

H8 : Energie nucléaire

Introduction

Cette manipulation avait comme objectif principal de nous introduire à la technologie du nucléaire. Nous avons eu la chance de commencer par la visite du cœur d'un réacteur nucléaire et, après cette visite, nous avons tenté de prédire la hauteur d'une de ses barres de contrôle pour atteindre l'état critique. Pour finir, nous avons étudié la différence de comportement de plaques d'aluminium et de plomb soumises à un rayonnement γ .

Comme nous allons le voir dans la suite, il ne faut pas croire que la « radioactivité » est une invention de l'homme, ni qu'elle n'a que des applications « mauvaises » et « dangereuses ». Il ne faut pas croire non plus que le nucléaire se limite à la bombe atomique ou à des catastrophes tel que celle de Tchernobyl.

L'énergie nucléaire

Depuis la Révolution Industrielle, l'humanité consomme de plus en plus d'énergie. Cela provient, principalement, de l'augmentation démographique et de l'accroissement de la qualité moyenne de vie. Jusqu'au début du XX siècle, l'énergie provenait de réactions chimiques tel que de la combustion du charbon. Ces réactions chimiques sont basées sur les liaisons entre atomes et molécules.

Après la découverte de la radioactivité par Curie, le premier usage que l'on en fera sera la bombe atomique. Cela est incontestablement une des raisons pour lesquels le nucléaire fait peur. Par la suite apparaîtront les premières centrales nucléaires.

L'énergie dégagée par les réactions nucléaires est environ 10^6 fois plus élevée que celle d'une réaction exothermique chimique pour une même quantité de matière. Si l'on compare l'énergie dégagée par la fission d'un kilogramme d'uranium, nous apercevons qu'elle correspond à la combustion d'environ 1000 tonnes de charbon. Cette différence résulte du fait que c'est l'énergie de liaison entre les constituants du noyau (neutrons et protons) qui est impliquée dans le cas de l'énergie nucléaire (de l'ordre de la dizaine de MeV) et non pas l'énergie de liaison des électrons des couches atomiques externes des atomes, qui elle est de l'ordre de la dizaine d'eV.

En Suisse, les 5 centrales nucléaires (à savoir : Beznau 1 et 2, Gösgen, Leibstadt et Mühleberg) produisent près de 40% de la production d'électricité du pays. Le reste de la production est essentiellement dû aux centrales hydrauliques. Sur le niveau mondial, les proportions sont bien différentes : 64% de la production est d'origine fossile (charbon, pétrole, gaz), 19% hydraulique et 17% nucléaire.

Actuellement, l'énergie nucléaire est devenue une ressource indispensable à l'échelle nationale tout comme à l'échelle mondiale. Ceci à cause de la demande croissante d'électricité résultant principalement de la croissance démographique.

Si nous nous penchons sur les autres sources d'énergie, nous constatons que pour ce qui est des combustibles fossiles, deux inconvénients majeurs sont à prendre en compte. En premier lieu leurs raréfactions et deuxièmement les dégâts qu'ils représentent pour l'environnement. Pour ce qui est des énergies alternatives (par exemple l'énergie solaire, éolienne ou même

pour la fusion nucléaire) leurs technologies ne sont malheureusement pas encore suffisamment développées pour permettre de contribuer significativement à l'approvisionnement énergétique mondial avant plusieurs décennies. C'est pourquoi le nucléaire peut être considéré comme une bonne alternative en attendant que se développe la fusion nucléaire par exemple.

Le principal désavantage du nucléaire porte sur les déchets qu'il produit. Ces déchets, fortement radioactifs, doivent être stockés en lieu sûr pendant des milliers d'années avant que leur radioactivité ne devienne négligeable.

Pour ce qui est des ressources en uranium, les Français s'étaient lancés, il y a quelques années, dans un projet de surgénérateur qui aurait permis de recycler les déchets afin de prévenir une pénurie prochaine. Le procédé utilisé permettait de consommer moins rapidement les ressources d'uranium à disposition. Cependant, le surgénérateur de Creys-Malville qu'ils avaient construit a été un échec à cause du produit réfrigérant utilisé. Du sodium liquide était utilisé comme fluide réfrigérant ; or ce produit est hautement réactif avec l'air et avec l'eau. C'est pourquoi, le projet n'a pas trouvé le succès escompté, la nécessité économique ne se faisant de plus en plus ressentir, puisque les ressources d'uranium se sont avérées par la suite bien supérieures aux prévisions.

