

Notions de physique et d'ingénierie nucléaires

Cours 3 : Réacteurs nucléaires

Facteur de multiplication dans un milieu comportant de la matière fissile

Chaque neutron présent dans ce milieu a une probabilité ω d'être absorbé par un noyau fissile. ω dépend de la structure et de la composition du milieu complet.

Lorsqu'un neutron est absorbé par un noyau fissile, la probabilité de fission de ce noyau fissile est :

$$\sigma_f / (\sigma_f + \sigma_c)$$

Chaque fission libère ν nouveaux neutrons.

Au total : $k = \omega \eta_c$ neutrons sont disponibles en moyenne par génération où :

$$\eta_c = \nu \sigma_f / (\sigma_f + \sigma_c) \text{ est appelé le facteur de multiplication du combustible.}$$

K est le **facteur de multiplication du milieu complet**.

Si $k > 1$, le milieu est sur-critique, la réaction est explosive.

Si $k=1$, le milieu est critique, la réaction en chaîne est entretenue. Ce sera la situation recherchée pour un réacteur en régime stable.

Si $k < 1$, le milieu est sous-critique, la réaction en chaîne s'éteint à moins qu'il y ait un apport extérieur de neutrons (réacteur couplé à un accélérateur).

Facteur de multiplication dans un milieu comportant de la matière fissile

Pour faire un réacteur, il faut que $\eta_c > 1$ et on ajuste ensuite ω pour que k soit égal à 1. Rappel : ω dépend de la structure et de la composition du milieu.

Si $\eta_c > 2$ pour chaque génération, on peut utiliser un neutron pour faire une nouvelle fission et un autre neutron pour produire un noyau fissile à partir de ^{232}Th ou d' ^{238}U : c'est un sur-générateur.

Dans ce diagramme, on observe que l'on peut aisément faire un réacteur à neutrons thermiques utilisant de l' ^{235}U ou du ^{239}Pu , et que l'on peut en principe réaliser un sur-générateur à neutrons rapides fonctionnant avec des mélanges : ^{232}Th - ^{233}U ou ^{238}U - ^{239}Pu .

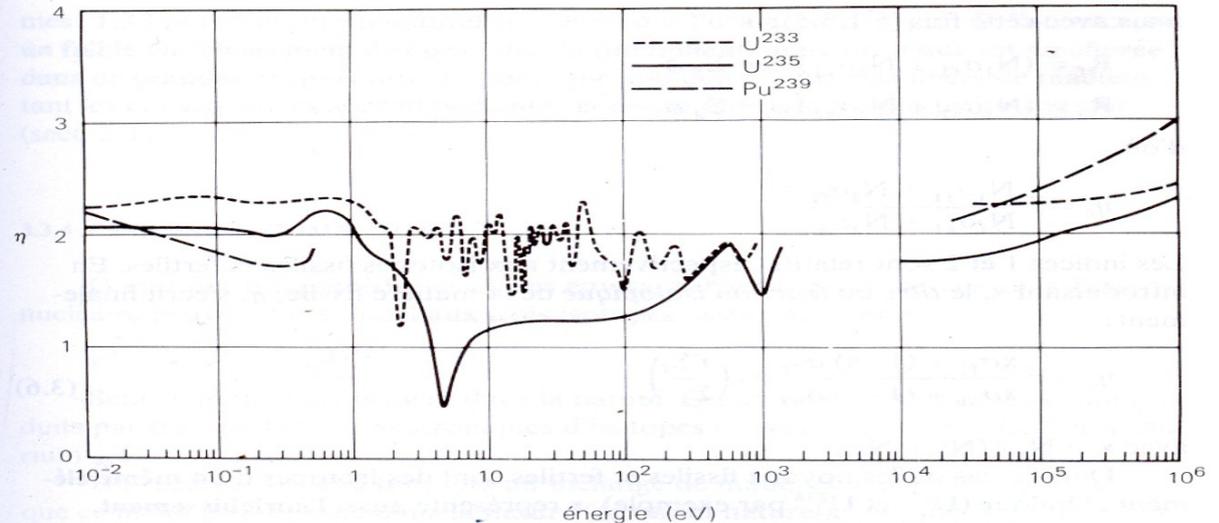
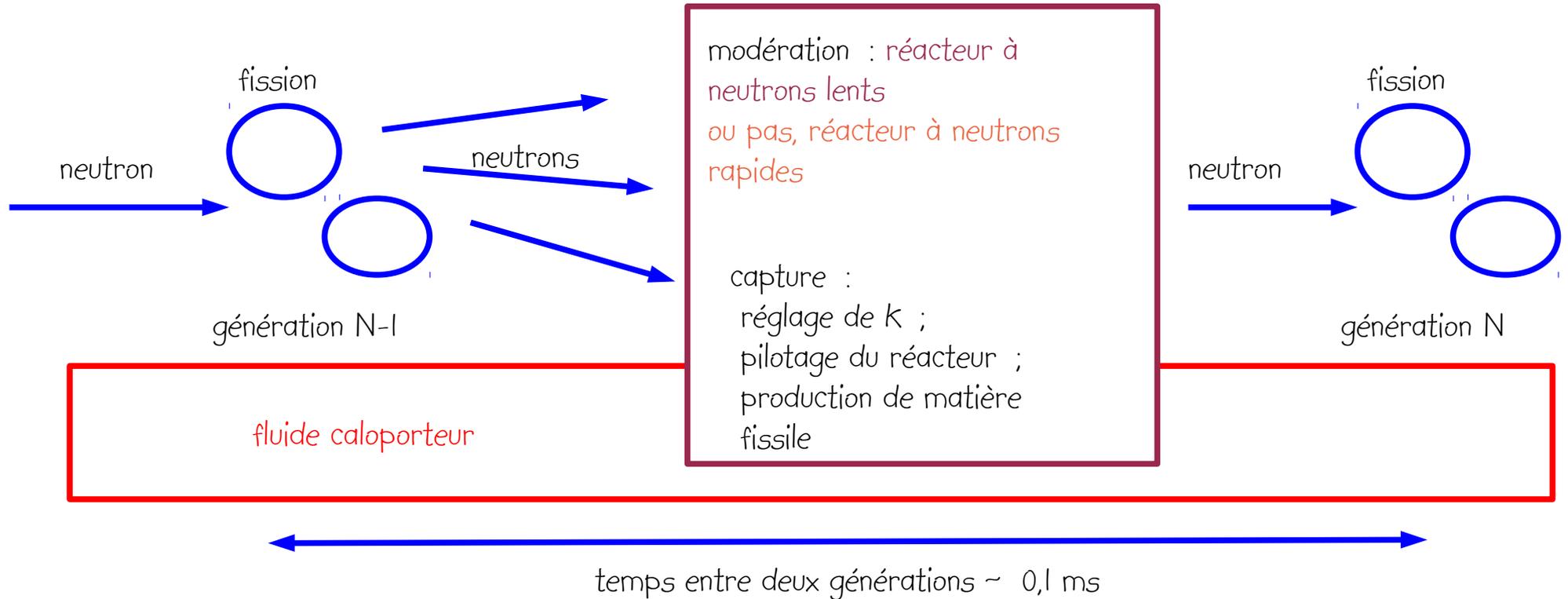


