

PLAN

INTRODUCTION.

I. Notion théorique.

- 1.1. Physique cristalline, notion de bande interdite.----- p 3
- 1.2. Application à la dosimétrie.----- p 4
- 1.3. Interaction neutron-matière.----- p 5

II. Elaboration d'un dosimètre pour l'environnement spatial.

- 2.1. Spectre en énergie des neutrons atmosphériques.----- p 7
- 2.2. Evaluation du nombre de choc sur chaque atome du dosimètre.- p 11
 - 2.2.1. Matériaux T.L.----- p 11
 - 2.2.1.A. CaSO_4 .----- p 12
 - 2.2.1.B. Autres.----- p 13
 - 2.2.2. Matériaux O.S.L.----- p 16
- 2.3. Radioprotection (avionique).----- p 19
 - 2.3.1. Matériaux T.L.----- p 19
 - 2.3.2. Matériaux O.S.L.----- p 20
- 2.4. Conclusion.----- p 21

III. Elaboration d'un dosimètre adapté à la neutronthérapie.

- 3.1. Evaluation du nombre de chocs sur chaque atome du dosimètre.-- p 22
- 3.2. Radioprotection.----- p 22
 - 3.2.1. Matériaux T.L.----- p 22
 - 3.2.2. Matériaux O.S.L.----- p 23
- 3.3. Conclusion.----- p 24

IV. Evaluation de la dose déposée indirectement par les neutrons atmosphériques.

- 4.1. Risques induits par une exposition aux neutrons atmosphériques.- p 25
- 4.2. Mise en évidence de la dose reçue par un dosimètre O.S.L.----- p 26
- 4.3. Conclusion.----- p 27

CONCLUSION.

ANNEXE : protocole de lecture et code de calcul sur les sections efficaces.----- p 29

BIBLIOGRAPHIE.

Introduction

Le laboratoire d'électronique et de rayonnement de Montpellier (C.E.M.2) a développé une technique de dosimétrie originale, utilisant la luminescence par stimulation optique de certains matériaux (O.S.L.). En effet, cette luminescence est fonction de la dose reçue lors d'une irradiation. Grâce à cet outil, de nouvelles perspectives ont pu être envisagées au cours des derniers mois, dans le domaine du contrôle de dose en radiothérapie, et en électronique spatiale (rayonnement cosmique). Les premiers résultats obtenus avec des sources gamma, des protons et des électrons, dans le cadre de la radiothérapie peropératoire et du contrôle d'isodoses lors d'irradiation en condition stéréotaxique, se sont révélés très prometteurs. On a pu constater que ce type de dosimètre surpasse de loin ceux déjà existants.

Il subsiste un domaine où ces dosimètres n'ont pas encore été expérimentés : la mesure de la dose déposée par les neutrons, qui reste un problème d'actualité dans de nombreuses applications (nucléaire civil, radiothérapie et aéronautique). Les neutrons sont des particules indirectement ionisantes, les techniques de détections actuelles reposent sur la conversion neutron-proton. Ce procédé qui consiste à considérer la dose laissée, non pas par les neutrons, mais par les protons, reste de rendement très moyen. La "neutron boron capture therapy", en revanche, utilise la propriété du bore à capturer un neutron thermique pour émettre une particule alpha qui parcourt une courte distance avant d'être absorbée. Il n'est donc plus nécessaire de passer par un convertisseur, on comptabilise directement les neutrons, le rendement ne peut en être que meilleur.

L'objectif de ce stage est d'évaluer la faisabilité d'une technique de mesure de dose laissée par des neutrons, combinant les propriétés du bore et des matériaux O.S.L. Nous juxtaposerons à cette étude, une étude d'un autre type de matériaux qui rendent compte, eux, de la dose qu'ils ont reçue après avoir été stimulés thermiquement, ce sont des matériaux T.L. (thermoluminescents). Les irradiations se feront en collaboration avec le centre Antoine Lacassagne de Nice, et pour les interventions peropératoires, les mesures seront faites à l'hôpital Val d'Aurelle de Montpellier. Le présent stage rentre dans le cadre de tous les travaux qui ont déjà été menés en dosimétrie par le C.E.M.2, travaux qui succèdent à la détection des gammas réalisée en collaboration avec l'hôpital La Timône de Marseille (gamma knife).

Nous étudierons essentiellement deux problèmes liés à la dosimétrie neutron. Tout d'abord, nous nous intéresserons au problème avionique, car il constitue un problème majeur de radioprotection. En effet, il est primordial de connaître la dose reçue par le personnel des différentes compagnies aériennes, afin de prévenir tout risque lié à une trop forte exposition. Le deuxième aspect que nous considérerons, concernera le milieu médical, plus précisément la dose déposée lors d'un traitement en neutronthérapie. Il est effectivement nécessaire de bien caractériser le faisceau, afin d'optimiser la guérison du patient. Outre l'aspect de l'étude des différents matériaux T.L. et O.S.L. dans les deux cas énoncés précédemment, nous établirons aussi des pistes de recherche sur la dose minimale que le dosimètre doit recevoir, afin que la détection soit possible. Cette étude nous permettra de connaître l'intervalle de temps caractéristique, au cours duquel le dosimètre devra être exposé à l'irradiation.

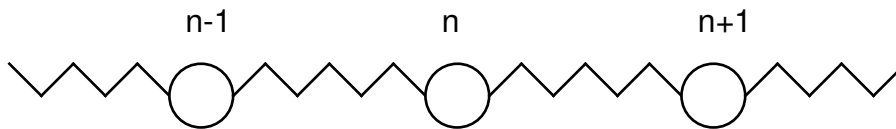
I. Notions théoriques.

Afin de pouvoir procéder à l'étude des différents matériaux susceptibles d'intéresser la dosimétrie neutron, il est important de bien établir les bases théoriques nécessaires à la bonne compréhension des différents phénomènes mis en jeu.

1.1. Physique cristalline, notion de bande interdite.

Les deux mécanismes de dosimétrie T.L et O.S.L. sont basés sur des phénomènes liés au franchissement par des électrons d'une zone d'énergie interdite appelé gap. Il serait donc utile de commencer par expliciter cette notion.

Lors de la résolution de l'équation de Schrödinger pour les électrons du cortège d'un atome isolé, il est commun d'en déterminer les fonctions d'onde et les différents niveaux d'énergie. Dans le cas qui nous intéresse, nous n'avons pas affaire à un problème atomique, mais à un problème de physique du solide, sur les réseaux cristallins. Les dosimètres utilisés sont en fait des cristaux, plus précisément des poudres polycristallines. Le problème de la recherche des niveaux d'énergie, dans le cadre de la mécanique quantique, est assez complexe, c'est pourquoi nous allons nous limiter à une approche de type dynamique. Prenons le cas simple où le cristal est une chaîne linéaire d'atomes identiques, de masse m , de pas a , et considérons ce réseau d'atomes comme une assemblée de ressorts de constante de raideur K . Nous avons donc à résoudre :



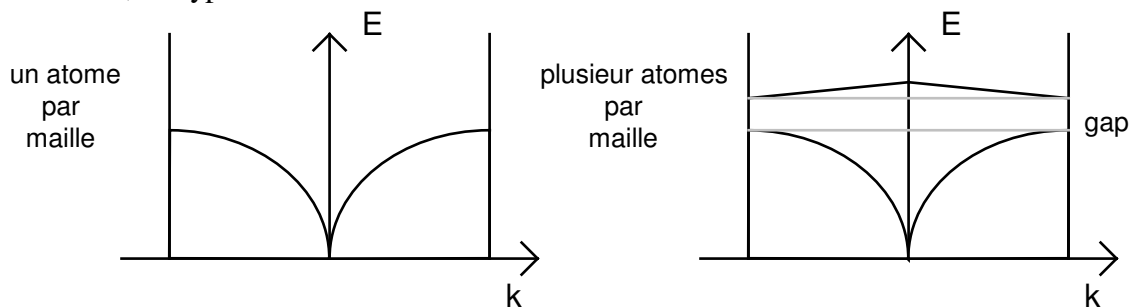
$$m \frac{\partial^2 U(n,t)}{\partial t^2} = \sum_i f_i(n,t). \text{ Choisissons une solution de type propagation}$$

$$U(n,t) = U_0 e^{i(kna - \omega t)}$$

Avec $U(n+N,t) = U(n)$ la condition de périodicité. On obtient une relation de dispersion liant la fréquence ω et le vecteur d'onde \mathbf{k}

$$\omega = \sqrt{\frac{4K}{m}} \left| \sin \frac{ka}{2} \right|$$

En considérant l'énergie des phonons $E = \hbar\omega$ on peut construire la première zone de Brillouin, du type



Structure de bande d'un cristal.

