

H8. ENERGIE NUCLEAIRE

**Introduction à la physique des réacteurs
&
Expériences sur le réacteur nucléaire CROCUS**

- H8.1 Approche critique et calibration d'une barre de contrôle
- H8.2 Comparaison de l'efficacité de protection radiologique (γ) de l'aluminium et du plomb

Version : Février 2015

1. Introduction

1.1 Généralités sur l'énergie nucléaire

Les cinq centrales nucléaires suisses contribuent pour environ 40% à la production d'électricité dans notre pays avec cinq réacteurs sur quatre sites en Suisse allemande ; le reste de la production étant essentiellement due aux centrales hydrauliques. Ainsi, la quasi totalité de la production électrique en Suisse est assurée sans émission de gaz à effet de serre. Au niveau mondial, la production électrique est principalement d'origine fossile (charbon, pétrole, gaz) pour 64%, hydraulique pour 19% et nucléaire pour 17%. Il est à noter que la production d'électricité progresse dans le monde et les capacités supplémentaires utilisent principalement du charbon ou du gaz.

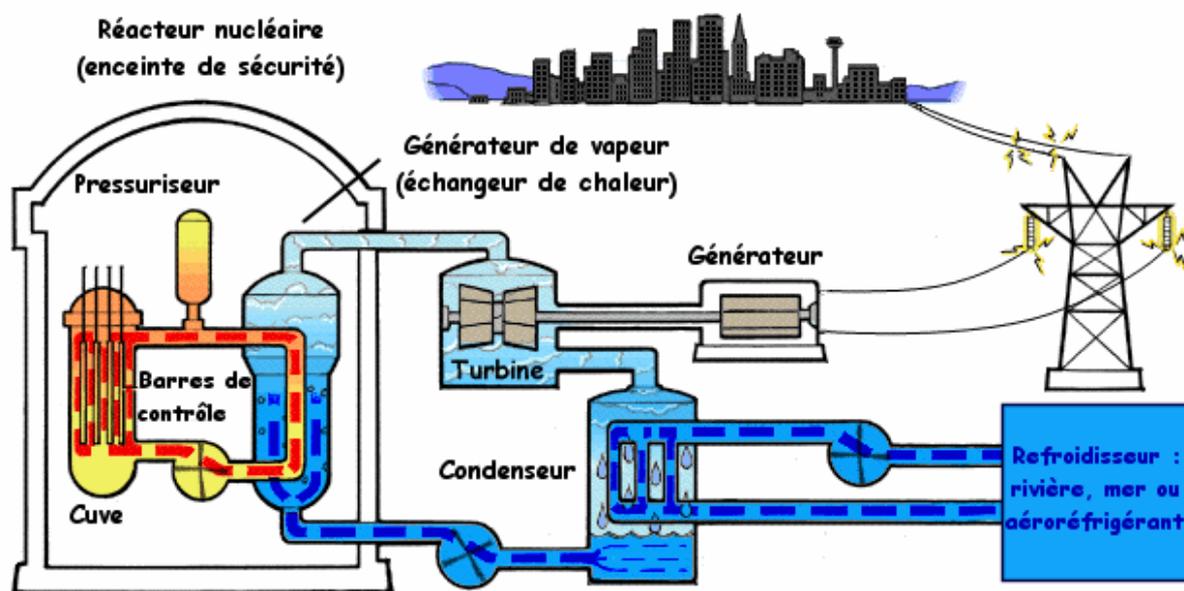


Fig. 1 : Représentation schématique d'une centrale de type PWR (réacteur à eau pressurisée), comme les centrales Beznau-1 et 2 et Gösgen. Les deux autres centrales suisses, Mühleberg et Leibstadt, sont du type BWR (réacteurs à eau bouillante). Elles font toutes partie de la classe des réacteurs à eau légère (LWR). Il s'agit du type de centrale nucléaire le plus répandu dans le monde. Source : Wikipédia.

Nous savons que les ressources de combustibles fossiles disponibles sur notre planète sont limitées à long terme, et que leur utilisation amène à un dégagement de CO_2 qui conduit à un effet de serre et potentiellement un réchauffement climatique. D'autre part les possibilités d'extension des ressources hydrauliques sont aussi restreintes. Les sources d'énergie alternatives (comme l'énergie solaire et éolienne ou même la fusion nucléaire) quant à elles, du fait que leur technologie est encore incertaine principalement pour des raisons économiques, ne pourront pas contribuer significativement à l'approvisionnement énergétique mondial avant plusieurs décennies. Il est cependant à noter une accélération des déploiements de parcs éoliens en mer (off-shore) et de parcs solaires, principalement aux Etats-Unis, en Chine et en Europe occidentale.

En conjonction avec l'explosion de la demande énergétique mondiale à laquelle, il faut s'attendre consécutivement à l'accroissement de la population

humaine et de la qualité moyenne de la vie, surtout dans les pays en développement, l'énergie d'origine nucléaire jouera certainement un rôle très important à l'avenir. Cependant tous les pays ne vont pas suivre cette voie mais principalement les pays d'Asie, dont la Chine.

Il faut évidemment que le développement de la technologie nucléaire se fasse avec des critères de sécurité très élevés, et qu'il soit accompagné d'une stratégie adéquate en ce qui concerne la gestion des ressources disponibles, du combustible irradié et des déchets radioactifs. Sur ce dernier point, tous ne sont pas encore pleinement d'accord sur la manière dont les combustibles irradiés vont être stockés. A ce jour, plusieurs pays (Suède ou Norvège) sont en train de construire des dépôts souterrains dans des endroits déterminés pour avoir une stabilité géologique sur le très long terme.

1.2 La fission nucléaire et la réaction en chaîne

Tandis que l'énergie produite par la combustion de fossiles résulte de réactions chimiques, c'est-à-dire de l'interaction d'atomes tels que le carbone et l'oxygène, l'énergie nucléaire est dégagée par une réaction nucléaire : la fission de noyaux lourds. On a par exemple la fission de l'uranium-235 (U^{235}) par des neutrons :



où PF représente un produit de fission (noyau de masse comprise entre environ 80 et 155), $\bar{\nu}$ représente le nombre moyen de neutrons produits dans la fission d'un noyau d' U^{235} ($\bar{\nu} \approx 2.5$) et Q l'énergie produite par la réaction. Presque tous les réacteurs nucléaires actuels utilisent l'uranium en tant que combustible primaire, c'est-à-dire fonctionnent sur la base de la réaction (1). L'uranium est un métal composé principalement d'uranium 238, un isotope de l'uranium. La proportion d'uranium dans la nature est de 0.72% d'uranium 235 et de 99.28% d'uranium. Des procédures d'enrichissement (changement de la fraction isotopique) sont généralement utilisées pour augmenter ce faible pourcentage en uranium 235.