La radioactivité

Lorsque nous parlons de radioactivité, ne pensons pas que c'est une invention de l'homme comme certaine personne le croient ! Détrompons-nous, la radioactivité est présente partout, c'est un phénomène naturel. Certains éléments présents dans l'environnement sont en effet instables et se désintègrent spontanément en émettant du rayonnement, c'est le cas de l'uranium et du thorium entre autre. D'un autre côté nous ne pouvons échapper aux rayonnements cosmiques qui nous irradie en permanence, sans parler de nous-même qui sommes radioactif (à cause d'environ 1 pour mille de potassium radioactif que nous possédons).

La radioactivité se mesure en sieverts (Sv). Nous absorbons près de 4 mSv par année. Parmi ces 4 mSv, à peine 1 est d'origine artificielle (provenant principalement de la médecine : 0.8 mSv et ~0.2 mSv d'activité industrielle). Pour ce qui est de la radioactivité d'origine naturelle, les rayons cosmiques sont responsables pour ~0.4 mSv / année à une altitude de 300 m (la dose dépend de l'altitude, plus on monte en altitude, plus on est exposé au rayonnement cosmique qui est de moins en moins absorbé par l'atmosphère terrestre), tandis que ~0.5 mSv sont d'origine terrestre (principalement dû au radon qui est un produit de filiation du thorium 232). Les cartes montrent que la radioactivité terrestre varie passablement d'une région à l'autre, en Suisse, le Valais et le Tessin sont passablement touchés comparé au plateau où la radioactivité naturelle est bien plus faible, cela provient de certaines roches qui sont plus ou moins radioactives.

Lors de la fission nucléaire, des neutrons sont émis. Cependant, ils ne sont pas seuls. On trouve trois types de rayonnements : α , β et γ . Le rayonnement α est constitué de noyau d'hélium (2 protons et 2 neutrons) tandis que le rayonnement β comporte des électrons hautement énergétiques. Le rayonnement γ est constitué de photons (onde électromagnétique).

Les effets nocifs de ces radiations se manifestent par des modifications structurales de l'ADN des cellules vivantes qui peut conduire à l'apparition de tumeurs.

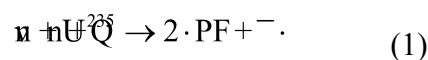
La radioactivité est utilisée dans de nombreux domaines tel que dans la médecine et dans l'évaluation de l'âge d'un objet (en utilisant la demi-vie du carbone 14).

Lois et aperçu théorique

1. La fission nucléaire

Comme nous l'avons déjà mentionné plus haut, rappelons que les énergies produites par la combustion de fossiles résultent de réactions chimiques (soit des interactions d'atomes) tandis que l'énergie nucléaire est dégagée par une réaction nucléaire. Actuellement, il s'agit de la fission de noyaux lourds.

Pour la majorité des réacteurs nucléaires actuels, le combustible primaire est de l'uranium 235. La concentration de cet isotope, dans le minerai naturel, est assez faible, raison pour laquelle on parle souvent d'uranium enrichi. La fission de cet uranium 235 est provoquée en y envoyant des neutrons lents dessus. Les atomes d' U^{235} se fragmentent en libérant de l'énergie de la façon suivante :



ou PF représente un produit de fission (généralement 2 noyaux de masses comprises entre 80 et 135), $\bar{\nu}$ représente le nombre moyen de neutrons ($\bar{\nu}$) produits durant la fission d'un noyau d' U^{235} , ($\bar{\nu} = \sim 2.5$) et Q est l'énergie produite par la réaction.