Fig. 3.9. — Facteur de multiplication η des trois isotopes fissiles en fonction de l'énergie des neutrons.

Schéma fonctionnel simplifié d'un réacteur nucléaire



Principaux types de réacteurs

Réacteurs à neutrons thermiques (RNL) : ils comportent les organes suivants :

- cœur nucléaire fissile (contenant principalement de l' ^{235}U et un peu de ^{239}Pu)
- modérateur neutronique (ralentissement des neutrons de fission)
- fluide caloporteur (transport par convection forcée de la chaleur produite par la fission)
- un dispositif de pilotage de la puissance

Parmi les RNL, selon leur technologie, on distingue :

- Réacteurs à eau pressurisée (REP ou PWR en anglais) : équipent le parc français et la majeure partie du parc mondial
- Réacteurs à eau bouillante (REB ou BWR en anglais) : présents au Japon, en Allemagne, en Russie, en Suède, en Suisse, aux USA et en Finlande ..
- Réacteurs à eau lourde pressurisée (CANDU pour CANAdian Deuterium Uranium ou PHWR en anglais) : équipent le parc canadien et en fonctionnement en Argentine, en Inde, au Pakistan, en Roumanie, en Chine et en Corée du Sud

Réacteurs à neutrons rapides (RNR) : à la différence des RNL, ils ne comportent pas de modérateur neutronique.

- Réacteurs à sodium liquide (fondu) : il n'en reste que quelques uns en fonctionnement dans le monde : en Russie, en Inde, en Chine et au Japon

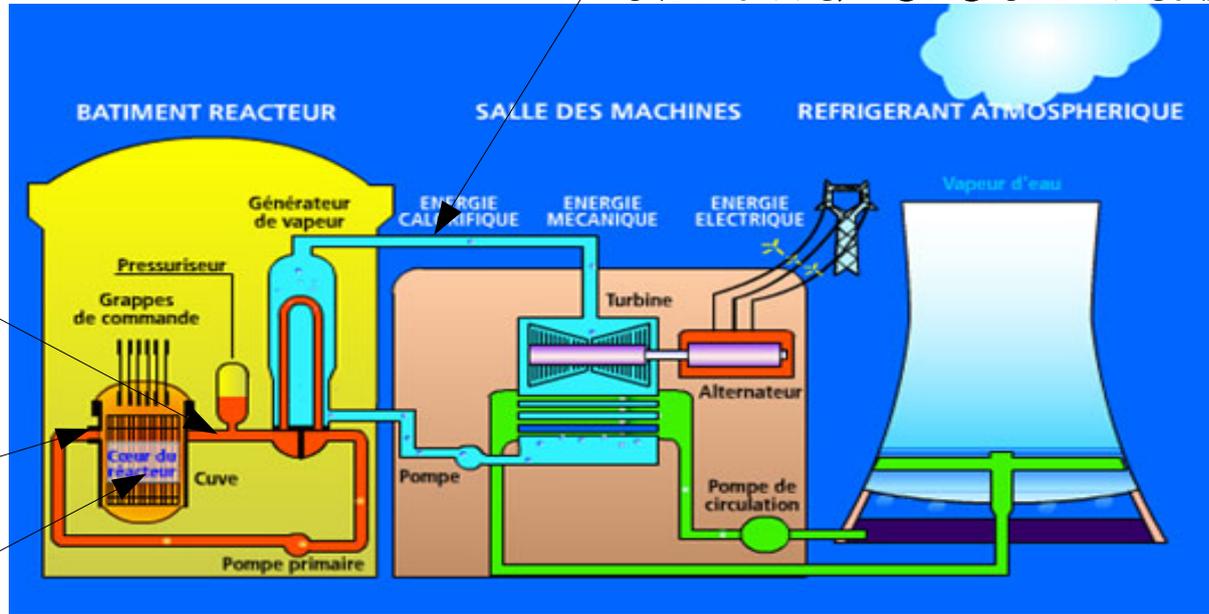
Réacteur à eau pressurisée (REP ou PWR en anglais)

5400 tonne/h sous 56 bar et 273 °C (tranche 900 MW_e)