Dans le cas où il y aurait plusieurs atomes par maille, (celui qui nous intéresse) le cheminement est le même et nous obtenons une autre relation qui implique une deuxième

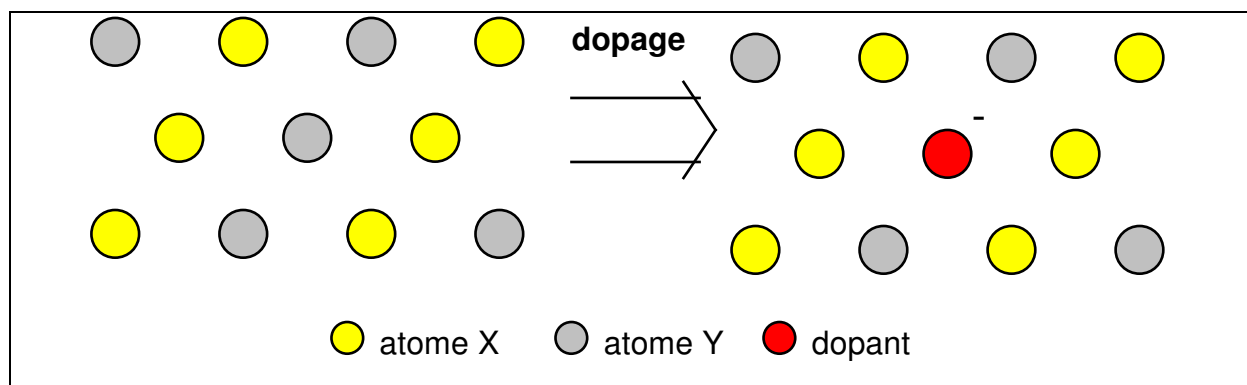
courbe. On remarque qu'il y a une zone d'énergie pour laquelle il n'y a pas de propagation possible, c'est la bande interdite. Cette étude sommaire nous a permis de mettre en évidence la notion de bande d'énergie interdite (gap), nous allons maintenant essayer de comprendre son utilisation en dosimétrie.

1.2. Application à la dosimétrie.

La notion de gap ayant été éclaircie, nous allons maintenant pouvoir établir succinctement les notions de fluorescence et de phosphorescence, qui constituent les bases de la dosimétrie ([CHA1], [CHA2], [DUS1] et [IDR]).

Les phénomènes de fluorescence et de phosphorescence correspondent à l'émission par certains matériaux, d'un rayonnement visible sous l'action d'une excitation. Dans le cas de la fluorescence l'émission lumineuse disparaît dès que l'excitation s'arrête, alors que pour la phosphorescence, elle persiste après que l'excitation a été supprimée. Comme exemple de fluorescence citons l'émission d'une lumière verte par une solution alcaline de fluorescéine excitée par une radiation bleue ou encore la fluorescence du rubis qui a été mise à profit par Maiman pour obtenir l'effet laser. Si, toujours au moyen d'une lumière bleue, on excite du sulfure de zinc calciné avec une trace de sulfure de cuivre on observera, dans l'obscurité, une émission de phosphorescence qui persiste pendant plusieurs heures voire même plusieurs jours après l'excitation. Dans ces exemples, il s'agit d'une stimulation optique, mais ces phénomènes se produisent avec tout type de stimulations, notamment thermiques.

La technique de lecture d'une dose laissée lors d'une irradiation est basée sur le comportement fluorescent (ou phosphorescent) qu'ont certains cristaux dopés, face à un apport d'énergie. Nous allons donc établir les différents phénomènes liés au dopage. Cette méthode consiste à remplacer des atomes de la maille de référence par un autre type d'atomes. Ce procédé est relativement courant, c'est une méthode de conception des semi-conducteurs.

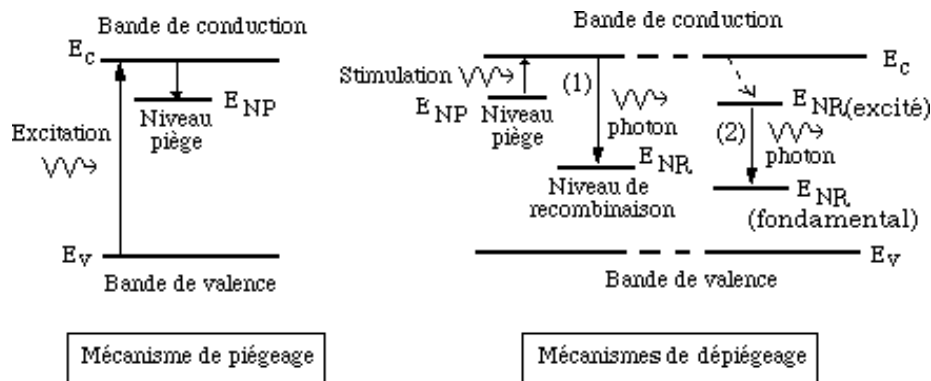


Principe de dopage d'un cristal.

Dans l'exemple illustré ci-dessus, le dopant a trois électrons de valence alors que l'atome Y en possède quatre, il lui manque donc un électron. Cela crée une inhomogénéité dans la bande interdite. Le dopant prend un électron de la bande de valence, et crée un niveau dit piège ou recombinant. Nous allons maintenant observer ce que peuvent apporter les cristaux dopés (fluorescents) à la dosimétrie.

Lors de l'irradiation, l'énergie apportée aux atomes du dosimètre permet le passage de l'électron de la bande de valence à la bande de conduction. Or, pour une question de stabilité, l'électron tend à revenir vers un minimum d'énergie possible. Il quitte donc la bande de

conduction et peut se retrouver piégé à un niveau induit par les impuretés (niveau piège). La lecture de la dose se fait par un apport d'énergie d'origine, soit thermique, on parlera de lecture TL (thermoluminescence), soit optique on utilisera alors le terme OSL (luminescence par stimulation optique). Cette énergie permet le dépiégeage jusqu'à une zone dite de recombinaison (1), cette opération peut se répéter plusieurs fois si le niveau de valence n'est pas atteint (2). Les transitions d'énergie se font de manière locale, donc, si on parvient à dépiéger ces électrons, et si on arrive à capter le rayonnement ainsi émis, on pourra dresser une cartographie de dose reçue par l'échantillon. Alors, on saura précisément où les particules du faisceau incident ont heurté le dosimètre.



Principe des dosimètres basés sur la luminescence.

En somme, l'analyse du rayonnement émis lors du dépiégeage (à l'aide d'un photomultiplicateur) peut permettre de dresser une cartographie de dose reçue (Annexe A). Tout ce que nous venons de voir est en fait une vision très simpliste qui ne rend pas totalement en compte de tous les phénomènes physiques. Cela est néanmoins largement suffisant pour introduire le concept de dosimètre, tel qu'il m'a été utile lors de ce stage.

1.3. Interaction neutron-matière.

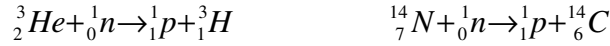
Lors du piégeage des électrons, aucune hypothèse n'a été faite sur la nature du bombardement, ce qui veut dire que l'on peut concevoir un dosimètre pour la détection de toutes les particules. Au laboratoire du C.E.M.2 la cartographie de dose, dans le cas des protons, des électrons et des photons a été abondamment étudiée, et une gamme de dosimètre performant a pu être créée. La difficulté consiste maintenant à établir un nouveau genre de dosimètre, capable de détecter les neutrons. A cette fin, il nous faut étudier les différentes interactions qui peuvent se produire entre les neutrons et la matière.

Dans un premier temps, nous allons décrire les divers chocs entre les neutrons et la matière d'une manière simplement qualitative ([QAR] et [BLA]). On ne s'intéressera qu'à la radioprotection lors de l'irradiation et à la qualité des différents matériaux, il n'est donc pas nécessaire d'obtenir des résultats d'une infime précision. Les divers types de chocs sont plus ou moins probables selon le poids des atomes utilisés et la vitesse des neutrons incidents.

Neutrons : \Rightarrow lents (thermiques), moins 0.5 eV \Rightarrow intermédiaires, de 1 KeV à 0.5 MeV
 \Rightarrow épithermiques, de 0.5 eV à 1 KeV \Rightarrow rapides et relativiste, plus de 0.5 MeV

A/ Processus (n, p), voie utilisée actuellement en dosimétrie.

La réaction n'est possible que si l'énergie fournie au noyau est suffisante pour que le proton puisse traverser la barrière de potentiel, elle est réalisable le plus souvent pour les basses énergies. Il est donc préférable, si l'on veut favoriser ce type d'interaction, de thermaliser les neutrons : on les ralentit jusqu'à ce qu'ils soient en équilibre thermodynamique avec le milieu ralentisseur.



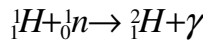
B/ Processus (n, α), Voie utilisée lors du stage.

Une particule alpha est formée de quatre nucléons, dont deux protons, l'énergie nécessaire pour arracher celle-ci au potentiel coulombien est donc deux fois plus importante que dans le cas précédent. Pour que cette réaction soit possible, il faut des neutrons lents, et des atomes adéquats, car tous ne sont pas candidats.



C/ Processus de capture radiative (n, γ).

Le neutron est absorbé par le noyau, et l'énergie en excès est rejetée sous forme de photons :



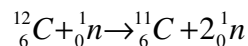
On peut distinguer deux cas :

⇒ Pour les neutrons lents : ce type de réaction est extrêmement important pour la construction des réacteurs nucléaires. Comme la réaction de fission de l'uranium produit des neutrons, ils vont pouvoir être stoppés avec des écrans entourant le cœur nucléaire. Les protons contenus dans cette couche protectrice (béton plus eau) deviennent donc des sources de rayon gamma. Le même type de réaction est observable avec des noyaux lourds, comme l'uranium et le baryum. Grâce à cette réaction, on peut transmuter de l'uranium en plutonium.

⇒ Pour les neutrons rapides : ce genre de réaction existe aussi, mais la section efficace de réaction varie avec la nature des noyaux cibles.

D/ Processus (n, 2n).

Au-dessus de quelques MeV se produisent de nouvelles interactions telles que la réaction (n,2n). Celle-ci est particulièrement intéressante car l'énergie minimale à fournir est assez faible, de petits accélérateurs sont donc suffisants.



Pour que cette réaction ait lieu, il faut que l'énergie du neutron soit supérieure à 20 MeV. On peut constater que ce type de processus peut servir pour la détection des neutrons, car les noyaux formés sont généralement émetteurs de β^+ , particules ionisantes assez faciles à comptabiliser (à l'aide d'un scintillateur).