La réaction nucléaire (1) montre qu'il y a libération de 2 à 3 neutrons pour chaque fission d'un atome d' U^{235} . Ces neutrons peuvent à leur tour interagir avec d'autres noyaux d' U^{235} afin de produire de nouvelles fissions, etc. Ce mécanisme est appelé réaction en chaîne. Afin de réguler cette production de neutrons, il faut qu'une partie de ces neutrons soit absorbée. Certains neutrons sont absorbés par les matériaux environnants ou s'échappent. Il est possible de régler la production de neutrons à l'aide de barres de contrôles qui permettent un contrôle de l'absorption des neutrons.

Notons tout de suite qu'il n'est pas aisé d'obtenir une réaction en chaîne car pour qu'un neutron interagisse avec un atome d' U^{235} , il faut qu'il soit ralenti. Cela provient du fait que les neutrons de fission sont émis avec une énergie de ~ 2 MeV et que la probabilité qu'ils produisent de nouvelles fissions est beaucoup plus grande lorsque leur énergie est inférieure à 1 eV. Afin de les ralentir, le moyen le plus efficace est de les faire diffuser dans des matériaux comportant des noyaux légers (il faut en effet que la masse de ces noyaux soit la plus proche possible de celle d'un neutron), d'où l'utilisation de l'eau en général. Ces matériaux sont appelés modérateurs.

L'énergie de fission est généralement récupérée à l'aide d'un matériau liquide dit caloporteur. Dans les réacteurs à eau légère, l'eau sert à la fois de caloporteur et de modérateur.

Le réacteur que nous avons à disposition n'étant pas prévu pour produire de l'électricité (sa puissance de fonctionnement est limitée à 100 W), l'eau utilisée sert uniquement de

modérateur. La température de l'eau est contrôlée, afin que celle-ci arrive dans le réacteur à 20°C.

2. Le réacteur

Nous allons décrire le réacteur Crocus qui se trouve sur le site de l'EPFL. C'est un réacteur expérimental à eau légère de puissance nulle.

Son cœur est constitué de 336 barres d'uranium enrichi (1.8%) et de 174 barres d'uranium métallique enrichi à 0.95% plongées dans de l'eau déminéralisée (modérateur) dont le niveau est réglable (lorsque le réacteur est à l'arrêt, le cœur ne contient plus d'eau).

Ces éléments d'uranium se présentent sous la forme de barres cylindriques gainées d'aluminium.

La puissance du réacteur se règle au moyen de deux barres de contrôles qui peuvent être plus ou moins insérées dans le réseau de barres d'uranium.

L'indication de puissance est donnée par quatre chaînes de mesures du flux neutronique. Les détecteurs sont placés près du cœur. Lors de la mise en marche du réacteur, une source de neutrons placée sous le cœur permet d'amorcer la réaction. Cela permet un meilleur suivi de l'augmentation du flux de neutron avant-même que le réacteur ne soit critique.

Six organes indépendants sont chacun capable d'arrêter le réacteur en moins d'une seconde. Le premier système (deux organes) se base sur des barres de sécurité fortement absorbantes, bloquant tout flux neutronique lorsqu'elles sont descendues dans le cœur (en chute libre), une seule de ces barres suffit à stopper le réacteur. Le deuxième système est celui des vases d'expansion. Il permet l'abaissement du plan d'eau, ce qui bloque le ralentissement des neutrons d'où un arrêt de la réaction en chaîne donc du réacteur.

Par ailleurs, le cœur est enfermé dans une enceinte en béton de 1,70 m d'épaisseur qui, dans le cas d'une défaillance simultanée de l'opérateur et de tous les systèmes de sécurité (cas extrêmement improbable), permettrait de maintenir l'irradiation dans la salle à un niveau supportable. Dans le cas d'un tel accident, appelé accident hypothétique maximal, Crocus est conçu de manière à ce que l'élévation de la température dans le cœur rende la réaction en chaîne de plus en plus difficile de sorte que le réacteur s'étouffe de lui-même et finit par s'arrêter (cette caractéristique du réacteur résulte, entre autre, de sa géométrie).

