

# Usure du combustible

*La réactivité évolue selon trois échelles de temps. Les effets de température, et les contre-réactions associées, répondent à des effets de puissance ou d'évacuation d'énergie en quelques minutes maximum. Les produits de fissions perturbent la réactivité sur plusieurs heures à quelques jours. L'usure, à plus long terme, fait évoluer la réactivité de manière plus progressive et plus complexe.*

## 1. Introduction

Bien que l'énergie potentielle d'un combustible nucléaire soit considérable par rapport aux autres types de ressources énergétiques (pétrole, charbon, ...), elle n'en est pas moins limitée. Ce chapitre a pour but de déterminer cette limite.

Nous verrons qu'un combustible nucléaire se consomme comme les autres combustibles, puisque les noyaux fissiles ne fissionnent qu'une fois. Mais nous verrons également que de nombreux phénomènes viennent compliquer le calcul de cette limite. Citons d'ores et déjà, les points qu'il faudra prendre en compte pour **estimer l'usure d'un combustible nucléaire** :

- L'uranium **238**, par **capture neutronique fertile**, donne naissance à un corps fissile : le plutonium 239. Cette création revalorise le combustible au fur et à mesure que celui-ci s'use. On appelle cela le **taux de conversion**.
- Un combustible usé contient encore des noyaux fissiles. En effet, quel que soit l'état du combustible, il faut que le cœur puisse diverger, ce qui implique un certain **enrichissement minimum, même en fin de vie**.
- Le combustible doit rester un certain nombre d'années dans le réacteur. Aussi, doit-il se tenir correctement pendant tout ce temps. Cette tâche est très délicate car le combustible reçoit un flux neutronique et radiatif très important, ceci sous de fortes températures et hautes pressions. Même des matériaux très élaborés ne restent pas insensibles à de tels traitements et de ce fait, ils s'abîment. Evidemment, lorsque leur intégrité est mise en défaut donc **la sûreté remise en questions**, il convient de les remplacer.

La durée de vie limite d'un combustible dépend donc d'un certain nombre de paramètres, **neutronique et technologique**, que nous allons quantifier dans les paragraphes suivants. Pour fixer celle-ci, il faudra faire un judicieux compromis entre différentes grandeurs.

## 2. Energie fournie par le combustible

### 2.1 Définition du JEPP

Le JEPP veut dire **Jour Equivalent Pleine Puissance**.

Le nombre de JEPP est le nombre de **jours effectifs** pendant lesquels on fonctionne à **puissance contractuelle**. Si par exemple, un réacteur fournit 20% de sa puissance pendant 10 jours, on dira qu'il a fonctionné pendant 2 JEPP (10 jours multiplié par 20%).

Le JEPP est en quelque sorte l'unité de la **durée effective de fonctionnement**.

Pour les Réacteurs à Eau Pressurisée d'EdF, la fourniture d'énergie est prévue pour 320 JEPP. Cependant, le nombre de JEPP pourra devenir un critère de comparaison. Un réacteur qui a fourni de l'énergie pendant 320 JEPP en un an, se sera moins arrêté que celui qui n'en a fourni que 290 ; il semble donc plus fiable. Le suivi des centrales rend compte de cette exploitation.

### 2.2 Energie que doit fournir le cœur

Nous la noterons  $E_i$  (Energie imposée).

Lorsqu'on définit le **cahier des charges d'un réacteur nucléaire**, on impose la puissance nominale, et également la **durée effective** (en JEPP) de fonctionnement (maintenance, rechargements).

A partir de ces deux grandeurs il est aisé de déterminer l'énergie que doit fournir le cœur :

$$E_i = P \cdot J \cdot 24 \cdot 3600$$

où :  $P$  est la puissance nominale (*ou contractuelle*) du réacteur en Watts

$J$  est le nombre de JEPP

24 convertit  $J$  en heures

3600 converti ( $J \cdot 24$ ) en secondes

d'où :  $E_i = P \cdot J \cdot 86400$  avec  $E_i$  en Joules

### 2.3 Energie que fournit le cœur

L'énergie fournie par le combustible, notée  $E_{fc}$  (Energie fournie par le cœur), est, bien entendu, égale au produit du nombre de fissions par l'énergie libérée lorsqu'un noyau fissionne ( $E_f$ ).