L'énergie dégagée dans la réaction (1) ($Q \approx 200$ MeV ; $1 \text{ eV} \approx 1.6 \cdot 10^{-19}$ J) est environ 1 million de fois plus élevée que celle d'une réaction exothermique chimique (densité d'énergie). Ceci résulte du fait que c'est l'énergie de liaison entre les constituants du noyau (les neutrons et les protons), de l'ordre de la dizaine de MeV, qui est impliquée et pas, comme dans le cas d'une réaction chimique, l'énergie de liaison des électrons des couches atomiques externes des atomes, qui est de l'ordre de la dizaine d'eV. En conséquence la fission d'un gramme de d' U^{235} dans un réacteur produit une énergie d'environ 1 MW-jour (ou $8.64 \cdot 10^{10}$ J), ce qui équivaut à la combustion d'environ une tonne de charbon.

La propriété fondamentale de la réaction de fission nucléaire qui permet la production d'énergie continue dans un réacteur est la libération de 2-3 neutrons lors de chaque événement. Ces neutrons peuvent à leur tour interagir avec

d'autres noyaux de U^{235} pour produire de nouvelles fissions. Ce mécanisme est appelé réaction en chaîne (fig. 2). Les neutrons peuvent également être absorbés dans d'autres matériaux que les fissiles, ou fuir hors du système, ils sont alors perdus pour la réaction en chaîne. Les neutrons de fission sont émis avec une énergie (cinétique) d'environ 2 MeV. Or la probabilité (section efficace) que ces neutrons produisent de nouvelles fissions est beaucoup plus grande lorsque leur énergie est inférieure à 1 eV. Il est donc nécessaire de les ralentir. Le moyen le plus efficace d'y parvenir est de faire diffuser les neutrons dans des matériaux comportant des noyaux légers (ou modérateurs), comme l'eau ou le graphite.

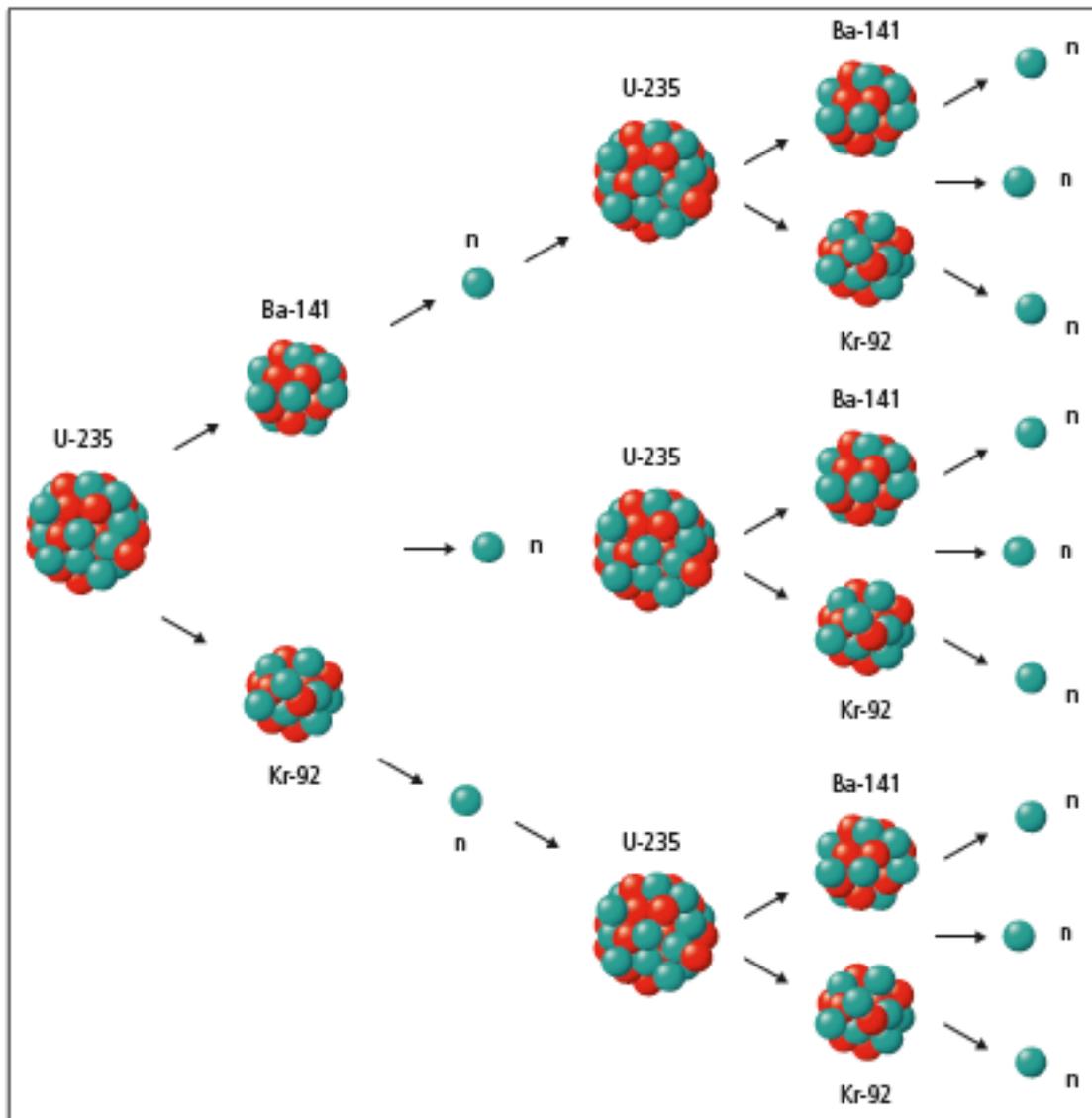


Fig.2 Une réaction en chaîne schématisée de l'uranium 235

L'obtention d'une réaction en chaîne entretenue nécessite un mélange approprié de matière fissile et de modérateur. L'énergie de fission est récupérée dans un matériau liquide ou gazeux dit caloporteur. Dans les réacteurs à eau légère (LWR), l'eau sert à la fois de caloporteur et de modérateur.