T_s = 325 °C

T_e = 285 °C

P=155 bar



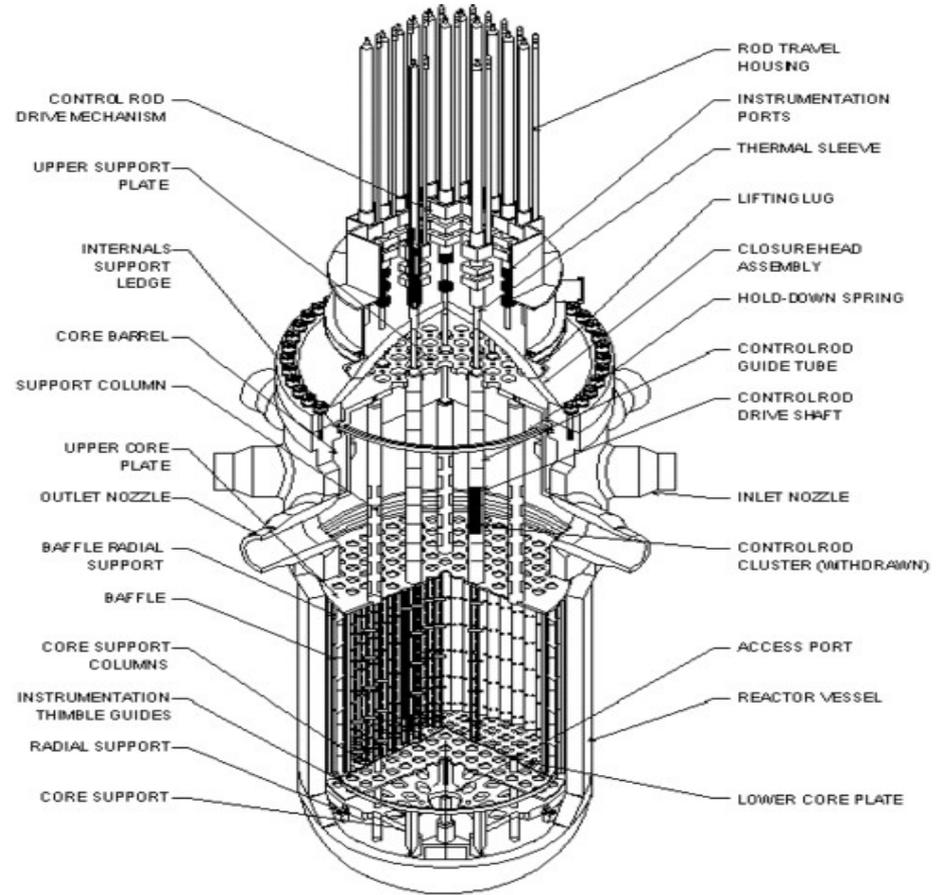
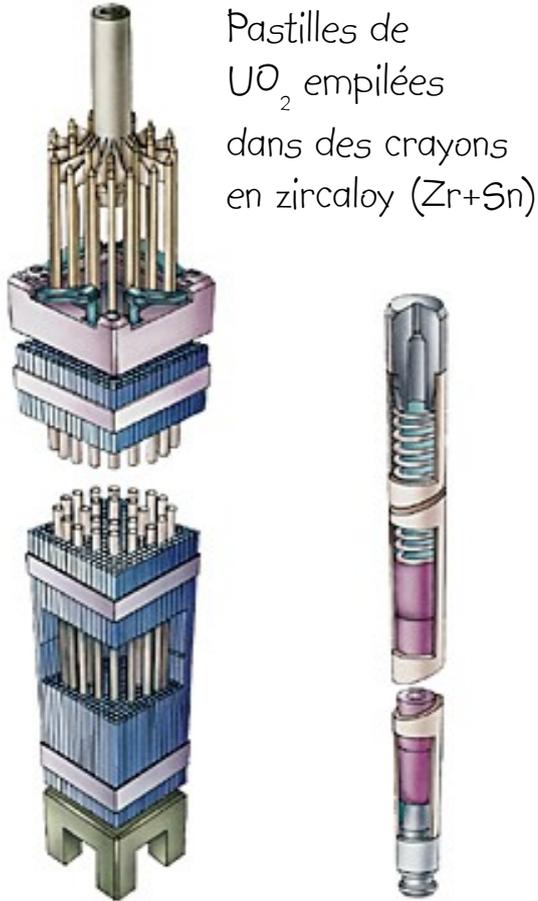
Réacteur de
génération 2

Uranium enrichi
de 1,5 à 3,3% d'²³⁵U
en masse.

Modérateur : eau
légère
Caloporteur : eau
légère.