Elle s'exprime comme :

$$E_{fc} = \text{nombre de fissions} \cdot E_f$$

où  $E_f$  est l'énergie libérée par la fission d'un noyau soit environ 200 MeV

A chaque fois qu'il y a fission, un noyau fissile disparaît ; le **nombre de fissions** est donc égal au **nombre de noyaux disparaissant par fission**.

Mais attention, nous avons déjà vu qu'un noyau fissile absorbant un neutron, ne fissionnait pas forcément. Il peut très bien capturer le neutron et en rester là.

Donc à chaque fois qu'un noyau fissile disparaît, il n'y a pas une fission, mais il y en a  $\sigma_f / \sigma_a$  (*probabilité pour un noyau absorbant un neutron de se fissionner*), d'où :

➤ **sans tenir compte des captures stériles** de l'uranium 235 :

$$E_{fc} = \text{nombre de noyaux disparaissant par fission} \cdot E_f$$

➤ **en tenant compte des captures stériles** de l'uranium 235 :

$$E_{fc} = \text{nombre de noyaux disparaissant} \cdot \sigma_f / \sigma_a \cdot E_f$$

ou  $E_{fc} = \text{nombre de noyaux fissiles consommés} \cdot \sigma_f / \sigma_a \cdot E_f$

ou  $E_{fc} = N_{\text{cons}} \cdot \sigma_f / \sigma_a \cdot E_f$

et en convertissant  $E_f$  en Joules, on obtient la formule suivante :

$$E_{fc} = N_{\text{cons}} \cdot \frac{\sigma_f}{\sigma_a} \cdot E_f \cdot 1,6 \cdot 10^{-13}$$

où  $E_{fc}$  est en Joules et  $E_f$  en MeV

## 2.4 Evaluation de la durée de vie d'un combustible

Bien concevoir un cœur de réacteur implique que l'énergie fournie par le combustible,  $E_{fc}$ , doit être égale (*ou supérieure*) à l'énergie (*imposée*) que doit fournir la combustible  $E_i$ .

D'où l'égalité :

$$E_{fc} = E_i \quad N_{\text{cons}} \cdot \frac{\sigma_f}{\sigma_a} \cdot E_f \cdot 1,6 \cdot 10^{-13} = P \cdot J \cdot 86400$$

donc : 
$$P \cdot J = N_{\text{cons}} \cdot \frac{\sigma_f}{\sigma_a} \cdot E_f \cdot K \quad (1) \quad \text{où } K \text{ est une constante.}$$

On remarquera que **l'énergie fournie par le cœur** (P.J) est proportionnelle à  $N_{\text{cons}}$  qui est le nombre de noyaux fissiles consommés. Bien entendu, pour un combustible donné  $\sigma_f / \sigma_a$  et  $E_f$  ne varient pas dans le temps.

D'après sa définition :  $N_{\text{cons}} = N_{\text{fi}} - N_{\text{ff}}$

où:  $N_{\text{fi}}$  = nombre de noyaux fissiles en début de vie  
 $N_{\text{ff}}$  = nombre de noyaux fissiles en fin de vie

$N_{\text{ff}}$ , le **nombre de noyaux fissiles en fin de vie**, ne saurait être nul.