Dans le cas d'un réacteur dans l'état stationnaire (puissance constante), le bilan neutronique est donné par la condition de criticité :

$$\begin{bmatrix} \text{Productions} \\ \text{par la fission} \\ \text{d'U}^{235} \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} \text{Absorptions} \\ \text{dans différents} \\ \text{matériaux}^* \end{bmatrix} + \begin{bmatrix} \text{Fuites}^{**} \\ \text{hors du} \\ \text{système} \end{bmatrix} \quad (2)$$

* U, H₂O, matériaux de structure et absorbants du contrôle

** inversement proportionnelles aux dimensions du système

Il s'agit d'une équation de bilan qui s'exprime par le facteur de multiplication effectif du réacteur (voir plus bas également), k_{eff} . Ce facteur k_{eff} vaut 1.0 pour un réacteur dit critique, $k_{\text{eff}} < 1$ pour un réacteur sous-critique (Puissance diminue) et $k_{\text{eff}} > 1$ pour un réacteur sur-critique. Pour permettre un contrôle optimal d'un réacteur, il est nécessaire d'étudier spécifiquement la cinétique du système pour connaître à quelle vitesse la puissance du réacteur va évoluer en fonction du temps.

La fission de l'uranium libère une grande quantité d'énergie et de noyaux créés en cassant en deux un noyau d'uranium, appelés produits de fission. Ces produits de fission ne sont pas en équilibre et vont se désintégrer pour tendre à un état stable. Ces désintégrations successives libèrent des nouveaux neutrons, appelés neutrons retardés, et également des radiations diverses (α , β , γ et neutrons). Notons enfin qu'une faible partie de l'énergie est émise sous forme d'antineutrinos émis par décroissance β^- de certains produits de fission (uranium, plutonium notamment).

1.3 Radioactivité

La radioactivité est un phénomène naturel. Certains éléments présents dans l'environnement (comme l'uranium, le thorium et le radium) sont en effet instables et se désintègrent spontanément en émettant du rayonnement. On distingue principalement trois types de rayonnements; ceux-ci sont décrits dans le tableau ci-dessous.

Type de rayonnement	Particules émises
α	noyaux d'hélium (composé de 2 neutrons et de 2 protons)
β	électrons
γ	photons, i.e. rayonnement électromagnétique

On appelle activité A d'une quantité donnée de substance radioactive son taux de désintégration, donné par :

$$A(t) = - \frac{dN(t)}{dt} = \lambda \cdot N(t) \quad (3)$$

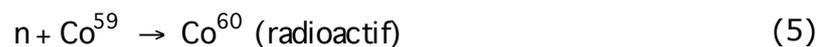
où λ (s^{-1}) est la constante de désintégration de la substance et N le nombre de noyaux susceptibles de se désintégrer présents au temps t . De (3) on voit que l'activité d'une source radioactive isolée diminue de façon monotone avec le temps.

Si l'on considère le temps T au bout duquel le nombre de noyaux (et donc l'activité) a été réduit de moitié, on trouve :

$$T = -\frac{\ln 2}{\lambda} \approx \frac{0.693}{\lambda} \quad (4)$$

T est appelé demi-vie de la substance radioactive. Dans le cas de U^{235} , qui se désintègre par l'émission d'une particule α et de rayonnement γ , la demi-vie est très longue : environ $7 \cdot 10^8$ ans. Ce qui explique la présence d'uranium encore aujourd'hui dans la croûte terrestre.

Dans un réacteur nucléaire, un grand nombre d'éléments radioactifs sont produits. Ces éléments, appelés radio-isotopes artificiels, n'existent pas dans notre environnement. Leurs demi-vies sont comprises entre une fraction de seconde et quelques centaines de milliers d'années. Presque tous les produits de fission (1) sont radioactifs. De plus l'absorption de neutrons par des noyaux d'éléments initialement stables présents dans le réacteur peut les rendre radioactifs. Ce dernier processus est appelé activation neutronique. On a par exemple le cas du Co^{60} qui se désintègre ($T=5.3$ ans) en émettant une particule β et du rayonnement γ . Ce radio-isotope est produit par l'activation du cobalt (Co^{59}) qui est l'un des constituants de l'acier (matériau structurel) :



Il faut noter que plusieurs types de radio-isotopes artificiels sont utilisés dans l'industrie, la médecine et la recherche. Ainsi le Co^{60} est une source γ souvent utilisée pour la radiothérapie du cancer. D'autres sources (Tc^{99}) par exemple peuvent être utilisés à des fins d'imagerie médicale.

1.4 Protection biologique

Les effets biologiques du rayonnement produit par les réactions nucléaires se manifestent par des modifications chimiques et/ou structurales de la composition des cellules vivantes, en fonction du type de rayonnement et de l'intensité. Ces modifications peuvent altérer la santé et même, dans le cas de fortes irradiations, provoquer la mort. De plus si elles se produisent dans le génome de cellules sexuelles, la descendance de l'organisme irradié peut aussi en être affectée.

Pendant son exploitation, il y a un flux élevé de rayonnement dans un réacteur. (Le flux se mesure en nombre de particules / cm^2 s.) Les particules

chargées (PF, α , β) sont retenues dans le coeur du réacteur, tandis qu'une partie des neutrons et des γ peuvent s'en échapper. Il est donc nécessaire de protéger le personnel d'exploitation et l'environnement de ce rayonnement. Cette protection est fournie par le blindage biologique (souvent une combinaison d'acier et de béton). Lorsqu'on arrête le réacteur, le flux de neutrons et de γ est très fortement réduit, mais reste non négligeable du fait de la désintégration des produits de fission et d'activation. La radioactivité résiduelle due à ces éléments décroît lentement avec le temps. Le blindage biologique reste donc nécessaire, même après l'arrêt du réacteur.

