

## 8 Combustible, modérateur et gestion du réacteur

On appelle *masse critique*, la quantité de matière tout juste suffisante pour engendrer une réaction en chaîne auto-entretenu. En amoncelant une petite quantité de  $^{235}\text{U}$ , on engendrait des fissions, toutefois puisqu'un trop grand nombre de neutrons s'échapperaient avant de provoquer d'autres fissions, la réaction en chaîne s'éteindrait. Si l'on créait une pile plus importante, moins de neutrons s'échapperaient, et l'on observerait une réaction en chaîne auto-entretenu. On appelle *masse critique* de l'uranium 235, la quantité de matière à partir de laquelle la réaction en chaîne est auto-entretenu.

On doit noter que l'uranium naturel (constitué de 0,7 % de  $^{235}\text{U}$  et de 99,3 % de  $^{238}\text{U}$ ) ne peut pas être critique, et ce, quelle que soit la masse de la pile. En effet, les pics de résonance de l'uranium 238 absorbent tellement de neutrons qu'il en reste trop peu pour entretenir une réaction en chaîne.

La thermalisation des neutrons (leur ralentissement) ce qui augmente la probabilité de fission est nécessaire pour l'obtention d'une réaction en chaîne auto-entretenu avec une pile d'uranium naturel. Or, pour limiter l'absorption des neutrons par l'uranium 238, il convient d'opérer ce ralentissement loin du combustible. Toutefois, puisque les neutrons se déplacent aléatoirement, on ne peut maîtriser directement ce processus. Concentrer le combustible dans des canaux séparés par un modérateur efficace permet de réaliser le ralentissement, puisque moins de neutrons sont exposés à la capture par résonance et que leur thermalisation est plus probable. Grâce à cette procédure, la plupart des neutrons :

1. sont loin de l'uranium 238, pendant leur ralentissement, alors qu'ils passent dans l'intervalle d'énergie des résonances de cet isotope, et
2. une fois qu'ils ont été thermalisés, seront absorbés plus probablement par l'uranium 235, ce qui générera des fissions.

### 8.1 Le modérateur

Comme la majorité des réacteurs de puissance, les CANDU sont des réacteurs thermiques, c'est-à-dire que les fissions sont causées par des neutrons thermiques. Pour que le réacteur fonctionne, les neutrons rapides générés par les fissions doivent être ralentis aux vitesses thermiques avant qu'ils puissent provoquer de nouvelles fissions.

Le modérateur doit donc ralentir les neutrons issus de fission sans les absorber. Le modérateur doit donc :

1. ralentir les neutrons avec le moins de collisions possible, sur une faible distance,
2. absorber le moins de neutrons possible.

Les neutrons rapides perdent leur énergie surtout par des collisions élastiques avec d'autres noyaux. La diffusion élastique est plus efficace sur les noyaux légers que les noyaux lourds. En moyenne, dans l'hydrogène pur, 18 collisions sont nécessaires pour thermaliser un neutron, tandis que dans l'uranium 238, il faut attendre 2172 collisions pour obtenir le même résultat. Seuls les noyaux légers sont de bons modérateurs.

Le deuxième point est l'absorption moindre. Par exemple, le bore 10 thermalise les neutrons avec environ 90 collisions, mais puisque sa section d'efficace d'absorption est de 3840 barns, il absorberait les neutrons qu'il aurait ralentis.

Pour ces raisons nucléaires, ainsi que d'autres considérations techniques et économiques, on ne dispose que de trois modérateurs possibles pour les réacteurs thermiques : l'eau légère ( $H_2O$ ), l'eau lourde ( $D_2O$ ) et le graphite (C). Le tableau 8.1 résume les propriétés de chacun.

**Tableau 8.1**

| Modérateur | Nombre moyen de collisions pour la thermalisation | $\sigma_s$ (barns) | $\sigma_a$ (barns) |
|------------|---|--------------------|--------------------|
| $H_2O$     | 20  | 103                | 0,664              |
| $D_2O$     | 36  | 13,6               | 0,0010             |
| C          | 115   | 4,8                | 0,0034             |

On constate que l'eau légère thermalise les neutrons plus rapidement que l'eau lourde ou le graphite (à cause de sa section efficace de diffusion supérieure et le nombre moins élevé de collisions nécessaires pour la thermalisation). Toutefois, la section efficace d'absorption de l'eau légère est 664 fois plus élevée à celle de l'eau lourde et 195 fois

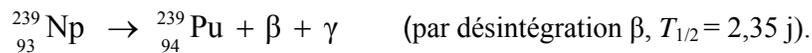
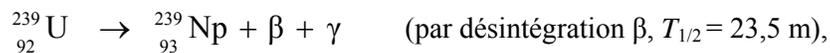
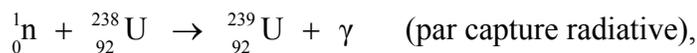
plus élevée que celle du graphite. Ainsi, parce que l'eau légère absorbe davantage de neutrons, il est impossible de l'utiliser pour obtenir une réaction en chaîne auto-entretenu avec de l'uranium naturel. Le combustible des réacteurs modérés à l'eau légère doit être enrichi entre 2 et 3 %. (C'est-à-dire que la proportion de  $^{235}\text{U}$  doit être élevée de 0,7 % à 2 ou 3 %.)