Même en fin de vie, il faut que le réacteur fournisse de la puissance, et pour ce faire il faut que le cœur puisse diverger. Or pour qu'un milieu soit surcritique, il faut une certaine proportion de noyaux fissiles. En d'autres termes, **un réacteur ne peut en aucun cas consommer la totalité de ses noyaux fissiles.**

Ces nombres  $N_{\text{fi}}$  et  $N_{\text{ff}}$  sont évidemment proportionnels aux enrichissements en noyaux fissiles, notés respectivement  $e_i$  et  $e_f$ , et à la masse du combustible  $M_c$ , il serait très facile de montrer que :

$$N_{\text{cons}} = N_{\text{fi}} - N_{\text{ff}} = M_c \cdot (e_i - e_f) \cdot K' \quad (2)$$

où  $K'$  est une constante relative aux poids des noyaux fissiles

En utilisant la relation (2) dans l'équation (1), on obtient :

$$P.J = M_c \cdot (e_i - e_f) \cdot K' \cdot \frac{\sigma_f}{\sigma_a} \cdot E_f \cdot K$$

soit :  $P.J = M_c \cdot (e_i - e_f) \cdot \text{constante}$

Cette dernière équation montre que **l'énergie que peut fournir un cœur est proportionnelle à :**

- La **masse** de combustible.
- La **différence entre les enrichissements initial et final.**

Pour **augmenter la durée de vie d'un réacteur** on peut :

1. **augmenter la masse du combustible** (soit augmenter la taille du réacteur),
2. **augmenter l'enrichissement initial**,
3. **diminuer l'enrichissement final**, en concevant un cœur qui soit critique avec le moins de noyaux fissiles possible.

$M_c$  et  $e_i$  sont relativement faciles à calculer. Par contre, l'évaluation exacte de  $e_f$  sera plus délicate car lorsque le cœur s'use il consomme de l'uranium 235, mais fabrique du plutonium 239 (voir exercice 2).

## 2.5 Production du Pu239 par captures fertiles

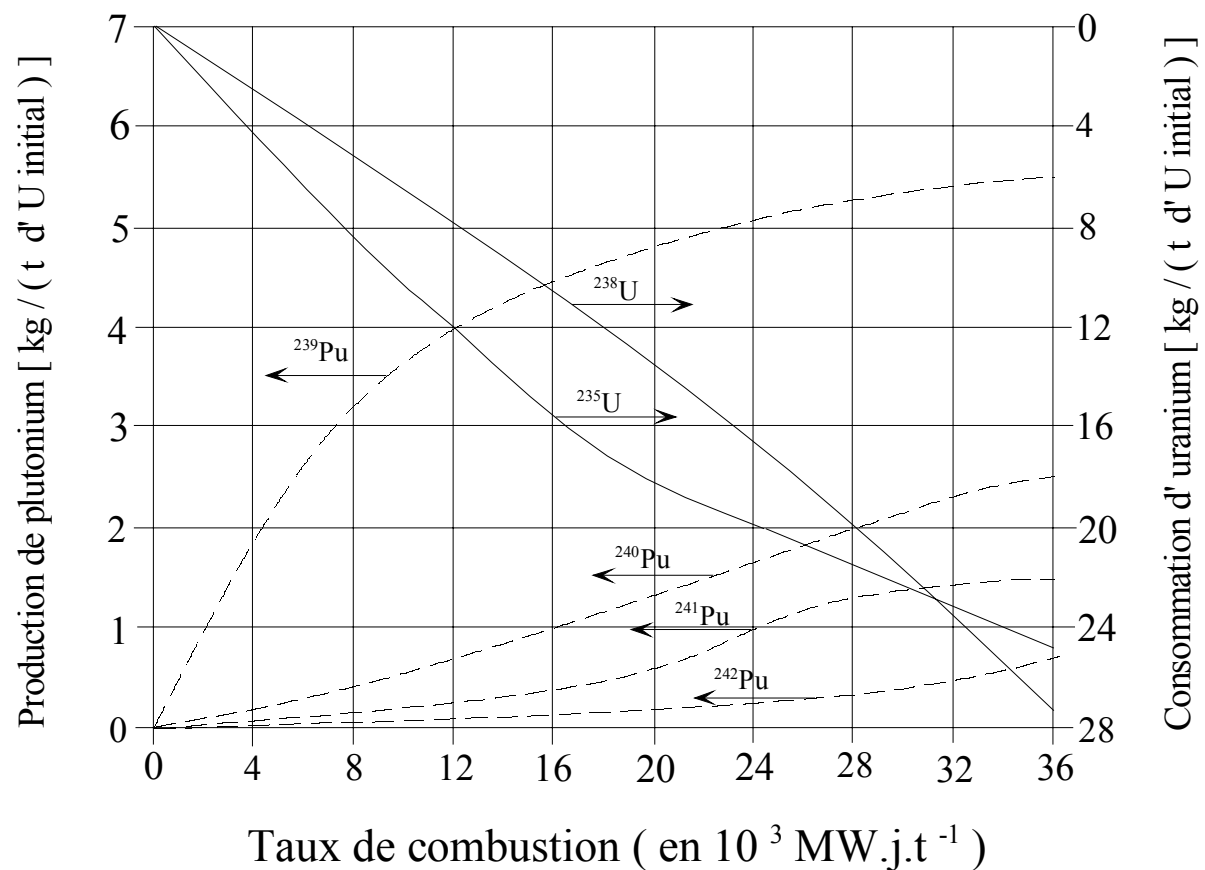
Le Pu 239 est produit par les captures fertiles de l'Uranium 238 .