Des mesures de protection s'imposent mais également des moyens de mesurer l'exposition aux rayonnements. Un dosimètre est l'appareil le plus souvent utilisé pour mesurer et comptabiliser l'énergie reçue par certains types de rayonnements. Les appareils utilisés ainsi que les unités de dose seront abordés dans l'introduction du travail pratique proposé.

2. Approche critique sur le réacteur CROCUS

2.1 Le réacteur

L'EPFL dispose d'un réacteur nucléaire expérimental, appelé CROCUS, depuis son installation sur le site d'Ecublens en 1983. Ce réacteur est utilisé pour l'apprentissage de la physique des réacteurs au niveau des cycles d'étude Bachelor et Master, et des projets de recherche en collaboration avec l'industrie ou d'autres écoles et universités.

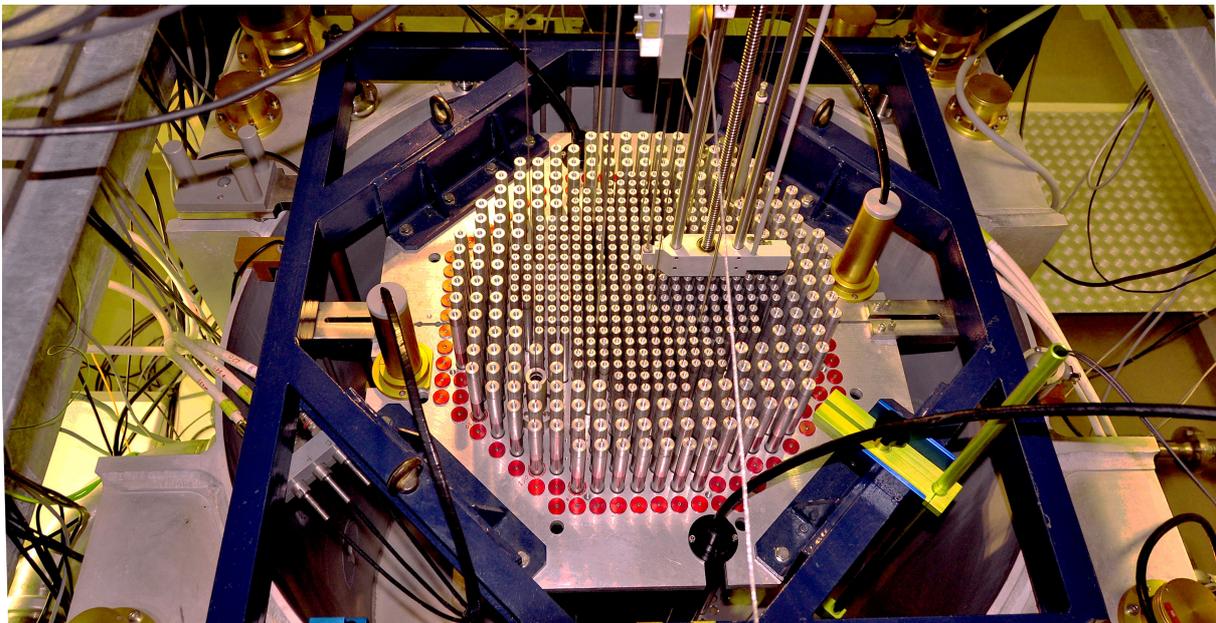


Fig.3 Vue du coeur du réacteur CROCUS à l'arrêt

CROCUS est un réacteur nucléaire expérimental dit de *puissance nulle*, car la puissance maximale autorisée est limitée à 100W. Il est destiné principalement à l'enseignement de la physique des réacteurs. L'exploitation à faible puissance présente ici un grand avantage: déjà quelques heures après

l'arrêt du réacteur il est possible d'entrer dans la cavité sans protection et sans risque, le niveau de radioactivité étant descendu à un niveau proche de la radiation ambiante et sans danger pour les visites.

Le coeur a la forme approximative d'un cylindre de 60 cm de diamètre et de 1 m de hauteur. Il est formé de 336 barres d'oxyde d'uranium enrichi (env. 1.8%), entourées de 176 barres d'uranium métallique enrichi à 0.95%. Les barres d'uranium se présentent sous la forme de barres cylindriques gainées d'aluminium, qui sont maintenues verticalement dans la géométrie désirée par deux grilles distantes de 1 m. Le coeur est situé au centre de la cuve du réacteur dont le diamètre est de 1.3 m. De l'eau déminéralisée sert de modérateur et de réflecteur¹.

Le contrôle du réacteur (réalisation et maintien de l'état critique, changement de la puissance, etc.) peut s'effectuer par les barres de contrôle ou, la variation du niveau du modérateur. Ces deux barres contiennent un absorbeur de neutrons et s'insèrent dans le réseau d'uranium métallique par le haut. L'insertion de chaque barre dans le coeur est réglable de manière continue par un ordinateur situé dans la salle de commande. L'indication de puissance est donnée par quatre chaînes de mesures du flux neutronique : deux chambres à fission et deux chambres à ionisation. Celui-ci est mesuré par des détecteurs placés autour du coeur. Lors de la phase de démarrage, lorsque la cuve n'est qu'à moitié remplie, le flux de neutrons est si faible qu'il n'est pas mesurable. C'est pourquoi on introduit une source de neutrons sous le coeur ce qui permet de suivre l'augmentation du flux avant même que le réacteur ne soit critique.

L'enceinte blindée du réacteur, située au centre d'une zone contrôlée, occupe une surface de 6.5 m x 7.0 m sur une hauteur de 6.1 m. Le blindage est entièrement réalisé en béton, les murs ayant une épaisseur de 1.3 m. Une porte pivotante, de même épaisseur, pesant 14 tonnes, permet l'accès du personnel à l'intérieur du réacteur. Un couvercle mobile de 50 tonnes, permet l'ouverture d'une trappe d'environ 2 m sur 3 au dessus du coeur.

