffisante.

Les mécanismes à l'origine de la dégradation des tubes de GV sont :

**corrosion primaire** induit des fissuration dans les zones à forte contrainte (cintrage en particulier),

**corrosion secondaire** principalement au niveau de la plaque à tubes (fort dépôt car écoulement à faible vitesse),

**denting** corrosion localisée au niveau des points de contact avec les plaques support,

Il faut donc dimensionner le GV pour lui donner à la fois de bonnes performances thermiques et une sûreté suffisante.

Les mécanismes à l'origine de la dégradation des tubes de GV sont :

**corrosion primaire** induit des fissuration dans les zones à forte contrainte (cintrage en particulier),

**corrosion secondaire** principalement au niveau de la plaque à tubes (fort dépôt car écoulement à faible vitesse),

**denting** corrosion localisée au niveau des points de contact avec les plaques support,

**fretting** vibration des tubes dans le chignon (interaction fluide-structure) et usure au contact des barres anti-vibratoires,

Il faut donc dimensionner le GV pour lui donner à la fois de bonnes performances thermiques et une sûreté suffisante.

Les mécanismes à l'origine de la dégradation des tubes de GV sont :

**corrosion primaire** induit des fissuration dans les zones à forte contrainte (cintrage en particulier),

**corrosion secondaire** principalement au niveau de la plaque à tubes (fort dépôt car écoulement à faible vitesse),

**denting** corrosion localisée au niveau des points de contact avec les plaques support,

**fretting** vibration des tubes dans le chignon (interaction fluide-structure) et usure au contact des barres anti-vibratoires,

**corps migrants** contact, vibration.

Il faut donc dimensionner le GV pour lui donner à la fois de bonnes performances thermiques et une sûreté suffisante.

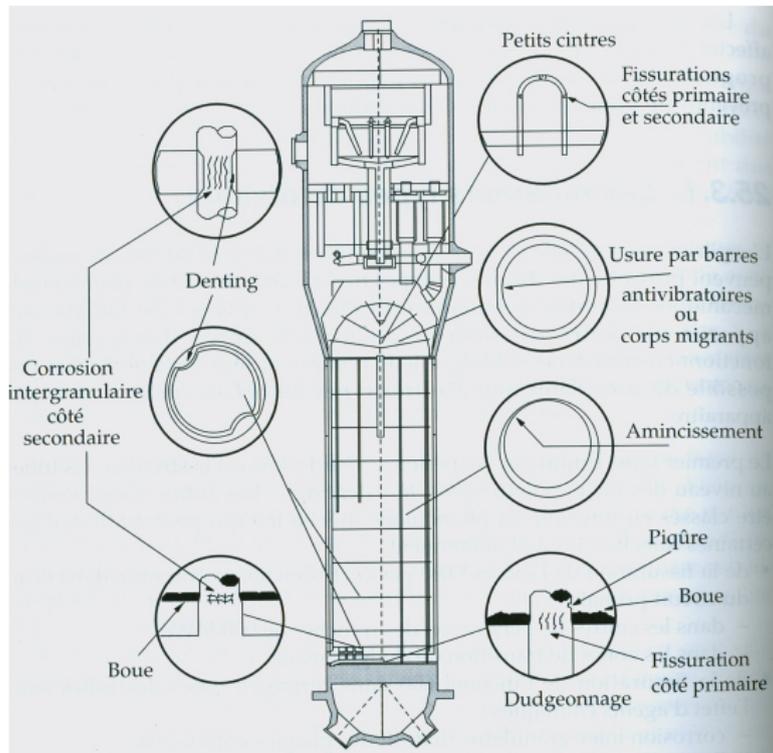


Figure: Modes d'usure des Générateurs de Vapeur (d'après Libmann)

-  <http://nucleaire.cea.fr>
-  <http://www.sfen.org>
-  <http://energie.edf.com/en-direct-de-nos-centrales-45641.html>
-  Rapport préliminaire sûreté EPR,  
<http://www.edf.com/html/epr/rps/somgen.pdf>
-  Livrets thématiques sur l'énergie,  
[http://www.cea.fr/le\\_cea/publications/livrets\\_thematiques](http://www.cea.fr/le_cea/publications/livrets_thematiques)
-  P. Reuss, *Parlons nucléaire en 30 questions*, La documentation française
-  *Electronucléaire, une présentation par des physiciens*, Publication du Cercle d'Etudes sur l'Energie Nucléaire
-  P. Reuss, *La neutronique*, Que sais-je ?
-  Les coûts de référence de la production électrique,