Il s'en suit des probabilités croissantes de fission pour le Pu 239 formé, mais aussi des productions faibles mais croissantes également de Pu240, puis Pu241 par des captures stériles puis fertiles.

Le "vecteur plutonium" formé évolue avec le temps, et la production d'énergie passe du "tout U235" initial, à près de 20% voire 30% par les fissions du Pu239.

La durée de vie est donc "*allongée*" par rapport à une estimation sur le seul U235 présent en début de vie.

La teneur en U235 finale peut donc être inférieure à celle estimée sans tenir compte du Pu239 formé en cours de production.



La flèche indique l'échelle sur laquelle il faut lire les valeurs.

### 3. Limites technologiques – taux de combustion - épuisement

#### 3.1 Définition du taux de combustion

Le taux de combustion, noté  $\tau$ , est la **quantité d'énergie fournie par une tonne de combustible**. Par tonne de combustible, on entend, par exemple pour un combustible oxyde (type UO<sub>2</sub>) :

- la masse de l'uranium 235 et 238
- plus la masse de l'oxygène
- plus la masse des produits de fission
- plus la masse des transuraniens (Pu239, Pu240,... U236, U237,... )

soit tout ce qui se trouve dans la gaine....

Le taux de combustion se calcule par la formule suivante :  $\tau = \frac{P.J}{M_c}$

- où :
- P est la puissance du réacteur en [MW]
  - J est le nombre de JEPP en [jour]
  - M<sub>c</sub> est la masse de combustible en [tonne]
  - $\tau$  est le taux de combustion en [MW.j / t]

Le taux de combustion est une grandeur très importante vis-à-vis de l'usure du combustible. C'est elle qui relate la "*vieillesse du cœur*", et très souvent les évolutions des **différentes caractéristiques d'un réacteur** sont présentées en fonction de ce taux de combustion.

D'autre part, toutes les limites technologiques temporelles que nous examinerons dans le chapitre suivant, sont limitées par une unique donnée : le taux de combustion maximal. Il est **fixé par les autorités de sûreté**.

Citons, à titre d'information, l'ordre de grandeur des taux de combustion maximaux pour différentes filières :

R.E.P. :	max = 50000 MW.j / t
U.N.G.G. :	max = 5000 MW.j / t
R.N.R. :	max = 100000 MW.j / t

Chaque progrès fait en **technologie des matériaux** se traduit par une hausse du taux de combustion maximal. Ainsi d'année en année, les "*matériaux nucléaires*" sont plus fiables, parce que plus "*résistants à l'irradiation*", et les taux de combustion maximaux sont revus à la hausse.

Pour les U.N.G.G le taux de combustion limite était faible. Mais, si l'on tient compte de l'enrichissement (*environ 0,7% contre 3,5% pour les R.E.P.*) on obtient un "**taux de combustion compensé**" de  $5000 * 3,5 / 0,7$  soit 25000 MW.j / t ce qui est une valeur mieux comparable au 50000 MW.j / t des R.E.P.