E/ Processus de choc élastique.

Toutes les interactions que l'on vient de voir sont dites inélastiques (les particules ne sont pas les mêmes avant et après le choc) Il existe aussi une interaction qui "conserve les constituants", elle est dite élastique, l'énergie interne des constituants est la même avant et après réaction. Ce phénomène est important pour le ralentissement des neutrons qui, à chaque choc, perdent un peu d'énergie. La trajectoire est une succession de segments, une force de recul s'applique alors au noyau cible.

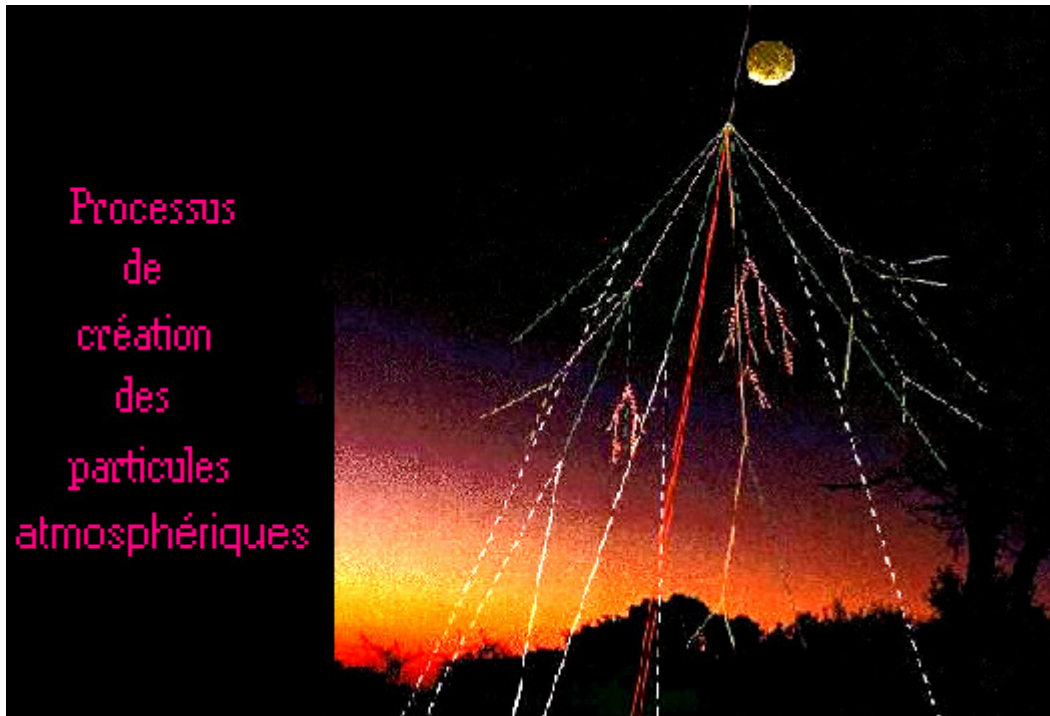
Maintenant que ces rappels théoriques ont été effectués, on peut commencer à appliquer toutes ces connaissances à la mise au point d'un dosimètre. Nous allons commencer l'étude sur un environnement où de nombreuses recherches sont en cours : le milieu avionique. Ensuite, nous essayerons de mettre en évidence les avantages que peuvent apporter de tels dosimètres au domaine médical.

II. Etude des différents matériaux disponibles pour la confection de dosimètre à flux neutronique en environnement avionique.

2.1. Spectre en énergie et énergie moyenne incidente dans le cas atmosphérique.

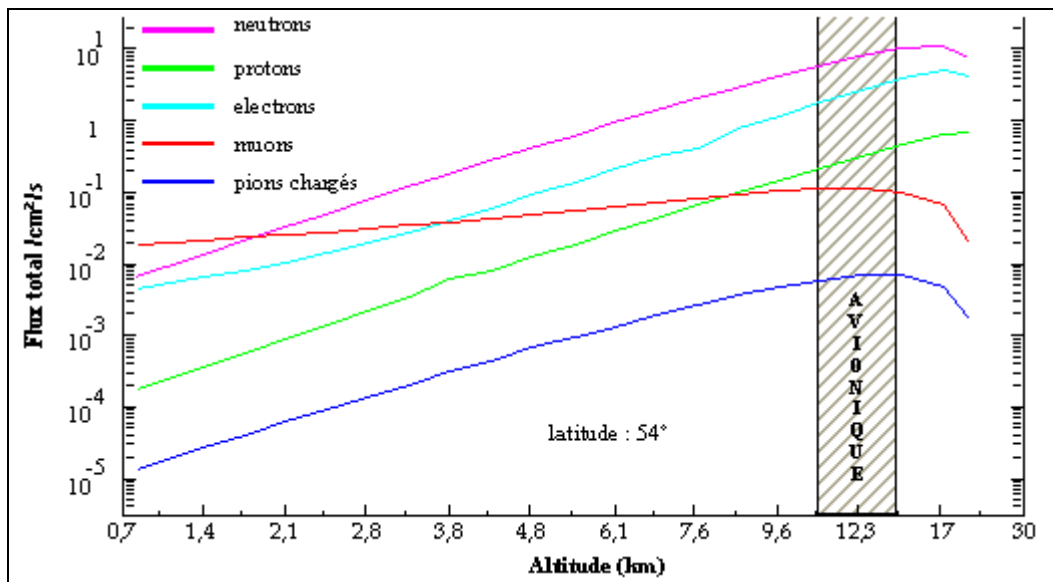
Comme nous l'avons rappelé dans la partie théorique, les différents processus d'interactions dépendent de l'énergie des neutrons incidents, nous allons donc étudier le spectre en énergie des neutrons atmosphériques ([VID] et [HUB]).

La dose laissée par les neutrons, pour une altitude comprise entre 10 et 20 km stimule les recherches de nombreux scientifiques. C'est à cette altitude que volent les avions, et le bombardement neutronique y est très intense. L'enjeu économique est important, car les compagnies aériennes seront bientôt dans l'obligation de trouver une solution aux méfaits causés par le bombardement neutronique. En effet, il faut être capable de déterminer le risque qu'encourent toutes les personnes trop souvent exposées à de telles altitudes, et essayer de minimiser les erreurs d'appareillages électroniques de vol, causées par l'interaction des neutrons sur les composants. Ce problème ne se pose pas pour les satellites car les neutrons sont uniquement produits par l'interaction des particules spatiales, 85 % de proton, 12 % d'hélium et de faibles quantités d'électrons et d'ions lourds (les neutrons n'en font pas partie) avec les atomes atmosphériques (80 % d'azote et 20 % d'oxygène). Ces particules spatiales sont issues du vent solaire et des rayons cosmiques. Au cours de leurs « descentes », les particules vont subir une multitude de chocs, dont certains seront inélastiques. Beaucoup de particules de natures différentes seront donc créées. Sur le schéma suivant, on peut observer un processus d'interaction possible. A chaque bifurcation, correspond un choc inélastique.



Trajectoires d'une particule cosmique lors de son entrée dans l'atmosphère.

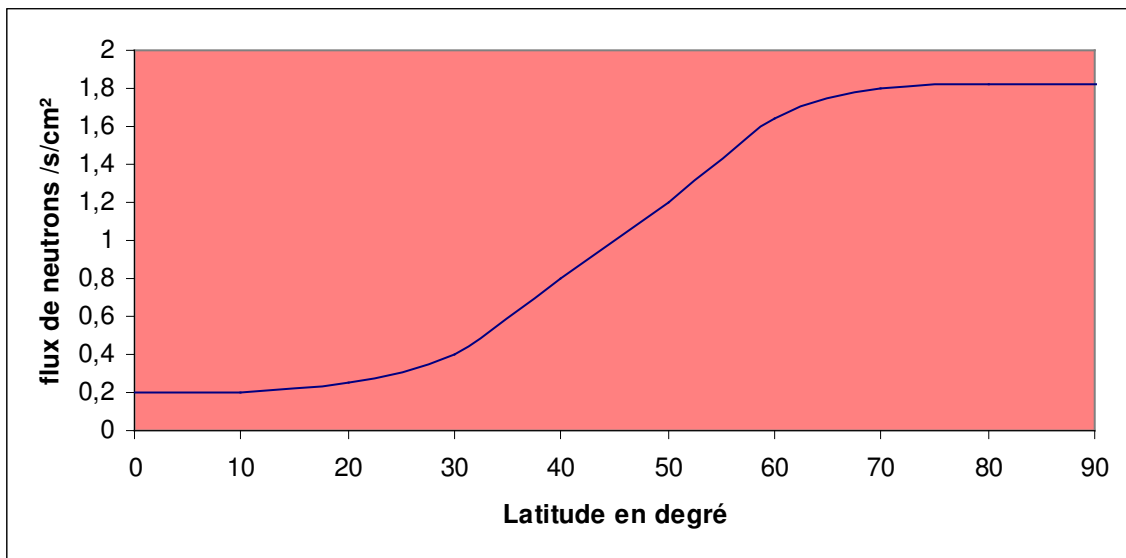
Nous pouvons voir que dans la zone d'altitude qui nous intéresse les neutrons sont prépondérants, mais d'autres particules sont aussi en présence, c'est notamment le cas des électrons. Comme la carcasse de l'avion suffit à les arrêter, nous ne nous en préoccupons pas, et nous nous limiterons donc à l'étude des neutrons.



Nature et distribution des particules atmosphériques, en fonction de l'altitude.