Puissance produite : 900 à 1450 MW_e par unité

Rendement actuel de l'ordre de 30% , atteindra 36% pour les EPR pour 1650 MW_e



Diamètre : ~4 m , hauteur : 13-14 m

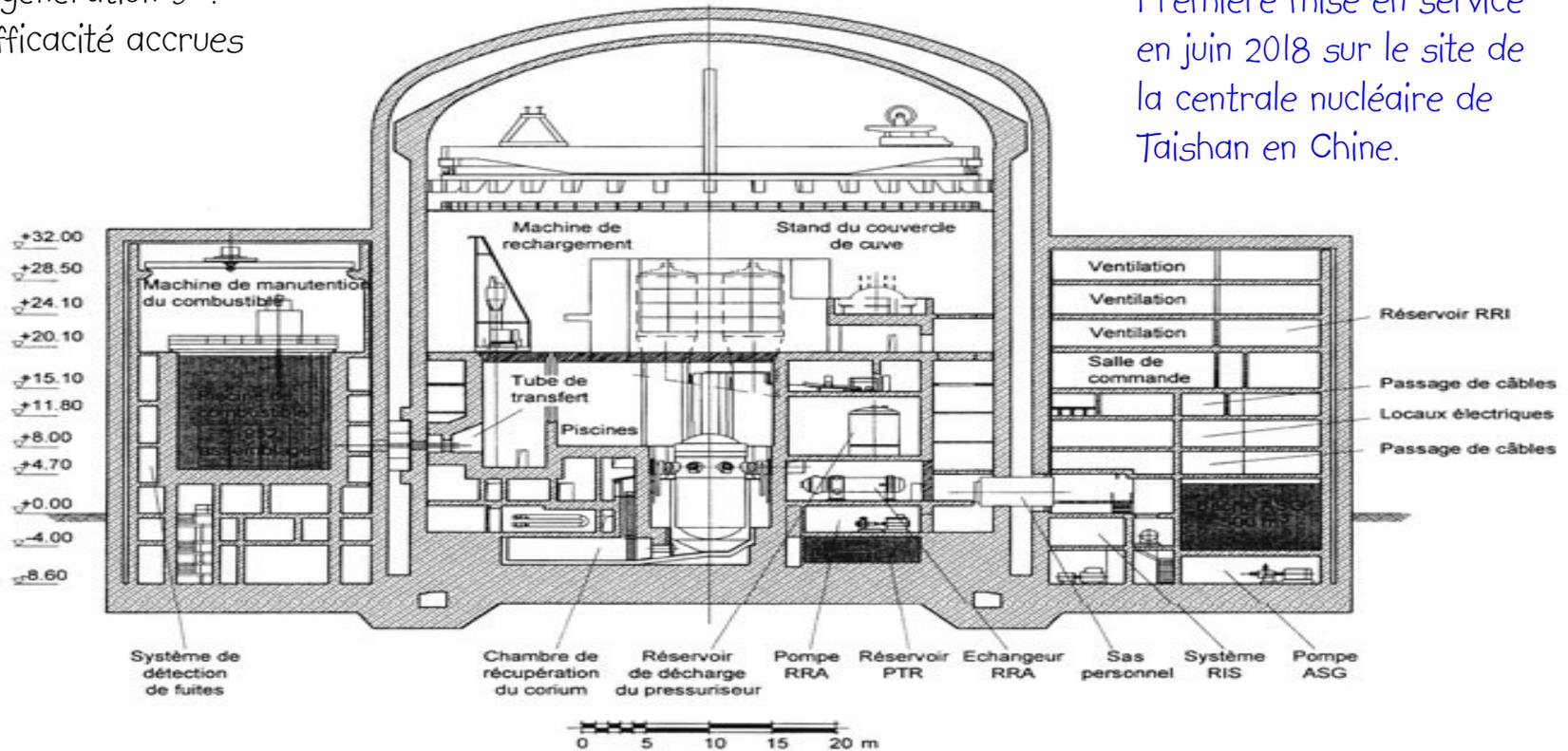
Caractéristiques principales d'un réacteur REP du parc français

	Type 900 MW CP1 - CP2	Type 1300 MW P'4
Puissance électrique nette fournie	925 MWe	1 345 MWe
Puissance nominale thermique de la chaudière	2 785 MW	3 817 MW
Combustible : oxyde d'uranium enrichi de	1,8 à 3,25 %	1,5 à 3,1 %
Taux moyen d'irradiation de rejet :	33 000 MW/jour	par tonne envir.
Nombre d'assemblages combustibles	157	173
Nombre de crayons par assemblage (combustible dit 17 x 17)	264	264
Nombre de grappes de contrôle	53	65
Diamètre intérieur de la cuve	3,988 m	4,394 m
Hauteur totale de la cuve avec couvercle	13,173 m	13,591 m
Épaisseur des viroles de la cuve	0,20 m	0,22 m
Fluide réfrigérant primaire	Eau sous pression	- id. -
Pression nominale	Environ 155 bar	- id. -
Température d'entrée réacteur	Environ 286 °	293 °
Température de sortie réacteur	Environ 323 °	328 °
Débit nominal	Environ 47 680 t/heure	65 635 t/h
Nombre de boucles	3	4
Puissance de chaque motopompe primaire (à chaud)	5 325 kW	6 500 kW