Le combustible de la plupart des modèles de réacteurs, dont le CANDU, est composé de dioxyde d'uranium ( $\text{UO}_2$ ) plutôt que de métal pur. Le combustible céramique ( $\text{UO}_2$ ) résiste très bien à la corrosion et est très stable dans un environnement radioactif, ce qui en fait un bon choix de combustible nucléaire. Or, si l'on utilise le graphite comme modérateur, il est impossible d'obtenir la masse critique avec du dioxyde d'uranium non enrichi. L'eau lourde demeure le seul modérateur possible pour un réacteur consommant de l'uranium naturel sous la forme de  $\text{UO}_2$ .

## 8.2 Combustible frais et chargement à l'équilibre

Lorsque l'on charge un réacteur pour la première fois, on dit qu'il est alimenté en *combustible frais*. Cette première charge durera environ six mois. Après cette période, on remplace quelques grappes de combustible chaque jour — on dit que le réacteur est dans un état de *chargement à l'équilibre*.

La composition du combustible change radicalement lorsque l'on passe du premier état (chargement de combustible frais) au deuxième (chargement à l'équilibre), et ce, de trois façons : l'épuisement de l'uranium 235, surtout par fission, l'accumulation des produits de fission et l'accumulation de plutonium 239 (un combustible fissile) par la réaction nucléaire suivante :



Le combustible frais contient 0,7 % d'uranium 235 et pas de plutonium 239. Lorsque l'on retire le combustible du réacteur, il contient encore 0,2 % d'uranium 235 et une concentration similaire de

plutonium 239. Une partie importante de l'énergie produite par un réacteur CANDU provient de la fission du plutonium.

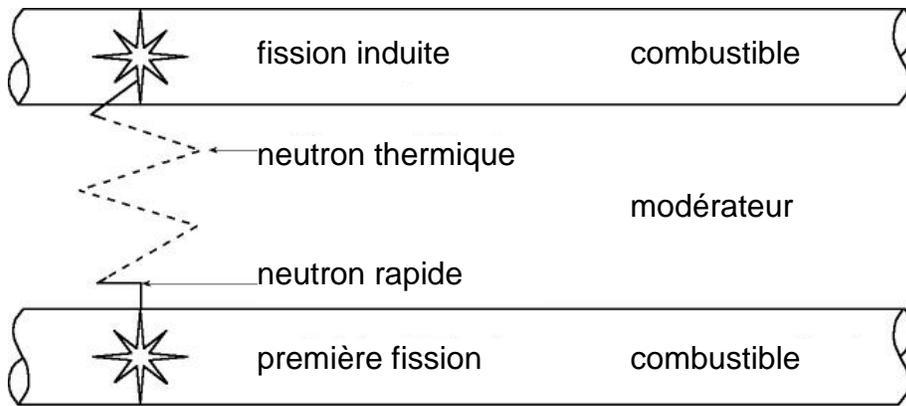
Chaque fission produit deux nouveaux atomes et alors la concentration de produits de fission dans le combustible épuisé s'élève à plus de 1 %. La proportion de  $^{238}\text{U}$  n'aura que très peu varié.