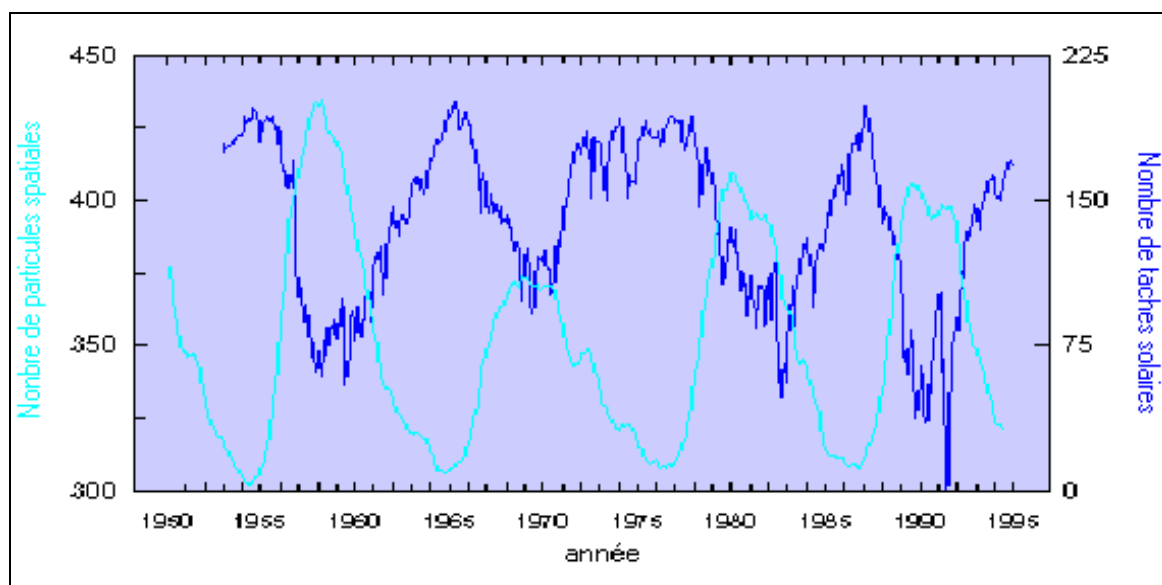
Il est évident que de nombreux facteurs influent sur la quantité de neutrons en présence : c'est le cas de l'altitude (comme le montre la courbe précédente). Plus les neutrons parcourent de distance, plus ils interagissent avec d'autres particules. Le flux de neutrons décroît donc en même temps que l'altitude. On peut constater que la latitude joue aussi un rôle considérable sur l'abondance des neutrons. En effet, les neutrons sont beaucoup plus nombreux pour des latitudes proches de 90°. Cela provient du fait que toutes les particules se dirigeant sur terre y entrent par les pôles à cause du champ magnétique qui entoure la Terre

(la ceinture de Van Hallen), et dont la seule faille se situe au niveau des pôles (voir couverture du rapport).



Corrélation entre le nombre de neutrons atmosphériques et la latitude.

Il est à noter que la pénétration des particules spatiales dans l'atmosphère peut facilement s'observer par le biais des spectaculaires aurores boréales. Les particules issues du vent solaire (essentiellement formé de protons et d'électrons) se heurtent à la ceinture de radiation terrestre et entrent au niveau des pôles. Elles vont ensuite pouvoir ioniser les atomes atmosphériques, qui, en retombant sur leurs états fondamentaux, vont émettre un joli rayonnement bleuté. Le cycle solaire va aussi jouer un rôle primordial, comme il a été remarqué depuis longtemps, le soleil possède une activité cyclique : tous les onze ans, un extremum de taches solaires et d'éruptions peuvent être observées. Les taches sont causées par la rupture des lignes de champ, engendrée par la rotation différentielle du soleil. Lorsqu'il y a rupture, l'énergie est évacuée sous forme de chaleur (c'est pour cela que l'on observe des zones brillantes autour des taches), et sous forme d'impulsion donnée aux particules en présence : c'est l'origine du vent solaire. On voit donc pourquoi le flux de neutrons dépend aussi de l'activité solaire, plus il y aura de particules solaires, et plus il y aura de neutrons.



Corrélation entre l'activité solaire et le nombre de particules atmosphériques.

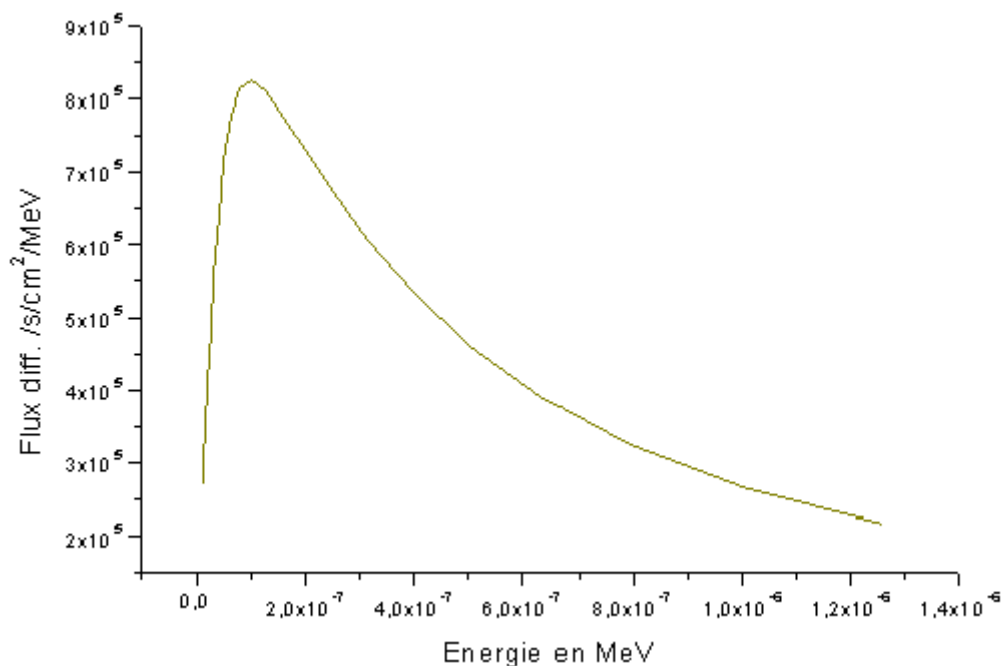
On se propose donc d'établir un dosimètre qui peut être utilisé quelle que soit la latitude et quelle que soit l'activité solaire du moment. La seule restriction que l'on se fixe étant de considérer que l'ensemble des neutrons présents dans l'atmosphère possède une énergie assez faible pour être considérés comme thermiques. Grâce à cette hypothèse, les réactions nucléaires pouvant survenir lors de l'irradiation sont beaucoup plus restreintes et utiles pour la dosimétrie, car, plus l'énergie est faible, et plus le bore a de chance d'interagir les neutrons pour former un alpha. De plus, les radionucléides éventuellement formés sont beaucoup plus prévisibles. Cette restriction permet donc d'optimiser la radioprotection et les résultats théoriques pré-expérimentaux.

Théoriquement, si on considère le flux de neutrons atmosphériques comme un gaz de neutrons en équilibre thermodynamique, la statistique de Fermi-Dirac est applicable. Le nombre moyen de particules peut être obtenu en fonction de leur énergie :

$$dN = \frac{V}{2\pi^2} \left(\frac{\sqrt{2m}}{\eta} \right)^3 \frac{1}{e^{\beta(E-\mu)} + 1} \sqrt{E} dE \approx A\sqrt{E} e^{B E} dE$$

Où V est le volume dans lequel on peut isoler chaque neutron, m est la masse du neutron, $\beta = 1/kT$ (T est la température), et μ est le potentiel chimique, A et B sont deux constantes à déterminer expérimentalement.

Il est possible, grâce au centre de Los Alamos, de connaître le spectre d'énergie différentiel des neutrons dans l'atmosphère (dN/dE) pour une altitude de 12 km. Cette expérience fut effectuée dans des conditions bien précises (de cycle solaire, de latitude, d'altitude). L'étude que nous allons effectuer nous permet de travailler avec des grandeurs caractérisants le phénomène, sans trop avoir à s'inquiéter de tous les paramètres intervenants. En effet, notre objectif est de concevoir un dosimètre neutron indépendant de tous ces éléments.



Spectre en énergie des neutrons atmosphériques pour une altitude de 12 km, et une latitude de 42 °N

Nous pouvons ajuster la courbe expérimentale sur le modèle statistique et obtenir les valeurs de A et B, cette manœuvre est relativement facile à effectuer à l'aide du logiciel mathématique origin, on trouve :

$$A=4.57.10^9 \text{ et } B=0.5.10^7$$

remarque : ces constantes peuvent nous permettre de déterminer le potentiel chimique du gaz à une température donnée.

Dans le cas de la dosimétrie neutron, une seule réaction nucléaire nous intéresse : (n,α). Le bore possède une grande section efficace, pour cette réaction, qui décroît au fur et à mesure que l'énergie augmente. Il est donc nécessaire de considérer uniquement les énergies de l'ordre de l'eV, car au-dessus il y a essentiellement des réactions de capture, qui ne vont pas contribuer à déposer de la dose. Le flux de neutrons ayant une énergie inférieure à 1 eV est :

$$\Phi = \int_0^{1\text{eV}} \frac{dN}{dE} dE = 0.35 \text{ neutrons } /s/cm^2$$

La valeur calculée n'est peut-être pas tout à fait exacte. En effet, les hypothèses adoptées en préambule, se basent sur un gaz parfait de neutrons. En réalité, d'autres particules sont présentes, tels les photons et les électrons. De plus dans l'expression issue du calcul théorique nous avons négligé le *scalaire l* face à l'exponentielle.