3. Les différents états du réacteur

Nous introduisons un facteur de multiplication k , pour un assemblage d'uranium et de modérateur :

$$k = \frac{P}{D} = \frac{\text{production neutrons}}{\text{absorptions} + \text{fuites}} \quad (2)$$

Si $k = 1$, nous parlons de condition de criticité (c'est à dire que la réaction en chaîne s'auto entretient tout juste).

Si $k > 1$, le système est sur critique tandis que pour $k < 1$, le système est dit sous-critique.

Ainsi l'état sous critique est défini par le fait qu'il n'y a pas assez de neutrons créés par rapport au nombre de neutrons absorbés ou qui s'échappent et réciproquement pour l'état sur critique il y a un surplus de production (P) de neutrons par rapport à leur disparition (D).

A partir de (2), nous pouvons déduire que pour faire monter un réacteur en puissance, il faut le mettre à l'état sur-critique. Puis pour le stabiliser, on le ramène dans l'état stationnaire en ramenant le coefficient k à 1.

Notons encore le résultat remarquable suivant :

la position des barres de contrôles pour l'état critique est totalement indépendante du niveau de puissance du réacteur.

Prenons le cas d'un système sous-critique qui contienne une source de neutrons émettant S [ns^{-1}]. Il est possible d'établir un flux neutronique Φ qui est donné par :

$$\Phi \propto \frac{S}{1-k} \quad (3)$$

car : $\Phi \propto S + S \cdot k + S \cdot k^2 + S \cdot k^3 + \dots = -$ (série géométrique)

Avec un détecteur à neutrons, on obtient un taux de comptage C qui donne une mesure du niveau de sous criticité sur la base de la relation :

$$\frac{1}{\Phi} \propto \frac{1}{1-k} \propto (1-k) \quad (4)$$

D'où une augmentation du taux de comptage si l'on augmente la valeur du coefficient de multiplication k . A l'état critique ($k = 1$), le taux de comptage C tend vers l'infini. C'est à dire que la réaction est entretenue et que la source externe S n'est plus nécessaire pour maintenir un niveau de flux constant.

Extrapolation de la position de la barre de contrôle pour l'état critique ($k = 1$)

En reportant dans un graphe l'inverse du courant (mesuré par un appareil qui donne un courant proportionnel au flux neutronique) mesuré en fonction de la hauteur de la barre de contrôle pour plusieurs hauteur de la barre, il nous est possible de déterminer, par extrapolation, pour quelle hauteur de la barre le système se trouve à l'état critique.

Dans l'expérience que nous avons menée, nous avons voulu prédire la position d'une des deux barres de contrôle pour l'état critique, tout en laissant l'autre barre totalement dans le réacteur.

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

$$\Phi(t) = \sim \Phi_0 e^{\omega \cdot t} = \sim \Phi_0 e^{\frac{t}{\tau}} \quad (5)$$

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 . Il est lié à la réactivité ρ , par :

$$\rho = \frac{k-1}{k} \quad (6)$$

La relation entre ρ et τ est déterminée par des caractéristiques du réacteur. Ces paramètres sont liés aux propriétés des neutrons prompts et des neutrons différés.

Les neutrons prompts sont les neutrons qui sont instantanément émis lors du processus de fission, ils représentent 99.3% de la population neutronique et leur vie est de l'ordre de 50 μ s.

Les neutrons différés représentent quant à eux les 0.7% restant. Ils sont émis avec un certain retard car ils sont issus de la désintégration radioactive de quelques produits de fission ayant une demi-vie d'environ 7 secondes. La présence de ces neutrons différés est indispensable afin d'avoir un système contrôlable.

La composition et la taille du cœur des réacteurs occidentaux sont conçus de façon que l'état critique ne puisse être atteint que grâce à l'apport des neutrons différés. Ainsi, ce sont les neutrons différés qui dirigent principalement le comportement cinétique du réacteur.

Protection radiologique (γ) de l'aluminium et du plomb

Apportons tout d'abord quelques précisions sur les rayonnements qui nécessitent une protection biologique extérieure au réacteur. Il s'agit des neutrons et des rayons γ .