EPR : Evolutionnary Pressurized Reactor

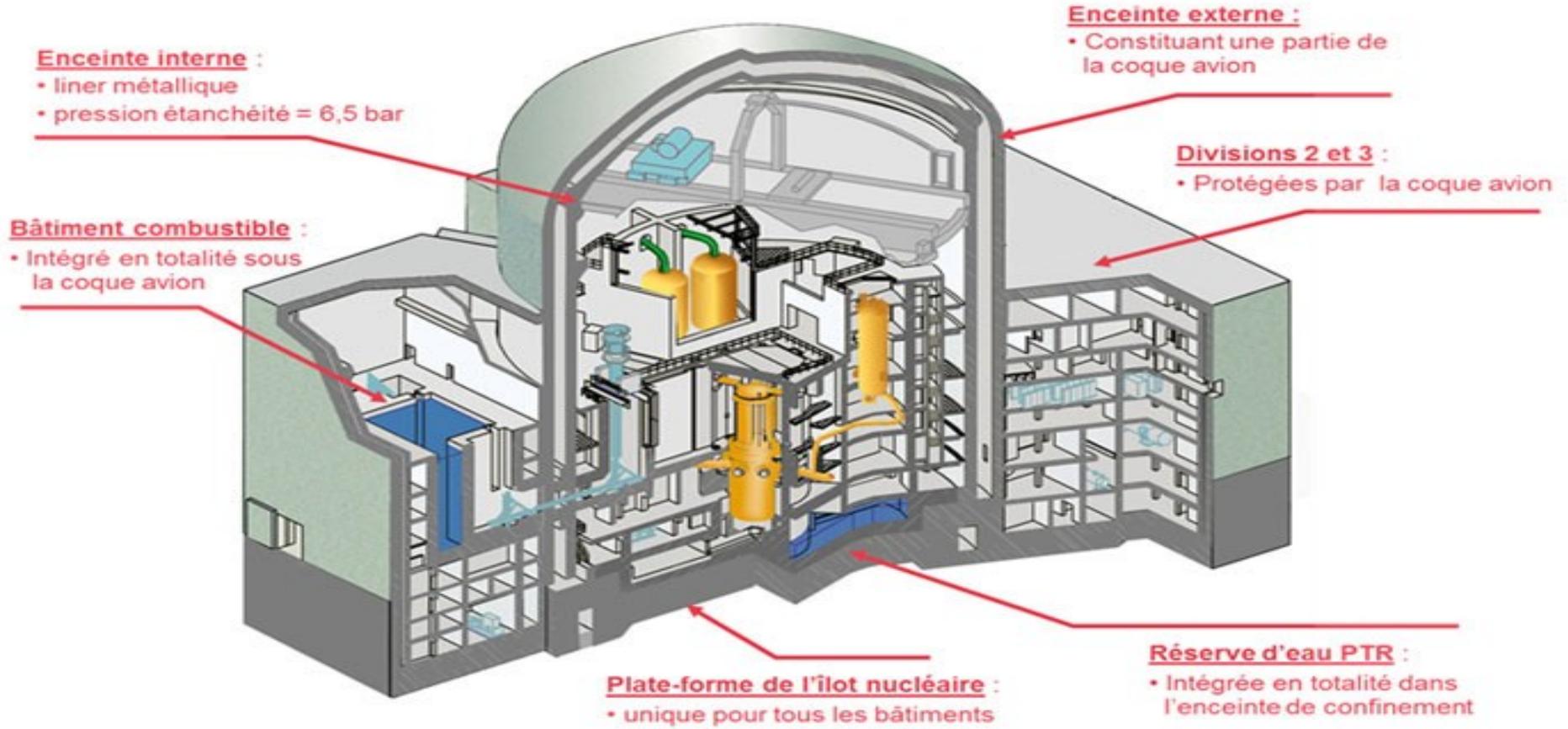
Réacteur de génération 3 :
sécurité et efficacité accrues

Première mise en service
en juin 2018 sur le site de
la centrale nucléaire de
Taishan en Chine.



Coupe de l'îlot nucléaire du réacteur EPR

EPR : Evolutionary Pressurized Reactor



Carte des centrales nucléaires en France

19 centrales
pour
58 réacteurs



Coût de construction du parc français

Référence : rapport de la Cour des comptes 2012 :

Les coûts de la filière électronucléaire

<https://www.ccomptes.fr/fr/publications/les-couts-de-la-filiere-electro-nucleaire>

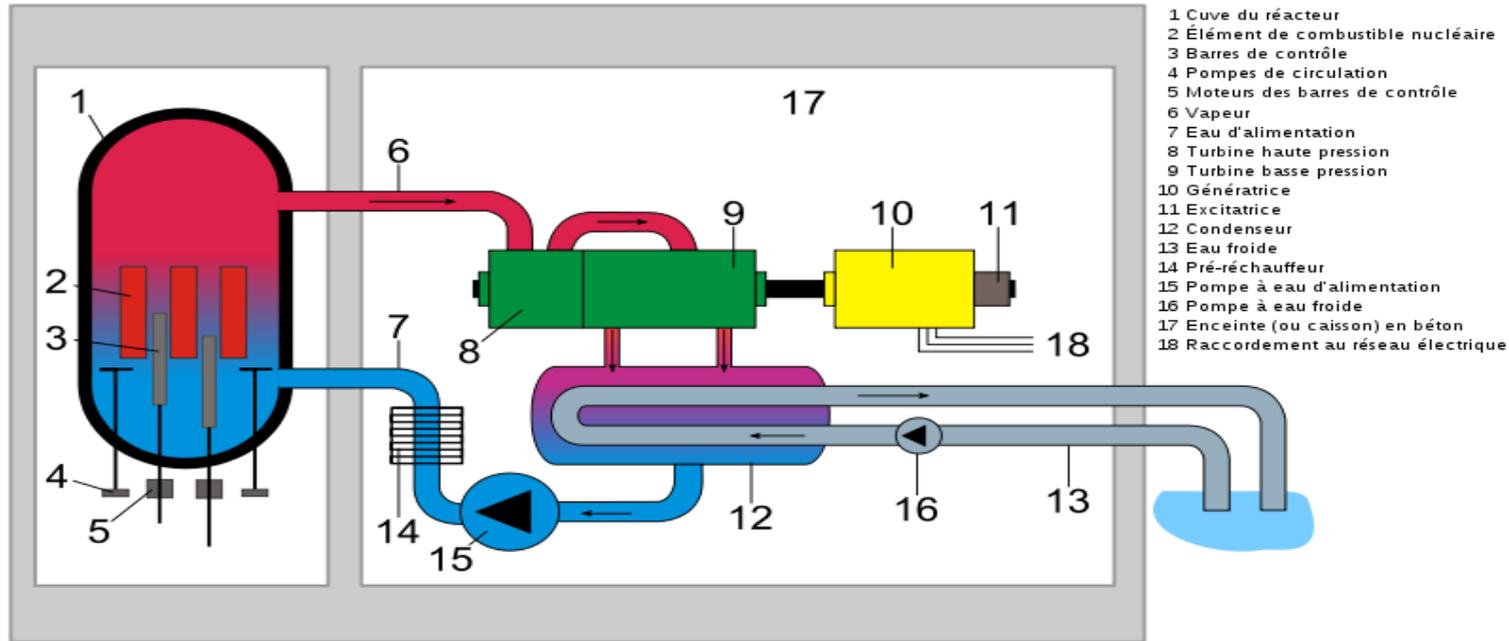
Coût moyen de construction jusqu'ici : 1,2 M Euro₂₀₁₀ par MW_e