Maintenant que nous avons pu caractériser le flux, il suffit d'arrondir au premier entier supérieur (on considère 1 neutron/seconde/cm²). Comme nous l'avons annoncé précédemment, hormis le fait que nous allons étudier le nombre de chocs sur chaque dosimètre, nous allons aussi déterminer leur différent degré de nuisance après une irradiation. En nous plaçant au-dessus du flux trouvé, nous allons pouvoir optimiser les résultats. Maintenant que nous avons pu caractériser les différents paramètres liés au domaine de vol des avions (avionique), nous allons pouvoir passer à l'étude des matériaux.

2.2.Evaluations du nombre de chocs sur chaque atome du dosimètre (avionique).

2.2.1. Matériaux T.L.

Puisque nous connaissons l'énergie et le flux des neutrons atmosphériques incidents, nous allons nous intéresser à la création d'un dosimètre T.L. (thermoluminescent). Nous avons à disposition différents matériaux que nous allons doper en bore (pour capter les neutrons) et en cérium, dysprosium ([PRE1], [PRE2]) etc.... Cette opération est nécessaire pour la création des niveaux pièges et recombinants.

Pour la confection de ce dosimètre, destiné à l'irradiation neutron, nous avons commencé par fabriquer une poudre contenant du bore, qui est l'élément essentiel du dosimètre car il possède une grande section efficace (dans le spectre considéré), pour la réaction (n,α). Nous ne nous intéresserons pas aux chocs élastiques, car ils ne fournissent pas assez d'énergie au système, pour permettre aux électrons de franchir la bande interdite. L'énergie cinétique des neutrons incidents est de l'ordre du centi-ev, alors que dans le cas de l'hélium 4 émis dans la réaction ci-dessus, elle est d'environ 2 MeV, la dose déposée via la réaction (n,α) est donc nettement plus importante que celle cédée par chocs élastiques (voir le chapitre 4). De plus, les alphas sont suffisamment lourds pour déposer la dose à courte

distance, ce qui permet d'obtenir une bonne sensibilité (ou une bonne résolution, dans le cas d'une cartographie). On ne s'intéressera pas non plus aux photons gamma émis par la réaction de capture car ils ne vont quasiment pas laisser leur énergie sur le dosimètre. Il en est de même pour les protons, avant de déposer leurs doses, ils auront, eux aussi, parcouru une grande distance. Ces deux réactions peuvent être traitées comme bruit de fond. Il faut essayer de les limiter au maximum, car elles nuisent à la dosimétrie.

A/ Poudre de CaSO_4 dopé B.

Pendant la manipulation, les atomes qui interviendront seront Ca, S, O et B. Pour commencer nous calculerons le nombre de chocs (inélastiques) susceptibles de se produire sur chaque atome du système. Lors de cette étude, nous nous attacherons uniquement aux formations de première génération, c'est-à-dire que les chocs des neutrons sur les atomes formés lors de réactions nucléaires inélastiques ne seront pas pris en compte. Comme le nombre de chocs sur tous les constituants varie avec la concentration de dopant, nous prendrons pour tous les matériaux utilisés, différentes valeurs de concentration molaire de bore (0.3%, 3% et 30%). Ceci ne sera qu'une étude théorique, il faudra ensuite vérifier si chimiquement telle ou telle poudre est réalisable, car s'il y a trop de dopant, tout le bore ne s'intègre pas dans la maille cristalline, la poudre est alors formée de deux sous-poudres totalement différentes, ce qui peut rendre la lecture de dose impossible. Dans le premier cas, on utilise une poudre composée, de 99.7% de sulfate de calcium, et de 0.3% de bore. A l'aide de la masse atomique du CaSO_4 ,B, le calcul des différents nombres d'atomes présents dans la poudre est possible. Par exemple, pour le calcium :

$$N_{Ca} = \frac{99.7\%}{M_{\text{CaSO}_4, B}} \times \text{masse de la poudre}$$

$$\text{avec } M_{\text{CaSO}_4, B} = 135,7 \text{ uma}$$

La masse de la poudre dépendra du mode de conditionnement du dosimètre (pastille ou poudre) que l'on choisira ultérieurement. A l'aide de ce nombre d'atome, et de leur section efficace, nous pouvons calculer le nombre de chocs inélastiques des neutrons avec chaque isotope, grâce à la formule :

$$N' = N_0 \sigma N$$

N' le nombre de particules heurtées /s.

σ la section efficace de la réaction considérée.

N_0 le nombre d'atome illuminé par l'irradiation.

N le flux de neutron /s/cm².

Comme nous avons déjà pu l'observer au chapitre précédent, dans le cas d'un bombardement neutronique à une altitude d'environ 12 km, le flux est de l'ordre de 1 n/s/cm², ce sera donc la valeur que nous nous fixerons. Le mode de conditionnement choisi sera de 1 gramme de poudre répartie sur 1 cm², et comme temps de vol à une telle altitude, une heure (valeurs facilement adaptables à d'autres conditions initiales). Nous considérerons des neutrons d'énergie de l'ordre de 10⁻² eV (= environ 2200m/s), ce qui permettra de sélectionner toutes les sections efficaces (des noyaux cibles), pour cette énergie donnée. Toutes ces valeurs ne sont pas rigoureusement exactes, mais elles ont le mérite de bien rendre compte du phénomène et d'être facilement applicables à d'autres conditions initiales.

Voici, dans le cas du CaSO_4 ,B le nombre de chocs inélastiques possibles sur chaque atome du dosimètre, pendant une durée d'une heure. Les conditions expérimentales sont celles énoncées précédemment (on remarquera que les réactions qui nous intéressent sont écrites en rouge) :

Pour le CaSO₄,B

isotope considéré	réactions possibles	0,3%	3%	30%
bore 10	capture (n,p) (n,a)	4,86E-03	5,04E-02	5,40E-01
		2,92E-05	3,02E-04	3,24E-03
		3,69E+01	3,83E+02	4,10E+03
bore 11	capture	1,94E-04	2,02E-03	2,16E-02
oxygène 16	capture	1,16E-02	1,16E-02	1,08E-02
soufre 32	capture (n,a)	2,33E-01	2,33E-01	2,26E-01
		1,15E-01	1,15E-01	1,12E-01
soufre 34	capture	1,64E-01	1,64E-01	1,58E-01
calcium 40	capture	6,80E+00	6,80E+00	6,59E+00
calcium 44	capture	5,40E-01	5,40E-01	5,04E-01

B/ Autres matériaux T.L. (pour l'avionique).

Avant d'analyser les résultats obtenus pour le CaSO₄,B, nous allons, en procédant de la même manière, considérer de nouvelles matières dosimétriques à lecture T.L. : le LiF,B, le MgSO₄,B, le Al₂O₃,C,B, ainsi que le Li₂B₄O₇,Cu et enfin le Li₂B₄O₇,Mn. Dans les deux derniers matériaux, on ne peut pas faire varier la concentration du bore, elle est imposée par la stœchiométrie. Dans tous les matériaux que l'on étudiera, les différents dopants créant les centres pièges et recombinants (tels le Samarium, l'Europium, et le Cérium) sont en très faible quantité (<1% du nombre de mole total). Ils n'apparaissent en fait que sous forme de traces, il n'est donc pas important de considérer les réactions auxquelles ils participent.

Pour le LiF,B

isotope considéré	réactions possibles	0,3%	3%	30%
bore 10	capture (n,p) (n,a)	2,59E-02	2,63E-01	3,17E+00
		1,56E-04	1,58E-03	1,90E-02
		1,97E+02	2,00E+03	2,41E+04
bore 11	capture	1,01E-03	1,05E-02	1,27E-01
fluor 19	capture	8,47E-01	8,11E-02	7,06E-01
lithium 6	capture (n,t)	3,11E-01	2,98E-01	2,59E-01
		6,22E+03	5,96E+03	5,18E+03
lithium 7	capture	2,94E+00	2,82E+00	2,45E+00

Pour le MgSO₄,B

isotope considéré	réactions possibles	0,3%	3%	30%
bore 10	capture	5,62E-03	5,76E-02	7,56E-01
	(n,p)	3,37E-05	3,46E-04	4,54E-03
	(n,a)	4,27E+01	4,38E+02	5,75E+03
bore 11	capture	2,16E-04	2,30E-03	3,02E-02
oxygène 16	capture	1,33E-02	1,31E-02	1,28E-02
soufre 32	capture	2,66E-01	2,61E-01	2,57E-01
	(n,a)	1,33E-01	1,30E-01	1,26E-01
soufre 34	capture	1,87E-01	1,84E-01	1,80E-01
magnésium 24	capture	7,79E-01	7,64E-01	7,49E-01
magnésium 25	capture	3,37E-01	3,30E-01	3,24E-01
magnésium 26	capture	5,62E-02	5,51E-02	5,40E-02

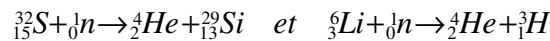
Pour le AlO₃,C,B (on a pris un dopage de 1% en carbone)

isotope considéré	réactions possibles	0,3%	3%	30%
bore 10	capture	6,48E-03	6,80E-02	8,64E-01
	(n,p)	3,89E-05	4,08E-04	5,18E-03
	(n,a)	4,92E+01	5,17E+02	6,57E+03
bore 11	capture	2,59E-04	2,72E-03	3,46E-02
aluminium 27	capture	1,03E+01	1,02E+01	9,19E+00
oxygène 16	capture	1,18E-02	1,17E-02	1,01E-02
carbone 12	capture	7,20E-04	7,56E-04	9,72E-04

Pour le Li₂B₄O₇,Cu et le Li₂B₄O₇,Mn (on a pris un dopage maximal de 1% pour Cu et Mn)