Comme toute installation nucléaire, CROCUS est au bénéfice d'une autorisation d'exploitation délivrée par le Conseil fédéral. Cette condition fixe notamment la limite du chargement de combustible et la limite de puissance de fonctionnement à 100 W. Cette dernière condition est assurée par les *systèmes de sécurité* principaux, destinés à provoquer l'arrêt d'urgence du réacteur dès que la puissance dépasse 100 W. Ils sont constitués de 6 organes indépendants fonctionnant selon deux principes distincts:

- le système des barres de sécurité (2 pièces)
- Les vases d'expansion (4 pièces)

¹ zone du modérateur autour du coeur qui réduit un peu les pertes de neutrons par fuite

L'effet d'un seul de ces organes suffit à arrêter le réacteur en moins d'une seconde. Les barres de sécurité sont sorties du coeur lors de la mise en service du réacteur. Elles sont maintenues en position haute par un embrayage magnétique. La disparition du courant d'alimentation de l'embrayage entraîne la chute libre des barres de sécurité. Le système des vases d'expansion, quant à lui, permet d'abaisser le niveau d'eau de plus de 120 mm pour l'action d'un seul vase. La commande de ces dispositifs ainsi que toutes les mesures de contrôle, sont faites à double et par deux voies de sécurité indépendantes. Il y a ainsi redondance.

2.2 Théorie

Le facteur de multiplication pour un assemblage fissile et de modérateur est:

$$k = \frac{\text{Production des neutrons}}{\text{Absorptions} + \text{Fuites}} \quad (5)$$

La condition de criticité (réaction en chaîne entretenue), indiqué par (2) dans § 1.2, est donc équivalent à $k = 1$. Si $k < 1$, le système est *sous-critique*, et si $k > 1$ il est *sur-critique*.

Pour un système sous-critique qui contient une source de neutrons émettant S n/s, on peut établir un flux neutronique ϕ donné par la relation :

$$\Phi \propto \frac{S}{1 - k} \quad (6)$$

Donc, avec un détecteur de neutrons localisé dans ou proche de l'assemblage, on obtient un taux de comptage C qui donne une mesure du niveau de sous-criticité sur la base de la relation :

$$\frac{1}{C} \propto \frac{1}{\Phi} \propto (1 - k) \quad (7)$$

Ainsi, si l'on augmente la valeur de k d'un système sous-critique (par exemple par réduction des absorptions dans l'équation (5)), le taux de comptage du détecteur augmente et à l'état critique il approche de l'infini en théorie (et donc $1/C \rightarrow 0$). A ce point ($k = 1$), la réaction en chaîne est entretenue et la source externe n'est plus nécessaire pour maintenir un niveau de flux (et donc de la puissance) constant. Le système peut être réglé (par exemple par variation de la position de la barre de contrôle) permettant ainsi d'établir n'importe quel niveau de puissance. La puissance maximum n'est limitée que par des aspects techniques (évacuation de la chaleur, blindage, etc.).

Pour le réacteur CROCUS, le circuit de refroidissement permet d'évacuer 30 kW mais la puissance est limitée à 100 W pour maintenir la radioactivité du coeur à très bas niveau et ainsi conserver un accès permanent au coeur. Les

centrales nucléaires comme Gösgen ou Leibstadt ont une puissance de $\sim 1000 \text{ MW}_e$ ou $\sim 3000 \text{ MW}_{th}$. Les centrales en construction de nos jours ont des puissances comprises entre 1000 (AP1000 de Westinghouse) et 1600 MW (EPR d'AREVA par exemple).

2.3 L'expérience sur CROCUS : approche critique et pilotage du réacteur

L'expérience consiste à:

- i) déterminer le taux de comptage d'un détecteur de neutrons donné en fonction de la hauteur du modérateur dans la cuve (états sous-critiques différents).
- ii) prédire (par extrapolation) la hauteur d'eau nécessaire pour l'état critique. Représenter graphiquement les points mesurés en fonction de $1/H^2$, H étant le niveau d'eau. Utiliser les différents détecteurs et chaînes de comptage pour effectuer la mesure. Prendre suffisamment de coups détectés (« counts ») pour obtenir une statistique de mesure de l'ordre de 1% pour une distribution statistique de Poisson.
- iii) confirmer la prédiction (ii) en atteignant l'état critique (niveau de flux constant et indépendant de la présence de la source).
- iv) établissement d'autres valeurs du flux plus élevé. Sous iii) la puissance du réacteur est de quelques dizaines de mW. Etablissez ensuite une puissance de 1 W et ensuite de 5 W.

2.4 Questions

1. Commentez l'allure de la courbe d'approche critique ($1/C$ en fonction du niveau d'eau).
2. A-t-on besoin de la source de neutrons sous le cœur à l'état critique ?
3. Comment varie le niveau du modérateur en fonction de la puissance du réacteur ?

3. Calibration d'une barre de contrôle de CROCUS

3.1 Théorie

Lorsque le réacteur est dans un état sur-critique ($k > 1$), le flux neutronique augmente de manière exponentielle.

$$\Phi(t) \approx \Phi_0 e^{\omega t} = \Phi_0 e^{t/\tau} \quad (8)$$

La période du réacteur, $\tau = 1/\omega$, pour cet état sur-critique, est le temps au bout duquel le flux augmente d'un facteur e (2.718). Il est lié à la réactivité ρ , ou écart de k de l'unité:

$$\rho = \frac{k-1}{k} \quad (9)$$

La relation entre ρ et τ (ou son réciproque ω) est déterminée par des caractéristiques du réacteur que l'on appelle les paramètres cinétiques. Ces paramètres sont liés aux propriétés des neutrons prompts et des neutrons différés. Les neutrons prompts sont les neutrons émis instantanément lors du processus de fission (voir Fig. 2), leur durée de vie est de l'ordre de 50 μ s. Les neutrons différés (0.7%) sont émis avec un retard car ils sont issus de la désintégration radioactive de quelques produits de fission ayant une demi-vie moyenne de 7.3 s. La présence des neutrons différés est cruciale pour rendre le système facilement contrôlable. La composition et la taille du coeur, ainsi que le système de contrôle, sont conçus de façon que l'état critique ne puisse être atteint que grâce à l'apport des neutrons différés. Ainsi, malgré leur faible quantité, ce sont les neutrons différés qui dirigent principalement le comportement cinétique du réacteur.

La figure 4 montre les résultats numériques de considérations plus détaillées pour la valeur de la période du réacteur CROCUS en fonction de la réactivité (ρ) entre 10^{-4} et 10^{-2} .