Estimation du coût de construction d'un EPR : 3,7 M Euro₂₀₁₀ par MW_e (pour 1630 MW_e)
soit 6 G Euro₂₀₁₀ par réacteur

Estimation 2020 du coût de construction de Flamanville 3 (EPR français) : 12,4 G Euro₂₀₁₅

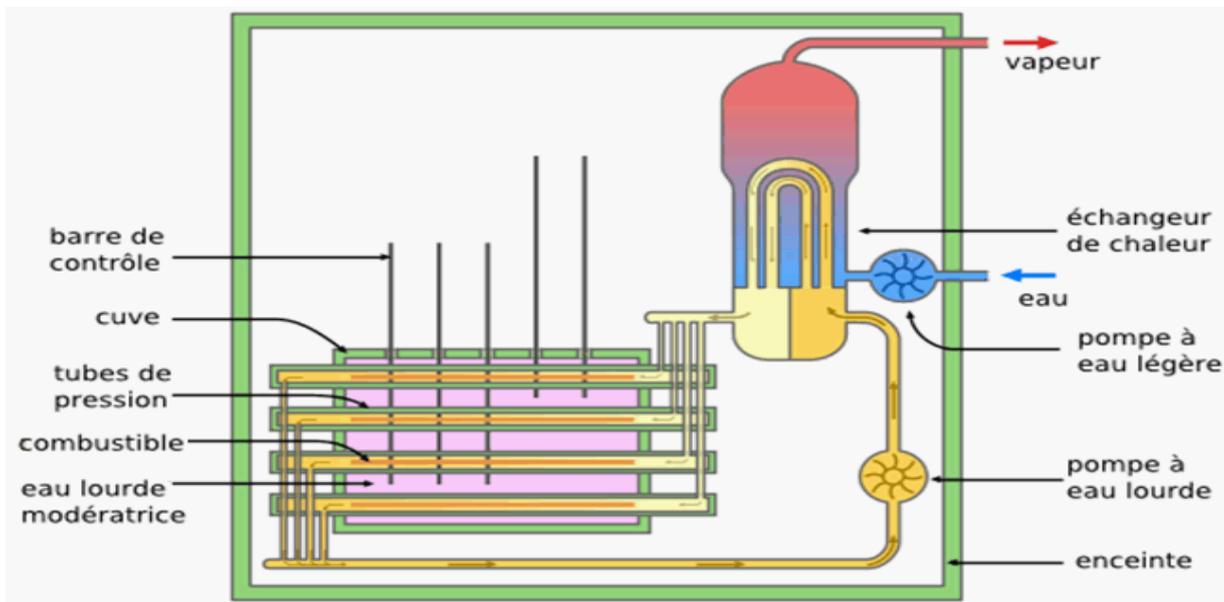
<https://www.ccomptes.fr/fr/publications/la-filiere-epr>

Réacteur à eau bouillante (REB ou BWR en anglais)



Combustible : uranium enrichi à 3-4%

Réacteur de type CANDU à eau lourde pressurisée



Modérateur (D_2O) et caloporteur (D_2O pressurisée) séparés.

Combustible : uranium naturel : 0,71% ^{235}U , 99,29% ^{238}U

Pas d'enrichissement nécessaire.

Réacteur à sodium liquide

SuperPhénix à
Creys-Malville,
en cours de
démantèlement.

Combustible :

^{238}U (fertile)

^{239}Pu (fissile) (15-18%)