Nous introduisons une dose biologique qui correspond à :

$$\text{dose biologique} = \text{dose absorbée} \cdot \text{EBR}$$

avec la dose absorbée qui correspond à l'énergie transférée du rayonnement à une unité de masse du tissu biologique et EBR (Efficacité Biologique Relative) qui caractérise le type et l'énergie du rayonnement.

La dose absorbée dépend directement du temps d'exposition et du flux de la radiation incidente I . Dans la manipulation, nous allons réduire cette intensité par l'interposition d'un écran de plomb ou d'aluminium d'épaisseur variable. Pour un faisceau de photons γ d'énergie donnée, la réduction d'intensité du faisceau à travers l'écran d'épaisseur dx est :

$$\frac{dI}{I} = -\mu dx \cdot \quad I(x) = I_0 \cdot e^{-\mu x} \quad (7)$$

μ [m^{-1}] étant le coefficient d'atténuation linéaire du matériau considéré et I_0 l'intensité du faisceau en $x = 0$.

Le coefficient d'atténuation est une mesure de l'efficacité de la protection radiologique γ fournie par l'écran. Les éléments de forte densité possèdent des valeurs de μ plus grandes que les éléments de faibles densités, pour des photons d'énergie donnée.

Dans la manipulation que nous avons faite, nous avons utilisé un photomultiplicateur qui nous donnait l'intervalle de temps nécessaire pour que 10'000 photons aient traversé la plaque.

Ainsi, il nous est possible de déterminer I qui correspond au nombre de photons détectés chaque seconde.

Si nous prenons le logarithme népérien des deux membres de (7), nous voyons que nous obtenons une droite et nous pouvons déterminer le coefficient μ :

$$\ln(I) - \ln(I_0) = -\mu \cdot x \Rightarrow - \quad (8)$$

Partie expérimentale

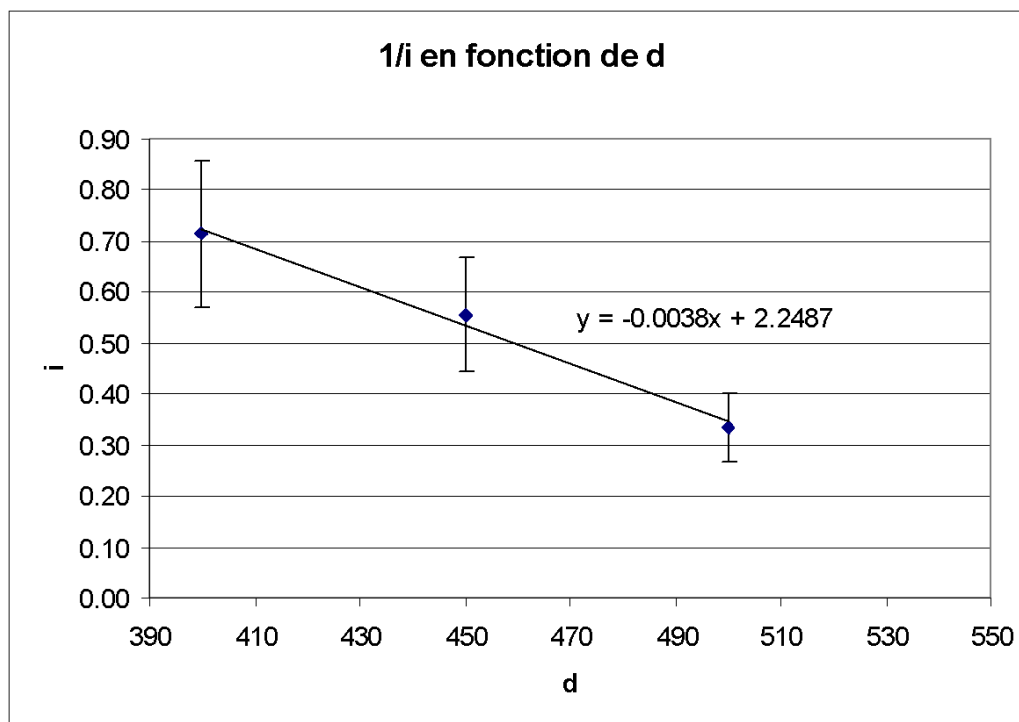
I. Barre de contrôle et flux neutronique

Dans la première partie de l'expérience, nous cherchons à établir la relation entre le flux neutronique et la portion de la barre de contrôle qui se trouve hors du cœur du réacteur (l'autre barre restant fixe tout au long de l'expérience).