## 4. Dommages occasionnés dans un cœur

Plus un matériau reste dans un cœur de réacteur, plus il est irradié, et plus il se détériore. Nous allons, ci-dessous, examiner les principaux dommages (*dont la limite commune est le taux de combustion maximal*) qu'occasionnent les flux neutronique et radiatif.

### 4.1 Irradiation des gaines

Les gaines, première barrière de confinement des produits de fission, doivent absolument, durant toute la vie du combustible, garder leur intégrité. Mais celles-ci sont soumises à un flux neutronique (*d'environ  $10^{14}$  n/cm<sup>2</sup>.s*) et radiatif très intenses, et à température très élevée (*de 300°C à l'extérieur du crayon combustible à plus de 500°C à l'intérieur en fonctionnement normal*).

Or plus un matériau est irradié plus ses qualités sont mises en défaut.

Si l'on ne limitait pas le temps d'exposition, ces gaines pourraient :

- **se fissurer, voire se rompre.** Cela aurait pour conséquence l'entraînement de produits de fission dans le circuit primaire, ce qui n'est évidemment pas concevable. On doit garantir la première barrière.
- **se déformer par un phénomène de fluage** (*déformation plastique*). Cela aurait pour conséquence de perturber l'écoulement du fluide caloporteur ou d'empêcher le mouvement des barres de contrôle : cela n'est, là encore, pas concevable.

Le **zirconium** est un matériau qui supporte bien l'irradiation, c'est une des principales raisons pour laquelle il est utilisé dans les gaines (*en outre, il est transparent aux neutrons:  $\sigma_a \neq 0$* ).

Le bombardement neutronique entraîne des transferts d'énergie cinétique aux noyaux collisionnés, d'où un **déplacement des noyaux par cascade**, chaque noyau déplacé, déplaçant d'autres atomes de la structure cristalline : on observe la créations de lacunes et d'atomes interstitiels.

Les dommages causés par l'irradiation sur un matériau quelconque, sont évalués par une grandeur qui est le **nombre de déplacement par atome** (D.P.A). Actuellement un matériau tel que le zirconium, peut subir une centaine de D.P.A sans perdre pour autant son intégrité (*c'est-à-dire que chaque atome peut se déplacer individuellement une centaine de fois!*). Les aciers austénitiques peuvent supporter près de 8 DPA. Les conditions thermiques sous contrainte permettent toutefois des réarrangements par diffusion atomique.