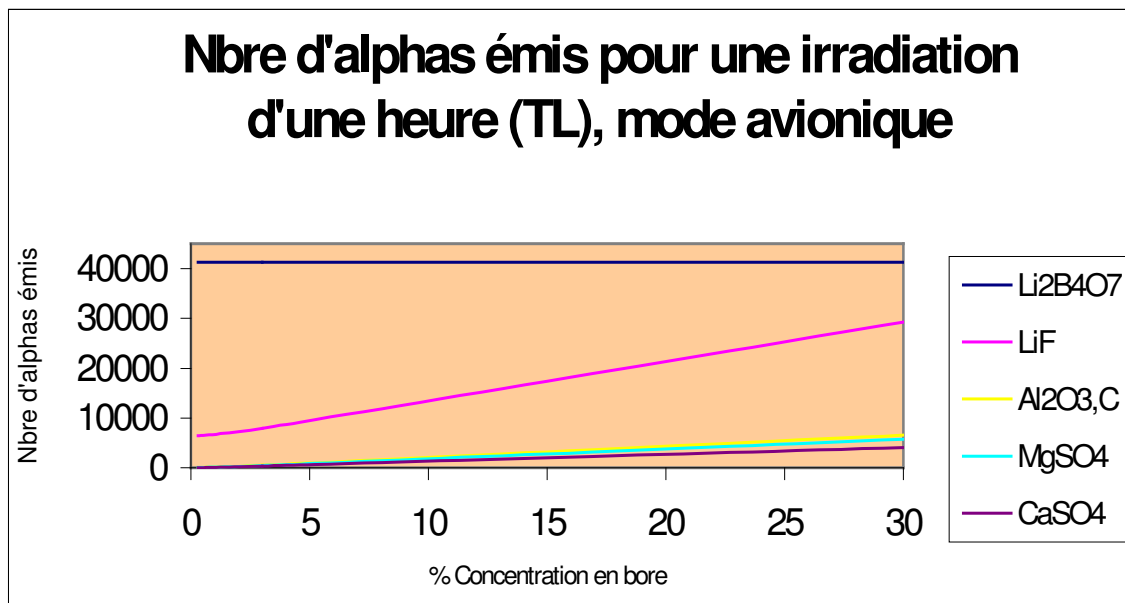
isotope considéré	réactions possibles	Nbre de chocs	isotope considéré	réactions possibles	Nbre de chocs
bore 10	capture	5,18E+00	bore 10	capture	5,18E+00
	(n,p)	3,11E-02		(n,p)	3,11E-02
	(n,a)	3,94E+04		(n,a)	3,94E+04
bore 11	capture	2,07E-01	bore 11	capture	2,07E-01
lithium 7	capture	8,82E-01	lithium 7	capture	8,82E-01
lithium 6	capture	9,33E-02	lithium 6	capture	9,33E-02
	(n,t)	1,87E+03		(n,t)	1,87E+03
oxygène 16	capture	1,61E-02	oxygène 16	capture	1,61E+03
cuivre 63	capture	4,20E-01	manganèse 55	capture	1,77E+00
cuivre 65	capture	9,19E-02			

Il est intéressant de remarquer que la production d'alpha ne fait pas l'exclusivité du bore 10, la réaction de fission d'un neutron sur le soufre 32, et celle d'un neutron sur le lithium 6 sont aussi productrices.

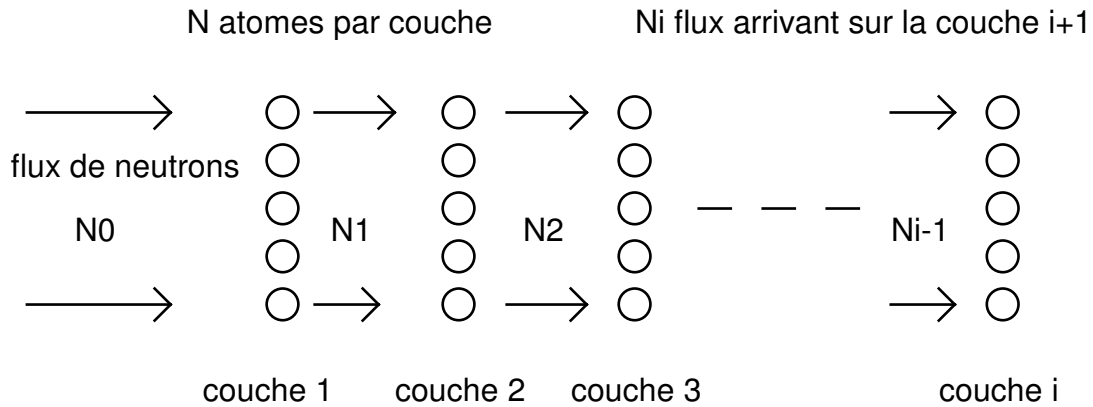


Il y aura donc plus de α produits si les matériaux contiennent outre le bore, du lithium. Les tableaux ci-dessus démontrent que le soufre n'entraîne pas de réactions suffisamment intéressantes pour la dosimétrie des neutrons.

Nous avons donc établi un inventaire des chocs inélastiques possibles (pour une altitude de 12 km) sur les matériaux T.L. que nous nous proposons d'étudier. Il serait intéressant, maintenant, de synthétiser les résultats afin de pouvoir les comparer. Ainsi, il nous sera aisé de déterminer ceux qu'il faut conserver et ceux qui doivent être révisés. Comme nous l'avons repéré plus haut, seules les réactions produisant des alphas vont nous intéresser. Nous allons donc dresser un graphique représentant le nombre d'alphas émis lors d'une irradiation d'une heure (un vol), en fonction des différents types de matériaux et de la concentration de bore. Ce graphique nous permettra de connaître les matières les plus performantes pour la détection des neutrons.



Remarque : à la vue de ce graphique, une chose peut paraître surprenante : alors que les hypothèses de départ décrivent un flux de 3600 neutrons par heure et par cm^2 , sur le graphique, on constate qu'il y a une quantité d'alphas très largement supérieure. Les chocs étant inélastiques, il ne peut y en avoir plus que de particules incidentes. La raison en est simple et vient des conditions de départ, dans la formule : $N' = N_0 \sigma N$, N est le nombre d'atomes illuminés et non total, en fait ce n'est que le nombre d'atomes constituant une couche. Pour retomber sur des résultats exacts, il faudrait calculer pour chaque concentration et pour chaque dosimètre l'épaisseur du dépôt, celle-ci nous permettrait de connaître le nombre de couches. Nous allons maintenant essayer de montrer pour quelles raisons le nombre de couches d'atomes va influencer sur les calculs. En considérant le cristal comme un arrangement de sphères dures, il est possible de connaître l'épaisseur d'une couche d'atomes, ainsi que le nombre d'atomes nécessaires à la formation d'une couche. Il faut donc remplacer la formule précédente par une autre tenant compte du nombre d'atome par couche, mais aussi du nombre de couches.



On a donc :

$$N' = N\sigma N_0 + N\sigma N_1 + N\sigma N_2 + \dots + N\sigma N_{i-1} \quad \text{où } N_k = N_{k-1}(1 - \sum_I N^I \sigma_I)$$

σ est la section efficace de la réaction considérée et σ_I la section de chocs inélastiques rattachés à chaque atome. La sommation représente en fait le nombre d'atomes ne pouvant plus interagir avec les atomes du dosimètre.

La formule la plus vraisemblable est donc : $N' = N_0 \frac{N\sigma}{X} (1 - (1 - X)^i)$, avec

$$X = \sum_I N_I \sigma_I$$

Pour plus de détail sur le code de calcul donnant les valeurs les plus réelles possibles, il faut se référer à l'annexe B.

Ici, comme nous nous préoccupons essentiellement de la comparaison de chaque dosimètre, les valeurs trouvées sans tenir compte du nombre de couche sont amplement suffisantes.

A partir du graphique, nous pouvons observer que pour la production de α , deux matériaux sont nettement plus valables que les autres : **le sulfate de calcium et le fluorure de lithium**. Les autres sont plus ou moins équivalents et n'offrent pas de très bons rendements. A première vue, il vaut mieux s'attarder sur la conception des deux premiers. Mais d'autres paramètres intervenant lors de la lecture de la dose déposée vont guider le choix du "bon" dosimètre tels que la réponse TL, la sensibilité et le fading. Jusqu'au chapitre 4, nous ne nous intéresserons pas aux différents phénomènes qui peuvent se produire lors de la lecture, ni d'ailleurs à des facteurs économiques qui pourraient aussi orienter notre choix, nous nous limiterons uniquement à la dose apportée et aux risques encourus lors de l'irradiation.

Nous allons maintenant nous intéresser aux dosimètres O.S.L, c'est-à-dire aux sulfures alcalino-terreux dopés en bore, y compris MgS.

2.2.2. Matériaux O.S.L. (avionique).

Nous allons nous placer dans des conditions identiques à celles utilisées pour les matériaux T.L., la démarche reste donc la même. Nous débuterons par l'énumération du nombre de réactions nucléaires inélastiques possibles, pour une irradiation d'une durée d'une heure, un conditionnement d'un gramme sur un cm^2 , et un flux de 1 neutron par seconde et par cm^2 . On considère là aussi des neutrons d'énergie ciblée sur 10^{-2} eV.