Pour évaluer le flux neutronique, on utilise un détecteur qui mesure un courant ' i ' engendré par une ionisation due aux neutrons.

Le courant mesuré, de l'ordre de 10^{-9} ampères, est proportionnel au flux neutronique. On le mesure sur un simple cadran, et on considère une incertitude absolue de 0.2 nA. La barre est contrôlée par ordinateur et on ne considère aucune incertitude sur sa position.

Les valeurs mesurées sont données en annexe (tableau A1), et représentées dans le graphique suivant :



Graphique 1 : $1/i$ en fonction de d

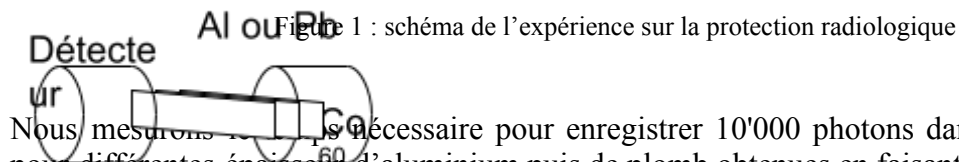
L'incertitude pour la valeur de $1/i$ a été évaluée par la méthode des erreurs composées (cf. *Traitement des erreurs de mesures* dans la bibliographie).

La relation est linéaire, et on peut donc facilement estimer la position de la barre pour laquelle le système sera à l'état critique, sachant que dans ce cas $1/i \approx 0$:

Notre interpolation nous donne $1/i = -0,0038 \cdot d + 2.2487$, donc pour $i = 0$, $d \approx 592$ mm.
L'expérience montre que l'état critique est atteint pour $d = 550$ mm.

II. Protection radiologique de l'aluminium et du plomb

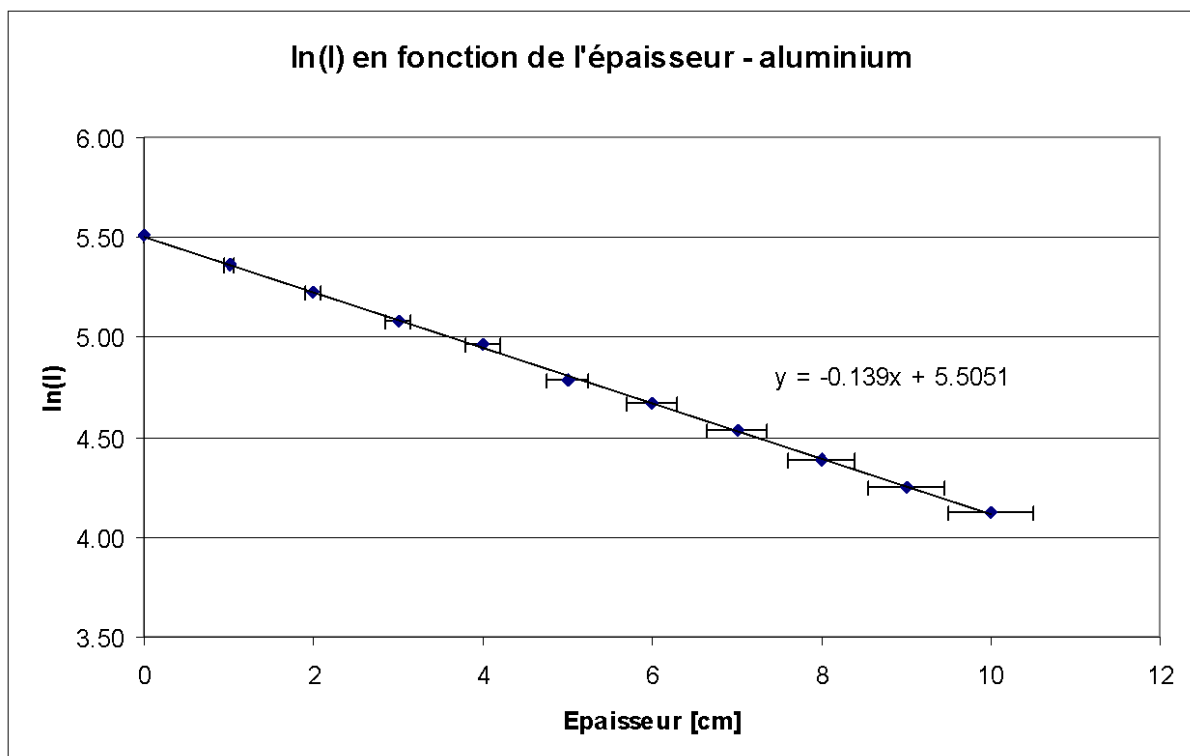
Nous allons maintenant comparer l'efficacité de protection radiologique de l'aluminium et du plomb pour le rayonnement γ . Notre installation est représentée schématiquement sur la figure 1 :