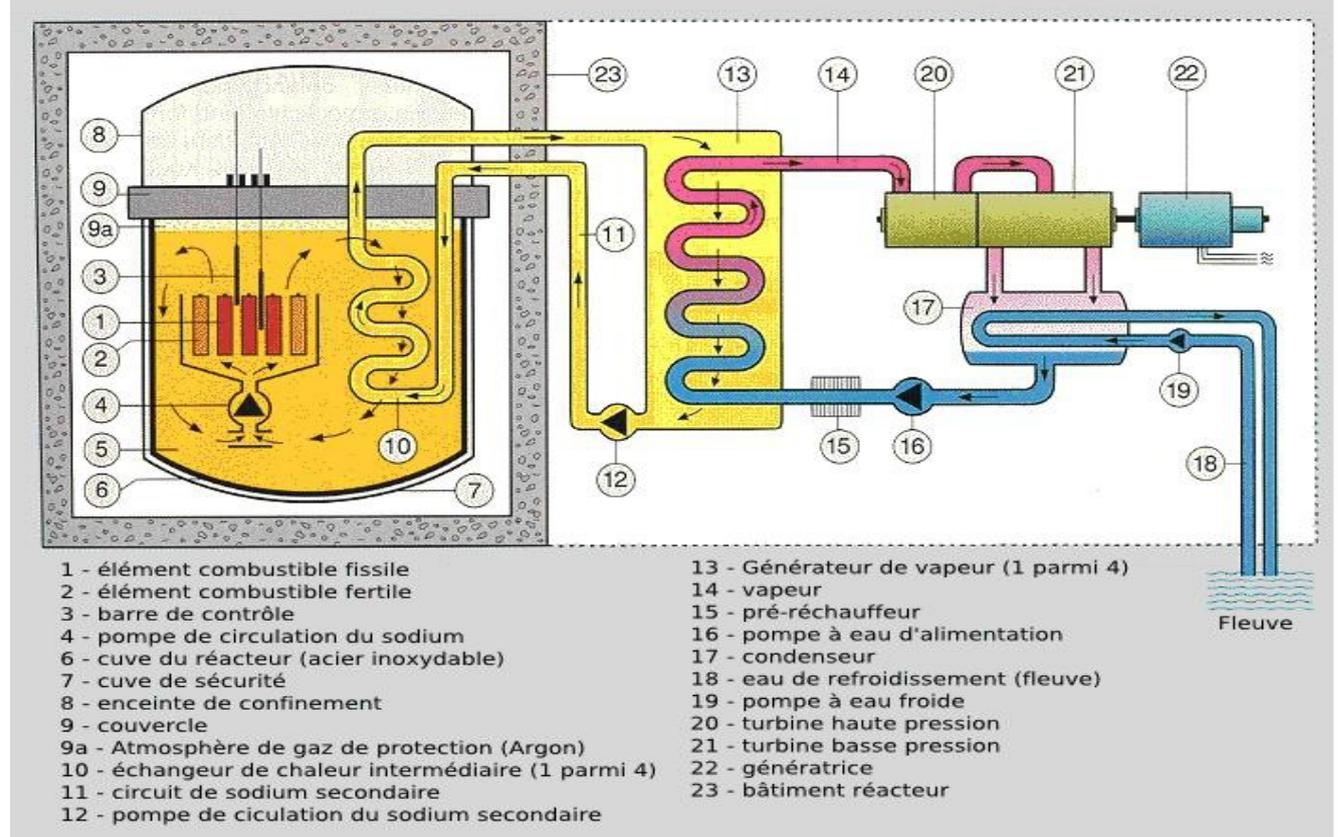
et/ou MOX

(mélange d'oxydes

^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu)

Peut fonctionner en
mode sur-générateur,
qui produit plus de ^{239}Pu
qu'il n'en consomme.

Rendement 40% car
température de la source chaude plus élevée.



Pilotage des réacteurs

D'une génération de neutrons à une autre, le flux de neutrons est accru de la quantité suivante :

$$\frac{\Delta \Phi}{\Delta t} = \frac{(k-1)}{\tau} \Phi(t) \quad \text{où } k \text{ est le coefficient de multiplication neutronique}$$

τ est le temps moyen qui sépare deux générations

τ étant très petit ($\sim 0,1$ ms), on peut écrire :

$$\frac{d\Phi}{dt} = \frac{(k-1)}{\tau} \Phi(t) = \frac{\Phi(t)}{T_m} \quad \text{avec :} \quad T_m = \frac{\tau}{(k-1)}$$

On a alors : $\Phi(t) = \Phi(0) \exp(t/T_m)$

Pour éviter une divergence exponentielle rapide, T_m doit être très large, ce qui signifie que k doit être maintenu très très proche de 1.

La **réactivité** est définie par :

$$T_m = \frac{\tau(1-\rho)}{\rho}$$

$$\rho = \frac{(k-1)}{k}$$

Elle doit être maintenue très proche de 0.
Sa valeur est en général exprimée en pcm
(pour cent mille).

Mais si au cours d'un accroissement, la réactivité passait à 0,01 (1000 pcm), alors T_m vaudrait 10 ms et en 0,1 s, le flux neutronique croîtrait de $2 \cdot 10^4$! Ceci ne permettrait pas d'assurer la sécurité de fonctionnement d'un réacteur.

Pilotage des réacteurs : rôle des neutrons retardés

0,65% (β) des neutrons de fission sont émis avec un retard moyen de 10 s. On peut alors définir un temps moyen séparant deux générations par :

$$\tau_{moyen} = (1 - \beta)\tau + \beta\tau_r \simeq 0,07 \text{ s} \quad \text{qui est 700 fois supérieur au temps de séparation de deux générations de neutrons prompts.}$$

Pour pouvoir piloter un réacteur dans le temps et assurer ainsi sa stabilité, on doit obtenir sa criticité en tenant compte des neutrons retardés. En d'autres termes on doit fonctionner dans le régime :

$$\begin{aligned} \rho &= 0 && \text{en tenant compte des neutrons prompts et retardés} \\ \text{ou : } \rho &= -\beta && \text{en ne tenant compte que des neutrons prompts} \end{aligned}$$

Exercice : Montrer la condition de sous-criticité pour les neutrons prompts lorsque la réaction est globalement critique (à puissance constante).

Stabilité des réacteurs et coefficients de température et de vide

En cas d'incident ou d'instabilité, la température d'un réacteur peut croître rapidement. Le cœur nucléaire peut également se vider (en cas de brèche dans le circuit de refroidissement ou plus simplement en cas d'ébullition dans le cœur) mettant ainsi en péril son refroidissement. Dans ces deux situations, on cherchera à obtenir que la réactivité du cœur baisse spontanément, de manière à fournir un mécanisme de contre-réaction inhérent qui renforce la sécurité du système. Les coefficients de température et de vide doivent donc être négatifs : c'est-à-dire produire une *baisse de la réactivité lorsque la température croît ou lorsque le cœur se vide* (bulles, fuites...).

Coefficients de température

Dans un REP, la majeure partie du combustible est constituée d' ^{238}U . Or la section efficace de capture neutronique sur ce noyau croît rapidement lorsque la température du combustible croît. Moins de neutrons sont alors disponibles pour la fission. Ce mécanisme peut renverser l'accroissement de puissance en moins de 0,1 s.

Pour la stabilité du réacteur, c'est le coefficient essentiel, appelé **coefficient de température prompt**, car lorsqu'un déficit de refroidissement du réacteur survient, c'est dans le combustible que la température augmente le plus rapidement. Il faut se souvenir que les pastilles d' UO_2 (céramique) conduisent assez mal la chaleur.

