

17 Cycle de vie des neutrons

Un neutron de type courant, de la naissance comme neutron de fission instantané jusqu'à l'absorption dans le combustible, survit environ 0,001 s (durée de vie du neutron) dans un réacteur CANDU. Au cours de cette courte vie, il se déplace sur environ 25 cm en ralentissant, puis sur 30 cm en diffusion, avant d'être absorbé par le combustible.

Pendant son voyage, il se diffuse habituellement 120 ou 130 fois, dont 36 fois pour se thermaliser. Si un neutron n'est pas absorbé dans le combustible, alors une des interactions précédentes l'absorbe, ou il peut s'échapper dans le blindage. La figure 17.1 donne un aperçu des destins les plus probables du neutron. Le reste du chapitre examine chacun des destins possibles du neutron.

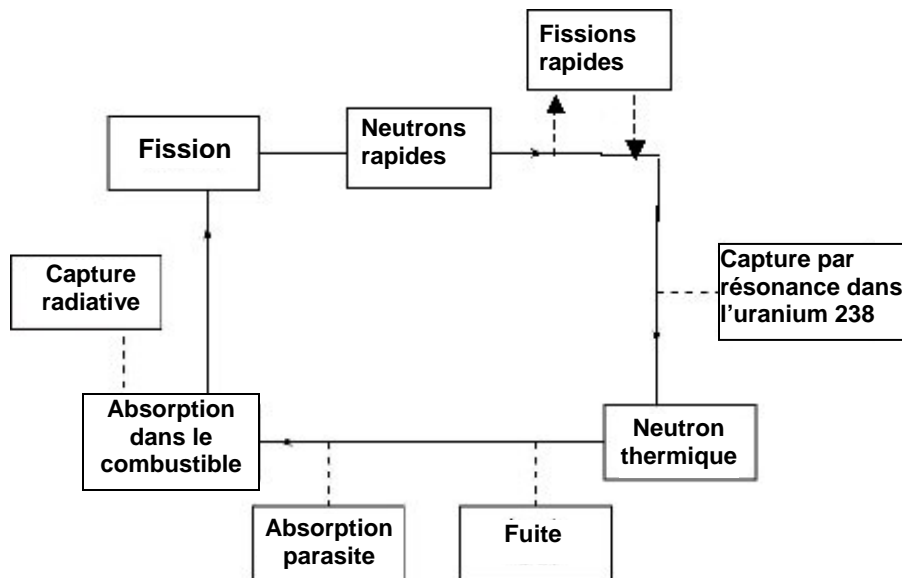


Figure 17.1
Cycle de vie d'un neutron

14.1 Absorption dans le combustible à l'équilibre

Le combustible d'uranium naturel (UO_2) après que le réacteur a été exploité pendant un certain temps, contient de l'uranium 235, de l'uranium 238, différents isotopes du plutonium et divers produits de fission. La composition globale du combustible change très peu pendant l'exploitation parce que l'on retire continuellement le combustible épuisé et on le remplace par du combustible neuf.

Plus de 50 % des neutrons thermiques absorbés dans le combustible à l'équilibre ne subissent qu'une capture radiative. Les autres neutrons

thermiques (presque 50 %) causent la fission de l'uranium 235 ou du plutonium 239. Le résultat net est que nous obtenons environ 1,2 neutron rapide par neutron thermique absorbé dans le combustible. En fait, si 100 neutrons thermiques entraînent dans le combustible, on obtiendrait 120 neutrons rapides en retour.

17.1 Fission rapide

Un compte exact de l'absorption des neutrons dans le combustible comprend les interactions entre les neutrons rapides (> 2 MeV) et l'uranium 238. L'uranium 238 ne peut pas fissionner avec un neutron thermique, mais la fission de l'uranium 238 peut survenir avec des neutrons rapides (*fission rapide*). Ce processus rare serait normalement dénué de sens, mais cela revêt une certaine importance, car le cœur contient une grande quantité d'uranium 238. La fission rapide augmente légèrement le nombre de neutrons rapides par rapport à ceux produits par la fission thermique à elle seule.

L'effet le plus important de la présence d'uranium 238 dans le cœur est la capture par résonance. Ce phénomène est suffisamment important pour que l'on y consacre un paragraphe.