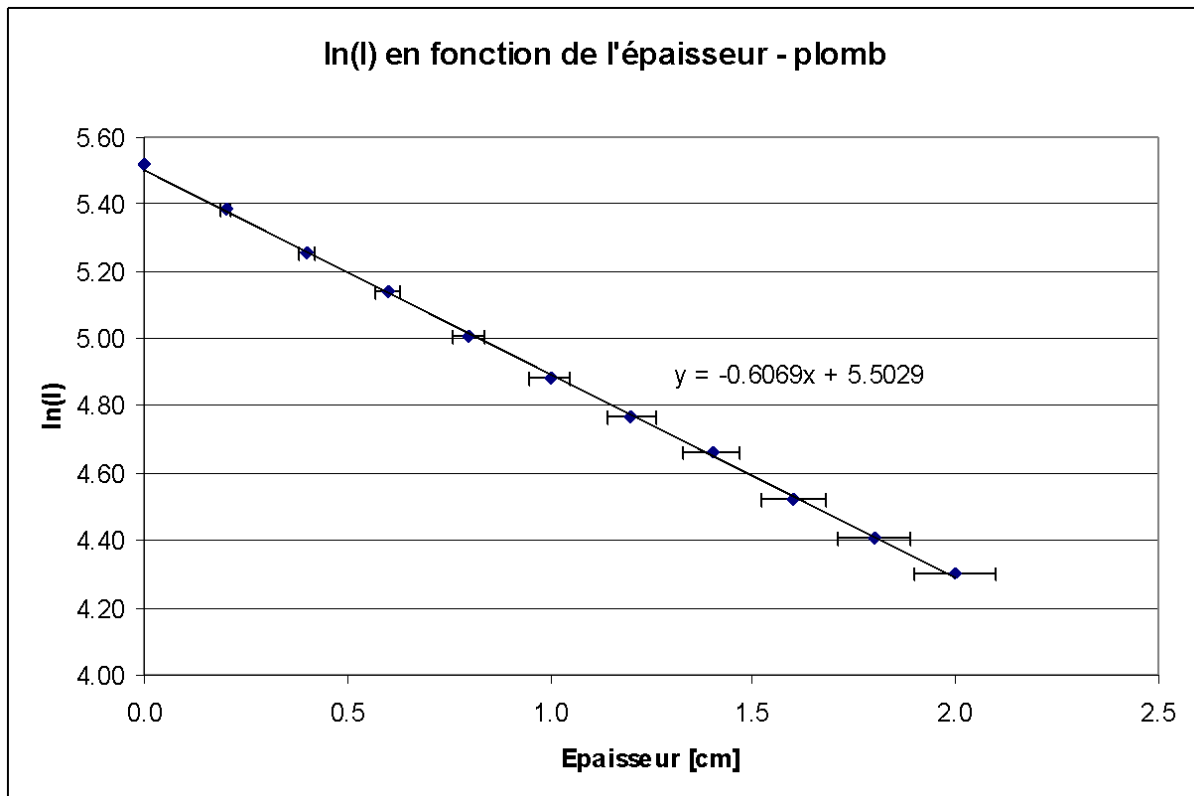
Nous mesurons la distance nécessaire pour enregistrer 10'000 photons dans le détecteur, ceci pour différentes épaisseurs d'aluminium puis de plomb obtenues en faisant varier le nombre de plaques d'aluminium ou de plomb entre la source de rayonnement et le détecteur. Nous avons utilisé 10 plaques pour chaque métal, celles d'aluminium mesurant 1 cm, et celles de plomb 0.2 cm.