Pour le MgS,B

isotope considéré	réactions possibles	0,3%	3%	30%
bore 10	capture (n,p) (n,a)	1,19E-02	1,22E-01	1,55E+00
		7,13E-05	7,34E-04	9,29E-03
		9,03E+01	9,30E+02	1,18E+04
bore 11	capture	4,68E-04	4,68E-03	6,12E-02
magnésium 24	capture	1,62E+00	1,62E+00	1,48E+00
magnésium 25	capture	6,84E-01	6,84E-01	6,48E-01
magnésium 26	capture	1,19E-01	1,19E-01	1,08E-01
soufre 32	capture (n,a)	5,40E-01	5,40E-01	5,04E-01
		2,70E-01	2,70E-01	2,52E-01
soufre 34	capture	3,96E-01	3,96E-01	3,60E-01

Pour le CaS,B

Isotope considéré	réactions possibles	0,3%	3%	30%
bore 10	capture (n,p) (n,a)	9,36E-03	9,36E-02	1,22E+00
		5,62E-05	5,62E-04	7,34E-03
		7,11E+01	7,11E+02	9,30E+03
bore 11	capture	3,60E-04	3,74E-03	4,90E-02
calcium 40	capture	1,30E+01	1,30E+01	1,22E+01
calcium 44	capture	6,48E-01	6,48E-01	6,12E-01
soufre 32	capture (n,a)	4,32E-01	4,32E-01	3,96E-01
		2,16E-01	2,16E-01	1,98E-01
soufre 34	capture	3,10E-01	3,10E-01	2,92E-01

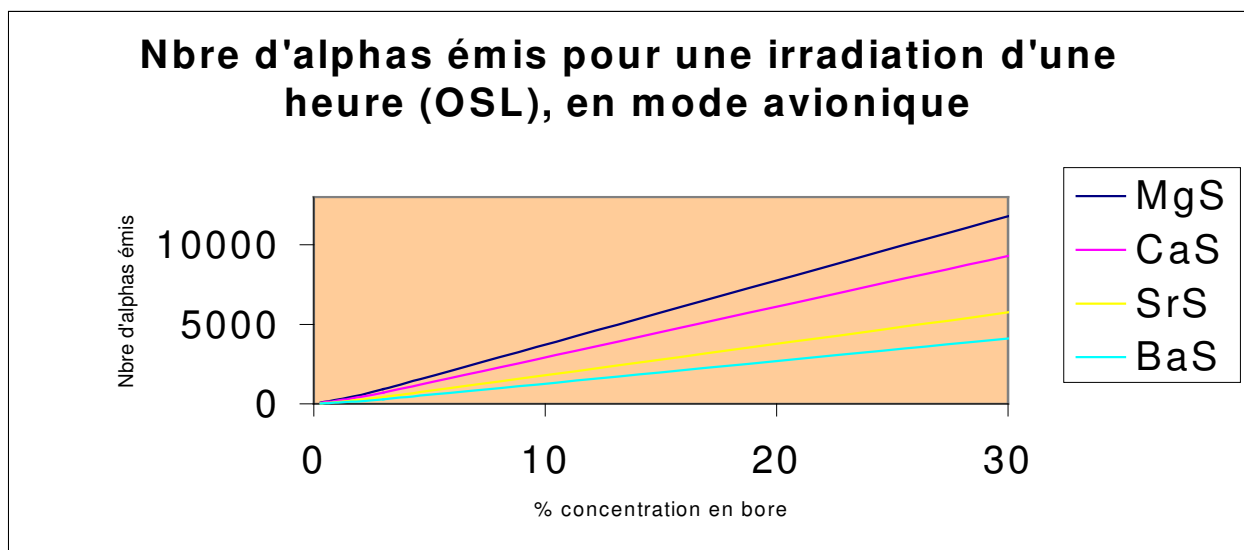
Pour le SrS,B

isotope considéré	réactions possibles	0,3%	3%	30%
bore 10	capture (n,p) (n,a)	5,40E-03	5,76E-02	7,56E-01
		3,24E-05	3,46E-04	4,54E-03
		4,10E+01	4,38E+02	5,75E+03
bore 11	capture	2,16E-04	2,30E-03	3,02E-02
strontium 88	capture	7,56E-03	7,56E-03	7,20E-03
strontium 87	capture	1,04E+00	1,04E+00	1,01E+00
strontium 86	capture	1,48E+00	1,48E+00	1,44E+00
soufre 32	capture (n,a)	2,66E-01	2,66E-01	2,56E-01
		1,33E-01	1,33E-01	1,28E-01
soufre 34	capture	1,87E-01	1,87E-01	1,80E-01

Pour le BaS,B

isotope considéré	Réactions possibles	0,3%	3%	30%
bore 10	capture (n,p) (n,a)	3,96E-03	3,96E-02	5,40E-01
		2,38E-05	2,38E-04	3,24E-03
		3,01E+01	3,01E+02	4,10E+03
bore 11	capture	1,44E-04	1,58E-03	2,16E-02
baryum 138	capture	2,70E+00	2,70E+00	2,63E+00
baryum 137	capture	6,59E+00	6,59E+00	6,41E+00
baryum 136	capture	1,30E-02	1,30E-02	1,26E-02
baryum 135	capture	7,49E+00	7,49E+00	7,31E+00
soufre 32	capture (n,a)	1,80E-01	1,80E-01	1,76E-01
		9,00E-02	9,00E-02	8,64E-02
soufre 34	capture	1,30E-01	1,30E-01	1,26E-01

Nous allons dresser un graphique qui servira de support de comparaison entre les différents matériaux, et qui nous permettra de reconnaître ceux qui vont recevoir une plus forte dose (par le biais des alphas).



Pour une concentration donnée en bore, il semble que plus l'alcalino-terreux est léger, plus le nombre d'alphas émis est élevé. De ce point de vue, le meilleur candidat serait le MgS et le moins bon, le BaS. Par extrapolation, on peut prévoir que le BeS (en appliquant les mêmes conditions de calcul) émettrait encore plus d'alphas que le MgS, malheureusement, il est toxique.

Pour le moment, on ne s'est pas intéressé à la radioprotection, pourtant, il est possible que lors de l'irradiation, des éléments radioactifs se forment, c'est pourquoi il est préférable de mener au préalable une étude théorique, pour ne pas avoir un dosimètre inutilisable pour des raisons de radioprotection. Cette protection peut motiver le choix du dosimètre, car il est évidemment souhaitable de prendre un matériau non dangereux, même s'il est moins intéressant d'un point de vue de la lecture de dose.

2.3.Radioprotection (avionique).

Pour savoir si tel ou tel dosimètre est dangereux une fois irradié, on va calculer l'activité maximale de chaque radionucléide. On a $A=\lambda N$ (λ , constante radioactive et N nombre de nucléides radioactifs). On en déduit que l'activité est maximale pour N maximum, c'est donc pour $t=0$, juste après l'irradiation.

Nous allons répertorier tous les isotopes radioactifs et calculer leur activité à $t=0$.

2.3.1.Matériau T.L.

Pour le CaSO_4 ,B

radionucléide	activité 0,3%	3%	30,00%	demi-vie
béryllium 10	2,52E-19	2,64E-18	2,85E-17	2,5 m a
bore 12	6,72E-03	6,96E-02	7,20E-01	0,02 s
soufre 35	1,20E-08	1,20E-08	1,20E-08	88 j
calcium 41	4,68E-11	4,68E-11	4,50E-11	80000 a
calcium 45	2,16E-08	2,16E-08	2,04E-08	165 j

Pour le LiF ,B

radionucléide	activité 0,3%	3%	30,00%	demi-vie
béryllium 10	2,56E-19	2,66E-18	2,85E-17	2,5 m a
bore 12	3,60E-02	3,60E-01	4,32E+00	0,02 s
fluor 20	5,08E-02	4,86E-02	4,20E-02	11,4 s
Tritium	1,12E-05	1,07E-05	9,33E-06	12,26 a
lithium 8	2,34E+00	2,22E+00	1,92E+00	0,8s

Pour le MgSO_4 ,B

radionucléide	activité 0,3%	3%	30,00%	demi-vie
béryllium 10	2,94E-19	3,00E-18	3,96E-17	2,5 m a
bore 12	7,74E-03	7,92E-02	1,04E+00	0,02 s
soufre 35	1,68E-08	1,62E-08	1,62E-08	88 j
magnésium 27	6,79E-05	6,60E-06	6,53E-05	9,5 min

Pour le Al_2O_3 ,C,B

radionucléide	activité 0,3%	3%	30,00%	demi-vie
béryllium 10	3,17E-19	3,54E-18	4,56E-17	2,5 m a
bore 12	8,94E-03	9,00E-02	1,20E+00	0,02 s
aluminium 28	4,86E-02	5,22E-02	4,56E-02	2,31min

Pour le $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7, \text{Cu}$ (et Mn)

radionucléide	activité	demi-vie	radionucléide	activité	demi-vie
béryllium 10	2,72E-16	2,5 m a	béryllium 10	2,70E-16	2,5 m
bore 12	7,14E+00	0,02 s	bore 12	7,20E+00	0,02 s
cuivre 66	2,08E-04	5,1 min	manganèse 56	1,36E-04	2,5 h
cuivre 64	6,25E-06	12,9 h	tritium	3,35E-06	12,26 a
tritium	3,35E-06	12,26 a	lithium 8	7,20E-01	0,8s
lithium 8	7,14E-01	0,8s			

On peut conclure qu'aucun de ces radionucléides n'est dangereux pour l'homme, car il s'agit pour tous du même cas de figure : le nombre de désintégrations par seconde est extrêmement faible, ce qui fait que les éléments vont, au pire, rester actifs longtemps, mais avec des émissions très espacées.

2.3.2. Matériau O.S.L.

Nous allons là encore pouvoir appliquer le même cheminement que pour les matériaux T.L., afin d'obtenir l'activité des différents radionucléides formés, et ainsi connaître leurs différents degrés de nuisance.