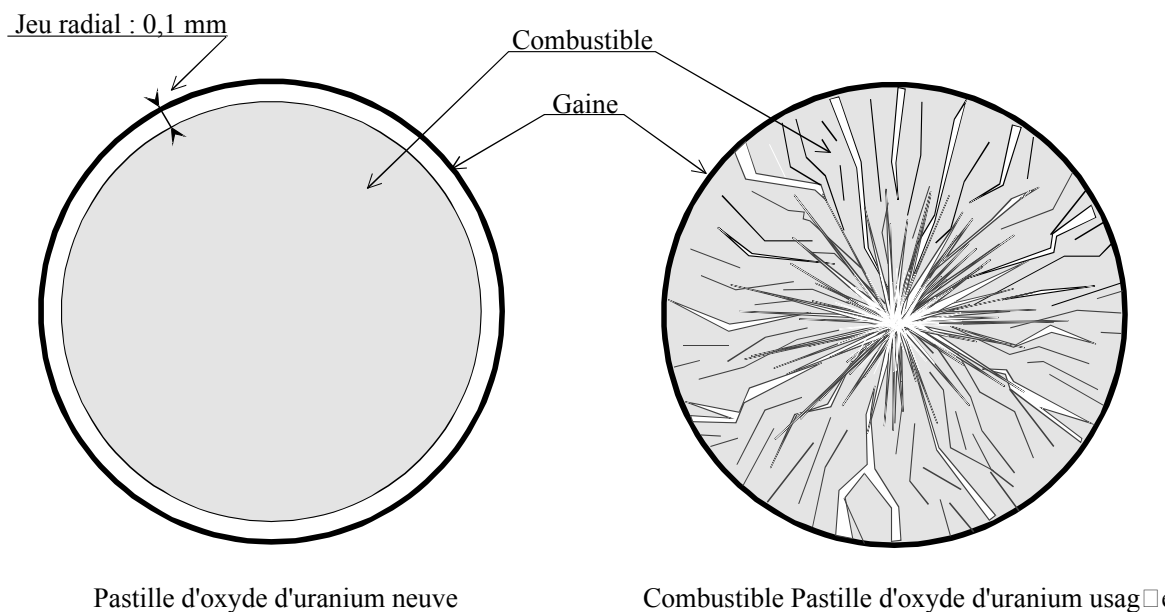
## 4.2 Dégazage du combustible

Certains produits de fission se retrouvent sous forme gazeuse. Lorsqu'on "brûle" le combustible, on fabrique donc des gaz, qui restent évidemment dans la gaine. Bien entendu, des **chambres d'expansion** sont prévues au sein même de la gaine, mais si l'on ne limitait pas le temps de séjour du combustible (*par le taux de combustion maximal*) dans le cœur, la pression ne cesserait d'augmenter jusqu'à déformation, voire rupture de la gaine. Le combustible est d'ailleurs chargé dans les crayons sous pression pour préparer les contraintes en service. Un espace est aménagé en haut des crayons par un ressort qui maintient les pastilles comprimés.

## 4.3 Gonflement et dégradation du combustible

Le combustible, soumis à des contraintes très fortes (*flux neutronique supérieur à  $10^{14} n / (cm^2.s)$ , et température de plus de  $1000^\circ C$* ) ne peut, en cours de fonctionnement, garder, en totalité son intégrité. En fait le combustible va gonfler (*par inclusion de gaz*), se déformer, se fissurer, et peut même, en son centre (*là où la température est la plus élevée*), fondre.

A titre d'information on pourra observer, figure suivante, les coupes d'une pastille d'oxyde d'uranium neuve et d'une pastille d'oxyde d'uranium irradiée.



Cette déformation, très prononcée, ne devra jamais être telle que :

- les **pastilles fondent**, et coulent vers le bas de la gaine,
- les **pastilles se brisent** et tombent, même partiellement, dans le fond de la gaine,
- le **gonflement des pastilles** puissent déformer la gaine.



On limite également la dégradation du combustible par un taux de combustion maximal. Mais on se protège d'une fusion éventuelle du combustible plus exactement par la **puissance volumique** (*ou spécifique*).

Cette **puissance volumique limite** est, bien entendu, proportionnelle à la température centrale de la gaine de combustible. Elle tient compte de l'usure (*taux de combustion*) et de l'épaisseur du combustible.

#### 4.4 Limites de fonctionnement

Donc, ce qui limite le temps de séjour du combustible dans le réacteur est le **taux de combustion maximal**. Cette dernière grandeur est fixée dès la conception du réacteur. Retenons qu'elle dépend essentiellement :

- de la **température centrale du combustible**. En effet, plus un matériau est chaud plus ses propriétés chimiques et physiques se dégradent vite, et donc plus le taux de combustion limite sera faible.
- de la **puissance** qu'il émet. En effet, plus le combustible est sollicité, plus il est sous contrainte, et en particulier, plus il est irradié, donc plus le taux de combustion maximal est faible.
- du **diamètre des crayons combustibles**. Un crayon de diamètre important aura une température centrale élevée (les oxydes sont de très mauvais conducteurs de la chaleur), puisque la température sur le bord sera à peu près identique quelle que soit l'épaisseur (on suppose un même transfert de chaleur combustible vers le modérateur). Donc plus le diamètre de la pastille est important, plus le taux de combustion maximal diminue.

Dès la conception des réacteurs, dans les calculs de sûreté, on se soucie de ce taux de combustion et on détermine les grandeurs principales (*diamètre des pastilles, puissance spécifique, et température centrale*) grâce à différents abaques utilisés par le CEA et EDF lors de leurs avants-projets.