La mesure de l'intensité I étant automatisée, nous n'avons considéré aucune incertitude (si erreur significative il y a, nous ne pourrions l'évaluer que par calculs statistiques). Nous avons considéré une erreur de 5% sur l'épaisseur des plaques (l'incertitude augmente donc avec le nombre de plaques, alors que nous aurions pu inverser la tendance en mesurant à chaque fois l'épaisseur de la « pile » de plaque)

Les valeurs mesurées sont données dans les tableaux A2 et A3 en annexes, et reportées dans les deux graphiques suivants, en appliquant au préalable le logarithme à l'intensité :



Graphique 2 : $\ln(I)$ en fonction de l'épaisseur - aluminium



Graphique 3 : $\ln(I)$ en fonction de l'épaisseur - plomb

L'interpolation linéaire nous donne directement la valeur de μ , qui est l'opposé de la pente de la droite (cf. formule 8). On trouve ainsi les valeurs suivantes :

	Densité ρ [g/cm ³]	Coefficient μ [cm ⁻¹]	Rapport ρ/μ
Aluminium	2.7	0.139	1.94
Plomb	11.3	0.607	1.86

Tableau 1 : coefficient d'absorption μ et son rapport avec la densité ρ

Discussion

Dans la première expérience, nous trouvons une distance $d = 592$ mm, alors qu'en réalité le réacteur se stabilise à $d = 550$ mm. On a donc un écart de 7% entre la valeur calculée et la véritable valeur de d , ce qui n'est pas si mauvais compte tenu du petit nombre de mesures (seulement 3) et de l'incertitude sur celles-ci : en effet, les barres d'erreur sur le graphique 1 indiquent qu'on peut tirer une droite passant par le point (550 , 0) qui reste dans le domaine d'incertitude.

Pour la deuxième expérience, nous ne disposons pas des valeurs théoriques de m et il nous est donc difficile d'évaluer la précision de nos résultats. Cependant, comme on peut le voir dans le tableau 1, nous observons une différence de 4% entre le rapport ρ/μ de l'aluminium et celui du plomb, rapport qui devrait être à peu près constant. Ceci indique une assez bonne précision de nos mesures et probablement de nos résultats (ces derniers pouvant éventuellement être victime d'une erreur de calcul répétée pour les deux métaux sans affecter le rapport ρ/μ).

D'un point de vue qualitatif, on voit que les points sont parfaitement alignés sur les graphiques lin-log. Nous observons donc bien la décroissance exponentielle de l'intensité prévue par la théorie.

Conclusion

De façon générale, la visite et l'observation d'un réacteur est une expérience très enrichissante et les valeurs mesurées n'en rendent pas vraiment compte : le fonctionnement du réacteur et le niveau de sécurité entourant celui-ci sont des choses dont nous avons jusque alors à peine idée (les conditions de sécurité exigées pour ce genre d'installation sont si élevées qu'elles rendent tout accident difficilement concevable. Et même si un accident survenait, l'enceinte est conçue de telle sorte que l'extérieur du réacteur soit épargné.

Les mesures quant à elles permettent une bonne appréciation qualitative des phénomènes observés.

Bibliographie

Nous avons utilisé les documents suivant afin d'élaborer ce rapport :

- La notice du TP : *H8 énergie nucléaire* (document des travaux pratiques de physique de l'EPFL)
- *Traitement des erreurs de mesures* (document des travaux pratiques de physique de l'EPFL)
- *Formulaires et tables*, Éditions du Tricorne, Genève, 2002