17.2 Capture par résonance

L'uranium 238 possède des pics d'absorption extrêmement élevés dans la plage d'énergie allant d'environ 10 eV à 1 keV, avec des sections efficaces aussi élevées que 6000 barns. La plupart des neutrons qui retournent dans le combustible tout en demeurant dans cette plage d'énergie sont absorbés.

Cela représente la perte de neutrons la plus importante dans un CANDU; environ 10 % des neutrons rapides subissent la capture par résonance lorsqu'ils sont thermalisés.

17.3 Absorption parasite

Un neutron thermique absorbé par un autre élément que l'uranium 235 n'est pas disponible pour causer la fission. Tous les éléments suivants peuvent absorber des neutrons thermiques :

- gaine du combustible
- caloporteur, modérateur et réflecteur
- tubes de force et tubes de calandre
- tubes guides dans le cœur et dispositifs de mesure dans le cœur

- barres diverses et compartiments de zone de contrôle.

Au total, les matières contenues dans cette liste absorbent environ 7,5 % des neutrons, dont la plupart sont absorbés par le modérateur et les tubes de force.

17.4 Fuite

Lorsque le neutron se propage sur environ 40 cm depuis sa naissance jusqu'à sa mort, il peut atteindre la limite du réacteur et s'enfuir pour ne jamais revenir.

Dans un réacteur CANDU, la fuite représente environ 2,5 % des pertes de neutrons.

Il existe trois facteurs importants qui ont une incidence sur les fuites : taille du réacteur, forme du réacteur et phénomènes se produisant à la limite. Le concepteur peut ajuster ces effets, tel que décrit ci-après, afin de réduire les fuites dans le blindage.

17.5 Taille et forme

La figure 17.2 illustre trois réacteurs sphériques. Si certains neutrons parcourent une distance de 50 cm, un neutron né à l'un ou l'autre des emplacements du réacteur « A » a la possibilité de s'échapper. À mesure que l'on augmente la taille du réacteur jusqu'à la taille « B », les neutrons nés à l'intérieur du cercle tireté ne s'échappent pas habituellement avant d'avoir été capturés. En augmentant la taille jusqu'à « C », un faible pourcentage de neutrons peut s'échapper.

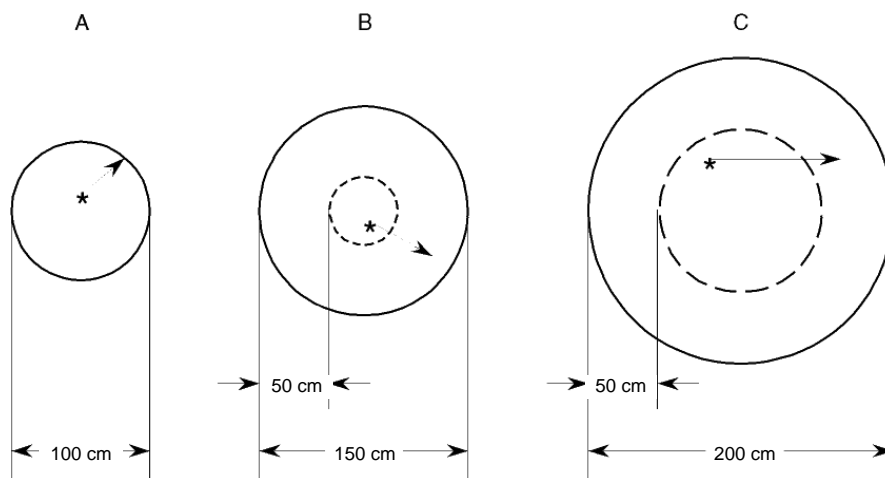


Figure 17.2
Effet de la taille

Des arguments semblables peuvent être invoqués en ce qui concerne la forme du réacteur. Il peut être démontré que pour un volume donné de combustible et de modérateur, une sphère comporte toujours le pourcentage de fuite le plus faible. Mais une sphère n'est pas une forme pratique du point de vue technique. Plutôt, nous utilisons un cœur de réacteur cylindrique qui possède un diamètre légèrement supérieur à sa longueur. La forme réelle est un compromis entre des considérations techniques et nucléaires.