### Conclusion : évolution de la réactivité du cœur

Lorsqu'il y a production d'énergie, il y a fission, et donc, le nombre de noyaux fissiles diminue. En fait, il y a simultanément création de plutonium 239 qui est aussi un matériau fissile, mais globalement le nombre total de noyaux fissiles diminue. L'enrichissement en matière fissile diminuant, on a déjà vu que le Keff du cœur diminuait donc que sa réactivité baissait. Nous retiendrons donc que **la réactivité d'un cœur baisse au fur et à mesure qu'il s'use**, donc au fur et à mesure que le taux de combustion augmente.

**La réactivité d'un cœur décroît donc en fonction du nombre de JEPP** ou du taux de combustion. Nous verrons dans le prochain chapitre comment assurer le contrôle de la réactivité au cours du temps.

## Questions à approfondir

Définition des JEPP

Importance des captures stériles de l'U235 et fertiles de l'U238.

Compétition entre l'U235 et le Pu 239 pour la production d'énergie

Facteur de conversion (rappels de cours)

Calculs des énergies disponibles, énergies fournies, durée de vie d'un cœur;

Comment augmenter la durée de vie

Effets de l'irradiation neutronique sur la tenue des gaines.

Effets de l'usure neutronique sur les pastilles de combustible

Effets des diffusions élastiques sur les aciers ou alliages, notion de DPA

Taux de combustion : définition, ordres de grandeur (filiales)

Comment est fixée la durée de vie d'un chargement d'un cœur

---

## Exercice 1 sur l'usure du combustible

Un cœur, dont les caractéristiques sont précisées ci-dessous a fonctionné pendant 300 JEPP, en négligeant les effets de la présence de plutonium 239 dans le cœur.

### CARACTERISTIQUES DU COEUR:

Puissance contractuelle :	$P_c = 1350 \text{ MW}$
Combustible:	$\text{UO}_2 \quad \rho = 10,6 \text{ g / cm}^3$
Enrichissement en noyaux initial :	$e_i = 4\%$
Masse de combustible initiale :	$(M_c)_i,$ <i>comprenant 193 assemblages de 780 kg</i>
Energie de fission de l'U235 :	$E_f = 202 \text{ MeV}$
Sections efficaces microscopiques :	$\sigma_f = 580 \text{ barns} \quad \sigma_a = 680 \text{ barns}$

- Calculer le nombre d'atomes d'uranium 235 ( $N_{i^{235}}$ ) et d'uranium 238 ( $N_{i^{238}}$ ) présents initialement.
- Calculer le nombre d'atomes d'uranium 235 consommés ( $N_{\text{cons}}$ ) après fonctionnement durant  $J = 300 \text{ JEPP}$ . (on supposera que toute l'énergie provient de la fission de l'uranium 235).
- Calculer alors le nombre d'atomes d'uranium 235 restants au bout des 300 JEPP de fonctionnement.
- En déduire l'enrichissement final " $e_f$ " (On supposera que le nombre d'atomes d'uranium 238 ( $N_8$ ) reste constant).
- En réalité, l'enrichissement final sera-t-il inférieur ou supérieur à cette valeur? Justifier la réponse.

## Exercice 2 : importance du Pu dans la production d'un REP

On étudie un aspect de l'évolution du combustible dans un réacteur de type REP de 1000 MWe

### COMBUSTIBLE UO<sub>2</sub> :

Densité :	$\rho_{\text{comb}} = 10,5 \text{ g.cm}^{-3}$	$e = 1,04$
Masse :	$M_{\text{comb}} = 1200 \text{ Kg}$	$p = 0,85$
Enrichissement en noyaux :	$e_5 = 4,2 \%$	$P_{\text{nf}} = 0,75$
Masse molaire :	$A_{\text{comb}} \sim 270 \text{ g}$	$n = 2,42$
Flux :	$\Phi_{\text{comb}} = 2 \cdot 10^{13} \text{ neutrons.cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$	$E_f = 200 \text{ MeV}$
Densités :	$N_{\text{UO}_2} = 2,34 \cdot 10^{22} \text{ noyux.cm}^{-3}$	
	$N_{\text{U}5} = 9,83 \cdot 10^{20} \text{ noyaux.cm}^{-3}$	
	$N_{\text{U}8} = 2,243 \cdot 10^{22} \text{ noyaux.cm}^{-3}$	
	$N_0 = 4,68 \cdot 10^{22} \text{ noyaux.cm}^{-3}$	