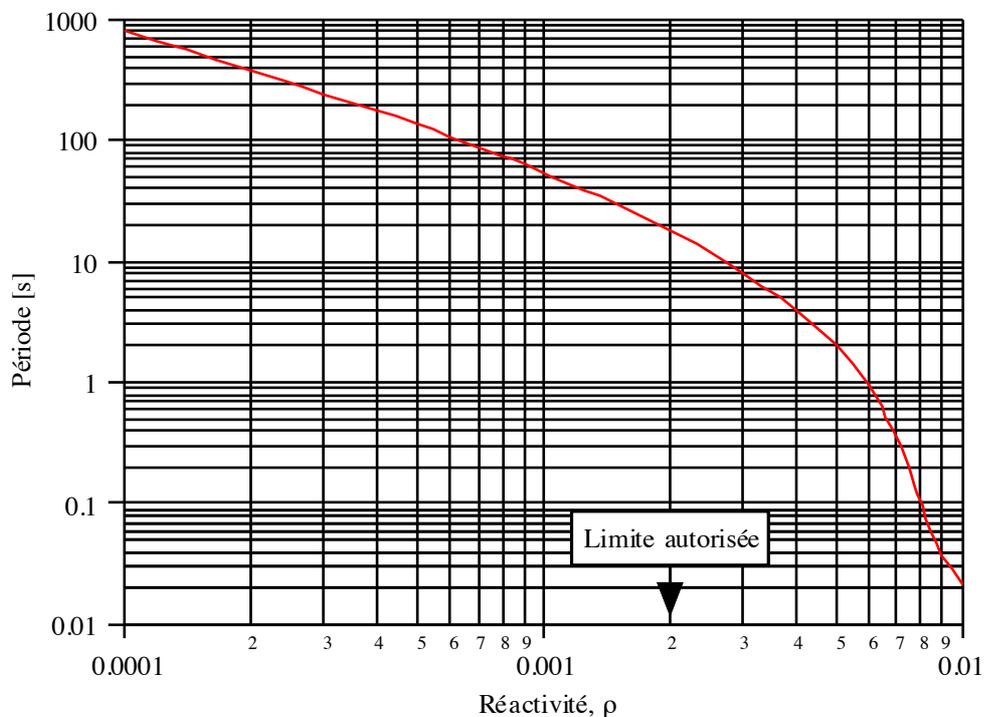


Fig. 4 La période du réacteur CROCUS en fonction de la réactivité

A un mouvement spécifique d'une barre de contrôle correspond un certain changement de la valeur du facteur de multiplication k et donc de la valeur de la réactivité ρ . On peut faire une calibration d'une barre de contrôle en étudiant le comportement cinétique du réacteur, c'est à dire en mesurant la période du réacteur correspondant à un mouvement spécifique de la barre et ainsi calculer la valeur en réactivité de la barre.

3.2 L'expérience

L'expérience va dépendre de la configuration utilisée (une ou deux barres de contrôle) du réacteur. Deux mesures vont être effectuées avec le réacteur :

(a) La barre de contrôle SUD est partiellement insérée à $h=550$ mm et la cuve du réacteur est remplie. La position de la barre NORD est ajustée de manière que le réacteur soit critique. La première mesure consiste à déterminer la valeur de la réactivité ρ de la barre SUD pour une translation de $h=550$ mm \rightarrow $h=1000$ mm, en mesurant la période du réacteur. L'augmentation de puissance est enregistrée à l'aide d'un système de mesure en salle de commande.

(b) La barre de contrôle SUD est partiellement insérée à $h=400$ mm. La position de la barre NORD est ajustée de manière que le réacteur soit critique. La deuxième mesure consiste à déterminer la valeur de la réactivité ρ de la barre SUD pour une translation de $h=400$ mm \rightarrow $h=1000$ mm, en mesurant la période du réacteur.

Utiliser les résultats de Fig. 4 pour déterminer la réactivité du mouvement de la barre de contrôle.

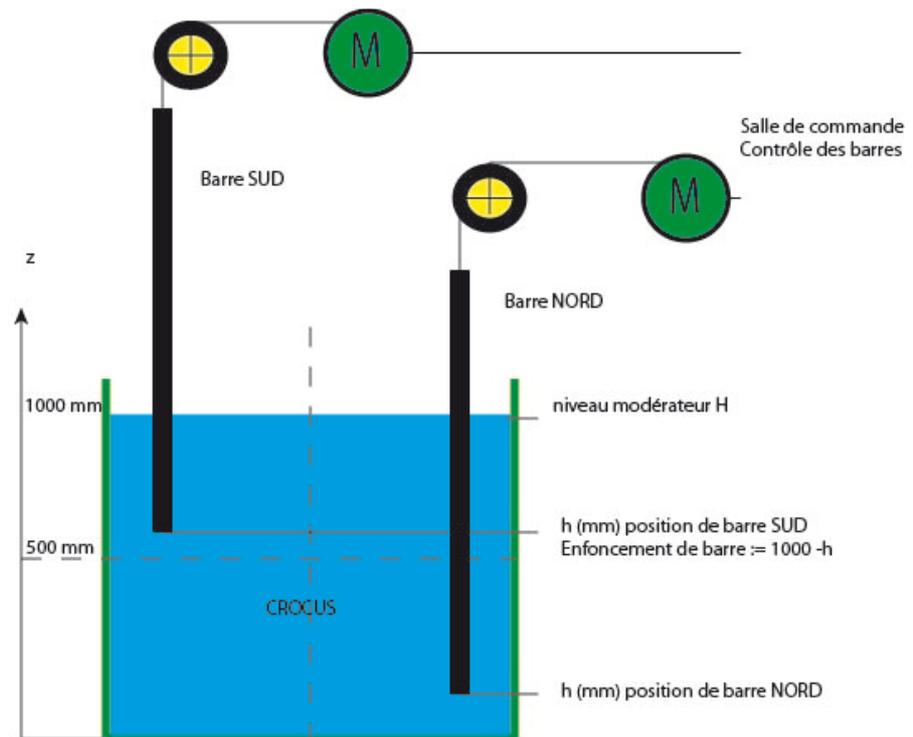


Fig. 5 Position des deux barres de contrôle du réacteur et système de coordonnées.

3.3 Questions

Dans les mêmes conditions initiales que l'expérience (b) quelle serait la valeur de ρ pour un mouvement de $h=400 \rightarrow h=550$ mm de la barre de contrôle SUD ? Que pouvez vous constater concernant le taux de changement de ρ (par mm) en fonction de l'enfoncement de la barre ?