17.6 Réflecteurs

L'autre élément qui a une incidence sur les fuites est le comportement du neutron lorsqu'il atteint la limite du réacteur. En entourant le réacteur d'une matière qui « fait rebondir » certains neutrons de fuite de manière à les retourner au réacteur, la perte due aux fuites est réduite. Nous appelons ce matériau un réflecteur.

Le réflecteur idéal possède une probabilité élevée de diffusion des neutrons et une faible probabilité d'absorption. Ces propriétés sont partagées avec le modérateur, alors le réflecteur est pour ainsi dire une extension du modérateur, tel qu'indiqué à la figure 17.3.

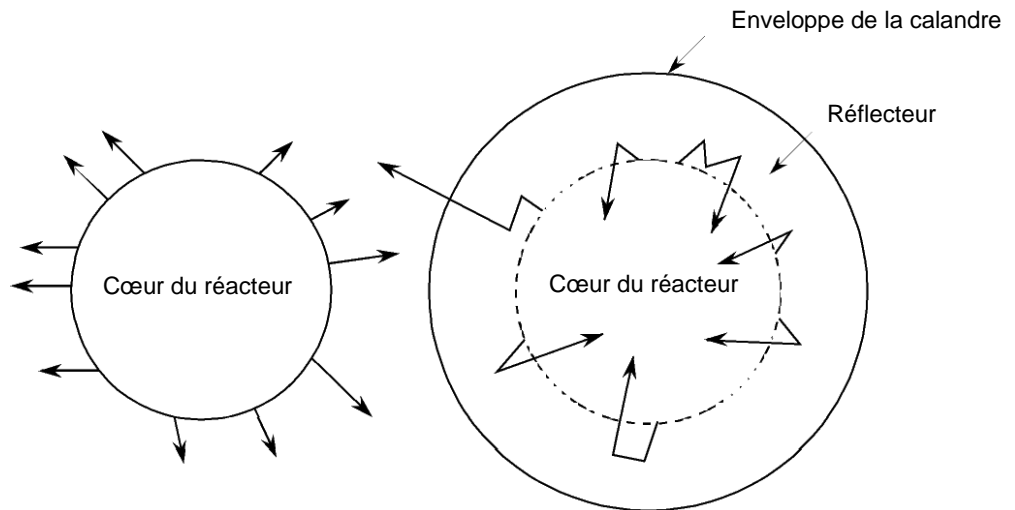


Figure 17.3
Emplacement du réflecteur

La zone entre la région du combustible (indiquée par le trait tireté) et l'enveloppe de la calandre sert de réflecteur.

Un autre effet du réflecteur est qu'il aide à aplanir le flux. Les neutrons qui sont arrêtés s'ajoutent au flux dans une région où le flux est

naturellement faible. Cet *aplanissement du flux* permet aux grappes se trouvant près du bord du cœur d'augmenter leur contribution à la puissance de sortie, sans augmenter la puissance imputable aux grappes dans la région de flux élevé.

17.7 Cycle global

Environ 20 % des neutrons sont perdus (10 % par capture par résonance, 7,5 % par absorption parasite et 2,5 % par fuite) et ne retournent pas au combustible. Environ la moitié de ceux qui restent (c.-à-d. 40 %) causent des fissions, et la fission produit 2,5 neutrons, ce qui totalise 100 %.

D'un autre point de vue, supposons que 100 neutrons thermiques sont absorbés dans le combustible. Cela produit une nouvelle génération de 120 neutrons rapides, augmentée de 123 neutrons par fission rapide. Une perte de 23 neutrons contribue à la perte de 20 %. Cela laisse 100 neutrons thermiques qui seront absorbés dans le combustible, alimentant la production d'énergie continue dans le réacteur. L'absorption parasite peut être ajustée afin de maintenir la puissance régulière et de changer le nombre de neutrons dans le cycle de manière à ce que la puissance puisse être augmentée ou diminuée.

17.8 Exercices

1. Décrire le cycle de vie d'un neutron.
2. Décrire chaque destin possible d'un neutron.
3. Pourquoi les réacteurs comportent-ils des réflecteurs?