Lorsque la température de l'eau de refroidissement croît à son tour (avec un certain retard dû au temps de transfert de la chaleur du combustible vers l'eau), sa densité diminue, ce qui conduit à réduire l'efficacité de modération des neutrons et donc à réduire le nombre de neutrons thermiques disponibles pour la fission. **L'effet de ce coefficient de température du modérateur s'ajoute à celui du combustible** pour garantir la stabilité de fonctionnement des REP.

Coefficient de vide

L'eau est essentielle pour la modération des neutrons dans un REP. Si celle-ci vient à manquer, la capacité globale de modération décroît et le flux de neutrons thermiques diminue, ce qui entraîne une chute de la réactivité. *Le coefficient de vide est donc naturellement négatif dans un REP.*

On peut observer que cet effet est local. Si une bulle se crée à un endroit donné du cœur, le flux neutronique thermique diminue à cet endroit et la puissance de fission est en conséquence réduite localement, ce qui conduit à la disparition de la bulle.

Empoisonnement par effet xénon

Le ^{135}Xe est un puissant absorbant de neutrons thermiques :

$$\sigma_a = 2.7 \cdot 10^6 \text{ b} \quad \text{à } 25 \text{ meV}$$

Il est créé dans la chaîne de production et de décroissance des isotopes de masse 135, que l'on trouve dans les produits de fission :



Dans cette chaîne, chaque isotope peut être directement produit par fission.

Dans un combustible neuf, le ^{135}Xe n'existe pas. Pendant le fonctionnement à plein régime d'un réacteur, il est progressivement détruit par la capture d'une très petite fraction du flux neutronique. Lorsqu'un réacteur s'arrête, le ^{135}Xe s'accumule sur une durée de 7 h. *Le redémarrage du réacteur ne peut alors se faire sans attendre la désintégration du ^{135}Xe qui prendra quelques jours. Sinon on prend le risque qu'un événement de surcriticalité due à l'instabilité du réacteur survienne. C'est l'une des multiples causes de l'accident de Tchernobyl.*

Puissance résiduelle après l'arrêt d'un réacteur

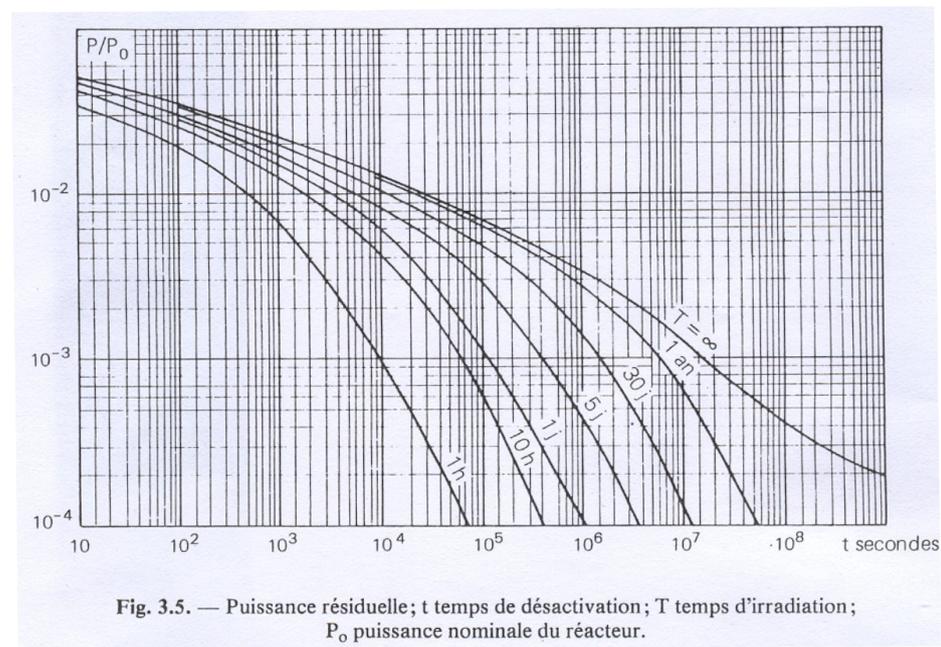
Lorsqu'un réacteur s'arrête, l'intense activité de ses produits de fission est la cause d'un important dégagement de chaleur qui baissera exponentiellement avec le temps.

La puissance résiduelle d'un réacteur est de 3 à 5% juste après son arrêt. Pour un combustible qui a été irradié pendant 1 an, il faut plusieurs mois avant que celle-ci ne baisse en dessous de 0,1 %.

Un cœur nucléaire de $3000 \text{ MW}_{\text{th}}$, produit encore plus de 90 MW_{th} de chaleur juste après son arrêt. Il est donc impératif de maintenir son refroidissement, sinon cela peut entraîner la fonte du cœur et la formation d'un corium liquide hautement radioactif.

La mise hors service du refroidissement des cœurs nucléaires à la suite d'un énorme tsunami est la cause de l'accident de Fukushima.

C'est également la cause de l'accident de Three Mile Island en 1979 aux USA suite à plusieurs dysfonctionnements des systèmes de sûreté.



Carte des centrales nucléaires dans le monde (en activité ou arrêtées)



440 réacteurs sont en service (104 aux USA, 58 en France, 51 au Japon ...)

60% REP, 20% REB, 8% CANDU

Pour en savoir plus :

- Le nucléaire expliqué par des physiciens : sous la direction de Paul Bonche EDP Sciences
- Applied reactor physics, Alain Hébert, Presses Internationales Polytechniques
- Introduction au génie nucléaire, Jacques Ligou, Presses polytechniques et universitaires romandes
- Nuclear Energy : Principles, Practices and Prospects, David Bodansky, American Institute of Physics Press
- Nucléaire : les chemins de l'uranium, Pierre Morvan, Ellipses
- Le cycle du combustible nucléaire, Louis Patarin, EDP Sciences
- Introduction to nuclear engineering, John R. Lamarsh, Addison-Wesley