4. Comparaison de l'efficacité de protection biologique (γ) de l'aluminium et du plomb

4.1 Dose biologique

Comme déjà mentionné au § 1.4, les rayonnements qui nécessitent une protection biologique extérieure au réacteur sont les neutrons et les rayons γ , il s'agit de rayonnements ionisants. Les effets biologiques d'une exposition à la radiation se définissent en fonction :

- ✓ de l'énergie transférée du rayonnement à une unité de masse du tissu biologique (la dose absorbée),
- ✓ du type et de l'énergie du rayonnement. On parle alors de la dose équivalente qui permet de s'affranchir du type de radiation. La dose équivalente se calcule en multipliant la dose absorbée par un facteur de pondération W_R ou Q . Par définition, $Q=1$ pour les rayons γ et X. Pour les neutrons, le coefficient augmente avec l'augmentation de l'énergie ($Q = 20$ pour des neutrons de 2 MeV).

- ✓ du tissu ou organe soumis au rayonnement. On définit la dose effective. On la calcule en multipliant la dose équivalente par un coefficient de pondération w_T (normalisé à 1 sur tout le corps) qui permet de tenir compte de la sensibilité de l'organe aux radiations. La dose effective est utilisée comme mesure du risque de cancer pour un organisme soumis à un rayonnement, obtenu de manière non-uniforme sur différents organes.

L'unité de dose absorbée est le gray (1 Gy = 1 J/Kg) et celle pour la dose biologique est le sievert (Sv). Si la radiation possède un W_R de 1.0, ce qui est le cas pour le rayonnement γ , une dose absorbée de 1 Gy correspond à une dose biologique de 1 Sv.

L'Ordonnance sur la radioprotection du 22 juin 1994 (état 1^{er} janvier 2013) fixe les valeurs limites de dose, selon les recommandations de l'ICRP (International Commission on Radiation Protection), à :

- 20 millisievert (mSv) par an pour les personnes professionnellement exposées aux radiations (env. 80'000 personnes en Suisse en 2011).
- 1 mSv / an pour les « autres »

Il est intéressant de situer ces prescriptions par rapport à l'exposition de l'homme à la radioactivité d'origine naturelle. Celle-ci génère une dose moyenne, pour la population Suisse, de près de 2.77 mSv / an. Dans certaines régions, notamment dans les Alpes, ces valeurs moyennes sont beaucoup plus élevées. Les différentes contributions de la radioactivité naturelle à l'exposition moyenne en Suisse sont : radon : 1.6 mSv, irradiation par les radionucléides naturels assimilés dans le corps : 0.38 mSv, rayonnement terrestre : 0.45 mSv, rayonnement cosmique : 0.34 mSv. Enfin, on comptabilise environ 1 mSv/an/personne pour les usages médicaux, de ce fait, chaque individu est exposé à environ 4 mSv par année.

4.2 Coefficient d'atténuation μ

La dose absorbée, et donc la dose biologique, dépend directement du temps d'exposition et du flux (i.e. de l'intensité, mesurée en nombre de particules / cm² s) de la radiation incidente I , et de la distance. L'intensité peut être réduite par l'interposition d'un écran matériel judicieusement choisi. Pour un faisceau de photons γ d'énergie donnée, la réduction d'intensité du faisceau lorsqu'il traverse un écran d'épaisseur dx est donnée par :

$$\frac{dI}{I} = -\mu \cdot dx \quad (11)$$

où μ est le coefficient d'atténuation linéaire du matériau considéré. Ce coefficient dépend de l'énergie des photons.

L'intégration de la relation (11) donne l'intensité du faisceau $I(x)$ après avoir traversé une épaisseur x du matériau considéré :

$$I(x) = I_0 \cdot e^{-\mu x} \quad (12)$$

où I_0 est l'intensité du faisceau en $x=0$.

On voit que le paramètre μ est une mesure de l'efficacité de la protection radiologique (γ) fournie par un écran, ou blindage, d'un matériau donné. Les éléments lourds (et denses) possèdent des valeurs de μ plus grandes que les éléments légers, pour des photons γ d'énergie donnée.

Le mécanisme décrivant la propagation des neutrons dans la matière est plus complexe que celui décrivant celle du rayonnement γ , et bien qu'il existe une relation qualitativement similaire à la relation (12) pour ces particules, les critères de choix des matériaux appropriés pour la protection radiologique sont assez différents dans les deux cas.

4.3 L'expérience proposée

Nous proposons de comparer les coefficients d'atténuation linéaire de l'Al et du Pb. Pour ce faire, un faisceau de rayons γ est fourni par une source de Co^{60} ($T_{1/2} \approx 5.3$ ans, $E_{\gamma_1} \approx 1.17$ MeV et $E_{\gamma_2} \approx 1.33$ MeV). La désintégration des noyaux de Co^{60} est représentée par:



Des cylindres/plaques absorbant-e-s en plomb (servant de protection radiologique et de collimateur) ne laissent passer le rayonnement que par un trou percé selon leur axe. Des écrans d'Al et de Pb d'épaisseur variables sont placés dans la trajectoire du faisceau. Le taux de comptage des γ mesurés sera relevé en fonction de l'épaisseur (voir Fig. 6). Deux bancs de mesure sont à disposition. Sur la Fig. 6, la détection est montrée avec un système d'acquisition dit classique. De nos jours, des systèmes intégrés et informatisés sont disponibles par exemple le système de Canberra représenté ci-dessous.