### 8.3 Architecture du réacteur

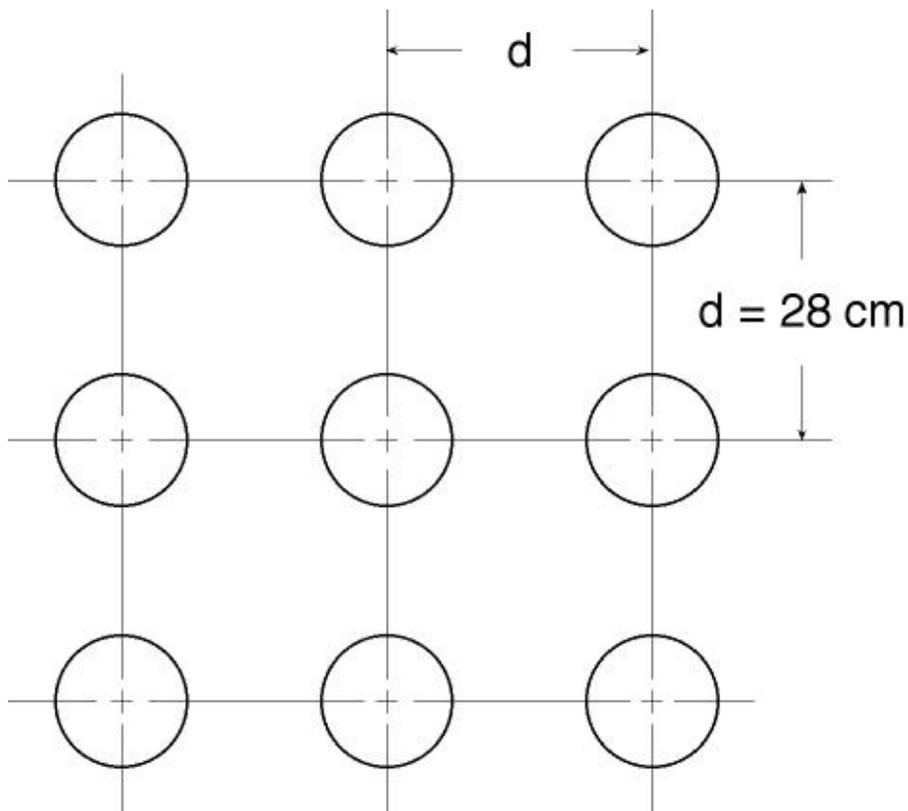
Les figures 8.1 et 8.2 montrent la disposition du combustible dans le modérateur dans des vues axiales et radiales. Cette architecture permet à la plupart des neutrons rapides produits par la fission de quitter le combustible et d'entrer dans le modérateur avant qu'ils soient absorbés par résonance. Le modérateur ralentit les neutrons loin de l'uranium 238 et la majorité des neutrons pénètrent dans le combustible après qu'ils ont été thermalisés. Cette architecture permet de :

1. ralentir les neutrons jusqu'à ce qu'ils soient thermalisés, ce qui augmente énormément la section efficace de fission;
2. minimiser la capture de neutrons en :
  - a) éloignant la plupart des neutrons de l'uranium 238, pendant la période de leur refroidissement alors que leur énergie se situe dans la région des résonance d'absorption de ce noyau;
  - b) retournant rapidement au combustible les neutrons une fois thermalisés, ce qui réduit leur absorption par le modérateur.

L'écartement des canaux, montré à la figure 8.2, est très important et a fait l'objet d'une étude attentive pour les réacteurs CANDU. Tout diminution ou accroissement sensible de cet écartement diminuerait la probabilité d'entretenir une réaction en chaîne.



**Figure 8.1**  
**Vue axiale de l'architecture du réacteur**



**Figure 8.2**  
**Vue radiale de l'architecture du réacteur**

Une caractéristique sécuritaire importante du combustible CANDU est que l'on ne peut accumuler une masse critique qu'en les disposant dans de l'eau lourde de la façon illustrée plus haut. La manutention et l'entreposage du combustible et de l'eau lourde dans des lieux séparés permettent d'éliminer le risque d'accident de criticité lié à ces activités. Lorsque l'on entrepose le nouveau combustible, il est disposé de façon à ne pas permettre la criticité, dans des lieux bien drainés, loin de l'eau lourde.

#### **8.4 Notions principales**

- On peut constituer une masse critique d'uranium 235 en entassant suffisamment de matière.
- À cause de l'absorption des neutrons par l'uranium 238, il est impossible d'accumuler une masse critique d'uranium naturel.
- Pour éviter leur capture par résonance de l'uranium 238, les neutrons doivent être éloignés de cet isotope pendant leur thermalisation.
- Les substances pouvant servir de modérateur sont :  $H_2O$ ,  $D_2O$  et le carbone. L'eau lourde ( $D_2O$ ) est le meilleur modérateur : elle freine bien les neutrons et sa section efficace d'absorption est très petite.
- Pendant les premiers stades d'irradiation, le plutonium 239 s'accumule dans le combustible. Tout comme l'uranium 235, le plutonium 239 est fissile et il contribue abondamment à la production d'énergie dans le réacteur.
- Dans un réacteur CANDU, le combustible est placé dans des canaux d'environ quatre mètres.
- Les canaux sont disposés selon un plan carré, leurs centres étant séparés de 28 cm.

### 8.5 Exercices

1. Décrivez la disposition du combustible et du modérateur d'un réacteur CANDU.
2. Expliquez l'importance de l'arrangement décrit en réponse à la question 1.
3. Expliquez pourquoi est-il préférable de choisir l'eau lourde ( $D_2O$ ) plutôt que l'eau légère ( $H_2O$ ) comme modérateur. Pouvez-vous donner quelques désavantages de ce choix?
4. Quelles sont les différences de composition du combustible d'un réacteur chargé de combustible frais et d'un réacteur à l'équilibre?
5. Comment votre réponse à la question 1 serait-elle modifiée, dans les cas suivants :
  - a. un réacteur modéré à l'eau légère, dont le combustible serait de l' $UO_2$  enrichi,
  - b. un réacteur modéré au graphite, dont le combustible serait de l' $UO_2$  enrichi.
6. Expliquez pourquoi le combustible déposé dans la travée de combustible épuisé ne deviendra pas critique.