### DONNES GENERALES :

### MODERATEUR H<sub>2</sub>O :

Densité :	$\rho_{\text{mod}} = 0,8 \text{ g.cm}^{-3}$
Volume :	$V_{\text{mod}} = 2 V_{\text{comb}}$
Flux :	$\Phi_{\text{mod}} = \Phi_{\text{comb}}$
Densité :	$N_{\text{H}_2\text{O}} = 2,67 \cdot 10^{22} \text{ noyaux.cm}^{-3}$

### SECTIONS EFFICACES:

UO <sub>2</sub> :	$\sigma_{a,\text{comb}} = 36,288 \text{ barns}$
H <sub>2</sub> O :	$\sigma_{a,\text{H}_2\text{O}} = 0,66 \text{ barn}$
U <sup>235</sup> :	$\sigma_{f,5} = 580 \text{ barns}$
U <sup>238</sup> :	$\sigma_{c,8} = 10 \text{ barns}$
Pu <sup>239</sup> :	$\sigma_{f,9} = 740 \text{ barns}$

- En considérant que le réacteur ne peut pas former d'U<sup>235</sup>, et que la seule façon de le consommer est sous forme de fission, déterminer l'équation différentielle régissant son évolution dans le temps, sous la forme suivante :

$$\frac{dN_5}{dt} = a \cdot N_5, \text{ où « a » est une constante à déterminer}$$

- Résoudre cette équation pour donner une valeur de N<sub>5</sub> en fonction du temps. Calculer la valeur de N<sub>5</sub> au bout de 3 ans (fin de vie d'un assemblage). Tracer sommairement la courbe de cette évolution (*uniquement la forme générale en fonction de la valeur initiale et de la valeur au bout de 3 ans*).

- En considérant que le réacteur ne peut pas former d'U<sup>238</sup>, et que la seule façon de le consommer est sous forme de capture fertile, déterminer l'équation différentielle régissant son évolution dans le temps, sous la forme suivante :

$$\frac{dN_8}{dt} = b \cdot N_8, \text{ où « b » est une constante à déterminer}$$

- Après avoir résolu cette équation pour obtenir  $N_8$  en fonction du temps, calculer la variation  $\Delta N_8$  en pourcentage de la valeur de  $N_8$  entre le cœur neuf et le cœur de 3 ans.

$$\Delta N_8 = \frac{N_8(0) - N_8(3\text{ans})}{N_8(0)} \cdot 100$$

- En considérant qu'il n'y a pas de plutonium dans le combustible neuf chargé en début de vie, que la seule façon de créer du Pu239 est par capture fertile de l'U238, et qu'il ne peut être consommé que par fission, écrire l'équation différentielle qui régit l'évolution du plutonium, sous la forme :

$$\frac{dN_9}{dt} = c_1 \cdot N_8 + c_2 N_9, \text{ où } c_1 \text{ et } c_2 \text{ sont des constantes à déterminer}$$

- Sachant que  $N_8$  varie peu dans le temps et peut être considéré comme constant et égal à sa valeur initiale, résoudre l'équation pour obtenir  $N_9(t)$ . Calculer  $N_9(3 \text{ ans})$  et le tracer sur le graphique précédent de  $N_5(t)$ .
- Quelle est la proportion de puissance fournie grâce au Pu239, si l'on considère que l'énergie produite par une fission de l'U235 (200 Mev) est identique à celle du Pu239 ? En réalité, la proportion de puissance fournie par le Pu est de 60 % ; pour quelle raison à votre avis ?