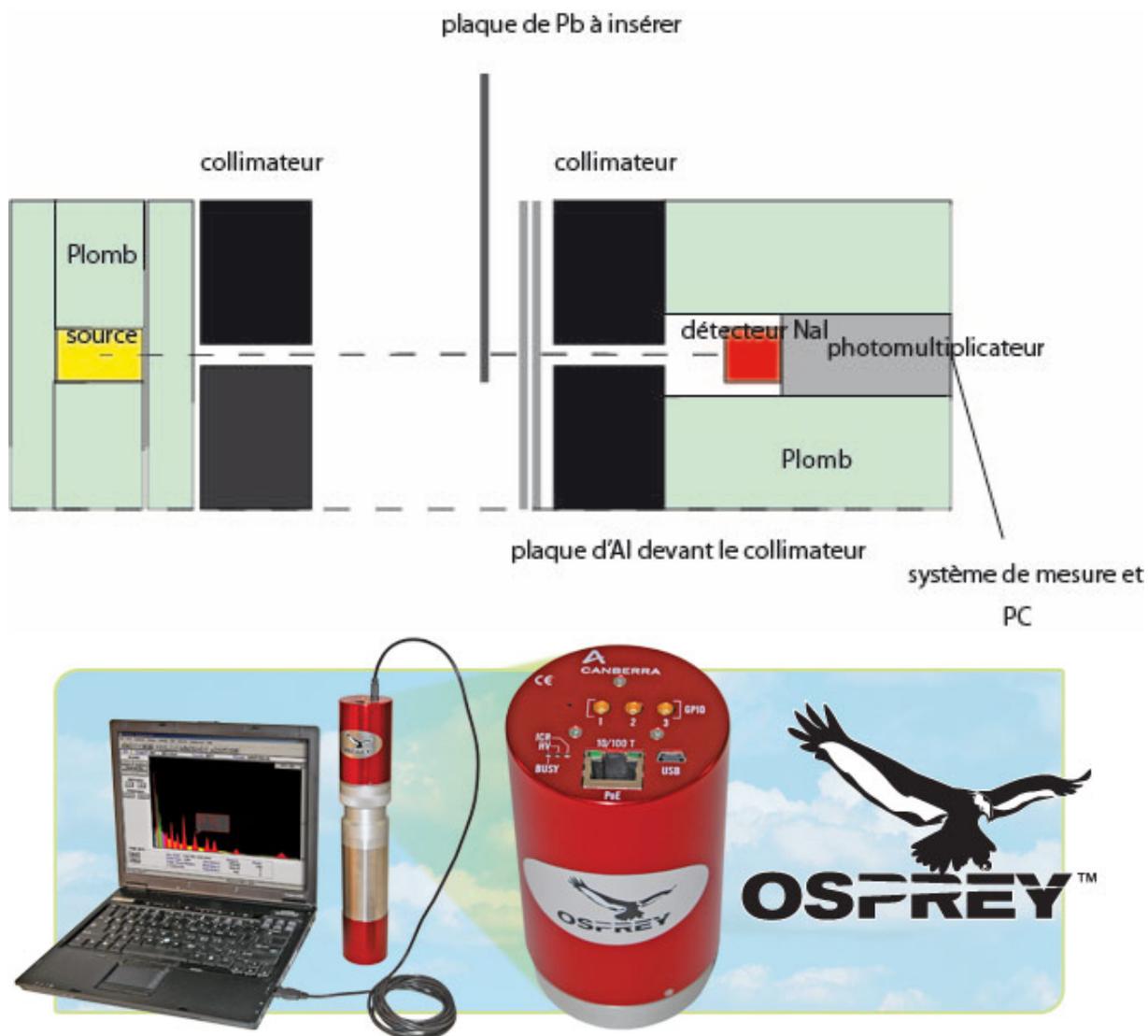


Fig. 6 Schéma de principe pour la détermination de μ_{Al} et de μ_{Pb} .

Pour l'expérience proposée, la marche à suivre générale est la suivante:

- Assembler le château de plomb destiné à la collimation du faisceau.
- Brancher les éléments de la chaîne de mesure (rack, PC, etc.).
- Mesurer l'atténuation du faisceau pour différentes épaisseurs des matériaux étudiés à l'aide du programme de contrôle GENIE-2000. Enregistrer un spectre pour le rapport.
- Mesurer le temps et le nombre de coups dans une fenêtre d'énergie correspondant aux deux pics du Co^{60} . Evaluer l'erreur statistique commise. Ajuster le temps de mesure en conséquence.
- Répéter la mesure en ajoutant des plaques entre la source et le détecteur. Répéter la mesure avec un second matériau (Al ou Pb).

Précautions : ne pas déplacer ou toucher les sources. Respecter les consignes de travail données avec des sources radioactives.

4.4 Questions

- Identifier les pics du spectre mesuré de la source de Co^{60} .
- Que pouvez vous constater pour des rayons γ d'énergie $\sim 1,25$ MeV concernant les rapports μ/ρ de l'Al et du Pb, ρ étant la densité du matériau ($\rho_{\text{Al}} = 2.7 \text{ g/cm}^3$, $\rho_{\text{Pb}} = 11.3 \text{ g/cm}^3$) ?

5. Programme de la matinée

Le programme de familiarisation à la physique des réacteurs est prévu pour quatre groupes de deux personnes (maximum). Une première partie permettra de se familiariser sur les notions de physiques des réacteurs et les concepts de base de la radioprotection. Une visite du réacteur est organisée.

Une première expérience sera conduite pour les quatre groupes ensembles sur CROCUS (approche critique). Ensuite, deux groupes seront formés et deux expériences distinctes seront menées séparément : (1) une sur le réacteur permettant d'étudier le fonctionnement du réacteur en modifiant l'insertion d'une barre de contrôle, et (2) une seconde visant à mesurer la fraction du rayonnement γ absorbé par différents matériaux couramment utilisés. La séance se termine aux environs de midi.

Horaire :

8h15	Arrivée au laboratoire, consignes de sécurité, remise des dosimètres, ...
8h20 – 09h30	Présentation des installations : visite du réacteur. Discussion sur le fonctionnement d'un réacteur nucléaire. Notions de radioprotection (doses, mesures, dosimètres, unité de mesures, ...) Discussion libre sur l'énergie nucléaire en général en fonction de vos questions et intérêt. Votre participation est la bienvenue !
09h30 – 09h45	Pause café
09h45 – 11h00	Approche critique (groupes 1, 2, 3 et 4)
11h00 – 12h00	-Expérience sur le réacteur (barre de contrôle, 2 groupes -Expérience radioprotection (2 groupes): mesure des coefficients d'atténuation Al et Pb. Un groupe par manip.

Littérature supplémentaire

1. "Introduction au génie nucléaire", J. Ligou, Presses polytechniques et universitaires romandes (1997)
2. "Introduction to nuclear engineering, 2nd ed.", J.R. Lamarsh, Addison-Wesley Publishing Co. (1983)