Pour le MgS, B

radionucléide	activité 0,3%	3%	30%	demi-vie
béryllium 10	6,00E-19	6,00E-18	7,80E-17	2,5 m a
bore 12	1,62E-02	1,62E-01	2,12E+00	0,02 s
soufre 35	3,60E-08	3,60E-08	3,00E-08	88 j
magnésium 27	1,19E-04	1,19E-04	1,08E-04	9,5 min

Pour le CaS, B

radionucléide	activité 0,3%	3%	30%	demi-vie
béryllium 10	4,92E-19	4,92E-18	6,00E-17	2,5 m a
bore 12	1,25E-02	1,30E-01	1,69E+00	0,02 s
soufre 35	2,76E-08	2,76E-08	2,64E-08	88 j
calcium 41	3,48E-12	3,48E-12	3,30E-12	80000 a
calcium 45	3,00E-08	3,00E-08	2,94E-08	165 j

Pour le SrS, B

radionucléide	activité 0,3%	3%	30%	demi-vie
béryllium 10	2,85E-19	3,00E-18	3,99E-17	2,5 m a
bore 12	7,47E-03	7,97E-02	1,05E+00	0,02 s
soufre 35	1,20E-08	1,20E-08	1,20E-08	88 j
strontium 89	1,13E-09	1,13E-09	1,08E-09	52 j

Pour le BaS,B

radionucléide	activité 0,3%	3%	30%	demi-vie
béryllium 10	1,90E-19	1,90E-18	2,85E-17	2,5 m a
bore 12	4,98E-03	5,48E-02	7,47E-01	0,02 s
soufre 35	1,14E-08	1,14E-08	1,14E-08	88 j
baryum 139	3,78E-04	3,78E-04	3,68E-04	82,9 min

On s'aperçoit donc que pour une irradiation d'une heure, il n'y a aucun risque dû à la radioactivité du dosimètre. Les résultats sont identiques à ceux obtenus après calcul sur les dosimètres T.L.

2.4.Conclusion générale sur les dosimètres TL et OSL en avionique .

Dans le cas d'une irradiation d'une heure, nous avons pu constater précédemment qu'aucun des dosimètres n'était dangereux pour l'homme. De plus dans la réalité, nous avons observé que le nombre d'isotopes formés (donc, aussi l'activité) est inférieur à la valeur calculée, car nous avons considéré 1g de poudre répartie sur 1cm² (cf. remarque du 2.2.1.B). Les activités obtenues n'étant pas inquiétantes, les dangers réels le sont encore moins. Malgré cette approximation, comme nous nous limitons à une comparaison de chaque dosimètre, les résultats restent valables. Pour une lecture TL, il faudrait principalement étudier **le LiF, et le Li₂B₄O₇**, ils ont l'air d'être les plus appropriés à la détection des neutrons. Pour une lecture OSL, les plus adéquates semblent être **le CaS et le MgS**.

Les résultats précédents ne sont pas indiscutables, car, comme nous l'avons mentionné à plusieurs reprises, il faut aussi tenir compte de nombreux autres facteurs, tels que le coût, la possibilité chimique du dopage et la qualité de la réponse à une stimulation (optique ou thermique) lors de la lecture.

Maintenant que nous avons étudié ces dosimètres dans les conditions de vol d'un avion, il serait intéressant de voir ce qu'ils peuvent apporter au domaine médical, plus précisément à la neutronthérapie.

III. Mise en place d'un dosimètre adapté à la neutronthérapie.

Le but de ce chapitre est de voir si les dosimètres utilisés dans le cas avionique sont applicables lors d'un flux important de neutrons comme c'est le cas en radiothérapie (environ 10⁸ neutrons/s/cm²). Dans ce cas-là, le gaz de neutrons ne peut plus être considéré comme parfait ni les neutrons comme thermiques (énergie trop haute). Puisque nous avons déjà étudié les capacités des différents dosimètres à interagir avec les neutrons thermiques, il serait donc nécessaire de thermaliser le flux incident, pour pouvoir appliquer les résultats précédents. Dans le présent chapitre nous allons considérer que nous sommes en présence d'un gaz de neutrons thermiques et étudier ses capacités à interagir avec les constituants des dosimètres.

3.1. Evaluation du nombre de chocs sur chaque atome du dosimètre.

Les seuls éléments qui peuvent différer par rapport au cas précédent sont les conditions d'irradiation et le flux de la source. Les dosimètres, comme auparavant, seront conditionnés en pastille (ou sachet) de 1 g, repartis sur 1 cm². Pour ce qui est des caractéristiques de la source, on considère maintenant un flux nettement plus important (10⁸ neutrons/s/cm²) de neutrons thermiques, ayant une énergie typique plus faible que l'eV. Le temps d'irradiation n'est plus d'une heure, mais d'une minute : pour passer des résultats précédents au cas qui nous intéresse maintenant, il suffit donc de multiplier par un coefficient. Le nombre de réactions inélastiques est donc proportionnel aux valeurs obtenues plus haut. Les dosimètres qui sont susceptibles d'émettre le plus d'alphas et donc de recevoir le plus de dose sont là encore **le BaS, le MgS, le LiF et le Li₂B₄O₇.**

Si la comparaison de la dose reçue par les différents matériaux est inchangée, il est évident que l'activité des isotopes radioactifs, elle, va changer. Nous allons déterminer si les dosimètres deviennent, ou non, dangereux après irradiation.

3.2. Radioprotection (neutronthérapie).

En tenant compte des conditions énoncées ci-dessus, nous allons déterminer l'activité maximale des radionucléides formés lors de l'irradiation au temps t=0 succédant immédiatement à l'exposition.

3.2.1. Matériaux T.L.

On verra apparaître en rouge, les matériaux susceptibles d'être dangereux.

Pour le CaSO₄,B

radionucléide	activité 0,3%	3%	30%	demi-vie
béryllium 10	4,20E-13	4,40E-12	4,75E-11	2,5 m a
bore 12	1,12E+04	1,16E+05	1,20E+06	0,02 s
soufre 35	2,00E-02	2,00E-02	2,00E-02	88 j
calcium 41	7,80E-05	7,80E-05	7,50E-05	80000 a
calcium 45	3,60E-02	3,60E-02	3,40E-02	165 j

Pour le LiF,B

radionucléide	activité 0,3%	3%	30%	demi-vie
béryllium 10	4,27E-13	4,44E-12	4,75E-11	2,5 m a
bore 12	6,00E+04	6,00E+05	7,20E+06	0,02 s
fluor 20	8,46E+04	8,10E+04	7,00E+04	11,4 s
tritium	1,87E+01	1,79E+01	1,56E+01	12,26 a
lithium 8	3,90E+06	3,70E+06	3,20E+06	0,8 s

Pour le MgSO₄,B

radionucléide	activité 0,3%	3%	30%	demi-vie
béryllium 10	4,90E-13	5,00E-12	6,60E-11	2,5 m a
bore 12	1,29E+04	1,32E+05	1,74E+06	0,02 s
soufre 35	2,80E-02	2,70E-02	2,70E-02	88 j
magnésium 27	1,13E+02	1,10E+02	1,09E+02	9,5 min

Pour le Al₂O₃,C,B

radionucléide	activité 0,3%	3%	30%	demi-vie
béryllium 10	5,28E-13	5,90E-12	7,60E-11	2,5 m a
bore 12	1,49E+04	1,50E+05	2,00E+06	0,02 s
aluminium 28	8,10E+04	8,70E+04	7,60E+04	2,31 min

Pour le Li₂B₄O₇,Cu (et Mn)

radionucléide	activité	demi-vie	radionucléide	activité	demi-vie
béryllium 10	4,54E-10	2,5 m a	béryllium 10	4,50E-10	2,5 m a
bore 12	1,19E+07	0,02 s	bore 12	1,20E+07	0,02 s
cuivre 66	3,46E+02	5,1 min	manganèse 56	2,27E+02	2,5 h
cuivre 64	1,04E+01	12,9 h	tritium	5,59E+00	12,26 a
tritium	5,59E+00	12,26 a	lithium 8	1,20E+06	0,8 s
lithium 8	1,19E+06	0,8 s			

3.2.2.Matériaux O.S.L.

Pour le MgS,B

radionucléide	activité 0,3%	3%	30%	demi-vie
béryllium 10	1,00E-12	1,00E-11	1,30E-10	2,5 m a
bore 12	2,70E+04	2,70E+05	3,53E+06	0,02 s
soufre 35	6,00E-02	6,00E-02	5,00E-02	88 j
magnésium 27	1,98E+02	1,98E+02	1,80E+02	9,5 min

Pour le CaS,B

radionucléide	activité 0,3%	3,00E-02	3,00E-01	demi-vie
béryllium 10	8,20E-13	8,20E-12	1,00E-10	2,5 m a
bore 12	2,08E+04	2,16E+05	2,82E+06	0,02 s
soufre 35	4,60E-02	4,60E-02	4,40E-02	88 j
calcium 41	5,80E-06	5,80E-06	5,50E-06	80000 a
calcium 45	5,00E-02	5,00E-02	4,90E-02	165 j

Pour le SrS,B

radionucléide	activité 0,3%	3%	30%	demi-vie
béryllium 10	4,75E-13	5,00E-12	6,65E-11	2,5 m a
bore 12	1,25E+04	1,33E+05	1,74E+06	0,02 s
soufre 35	2,00E-02	2,00E-02	2,00E-02	88 j
strontium 89	1,89E-03	1,89E-03	1,80E-03	52 j

Pour le BaS,B

radionucléide	activité 0,3%	3%	30%	demi-vie
béryllium 10	3,16E-13	3,16E-12	4,75E-11	2,5 m a
bore 12	8,30E+03	9,13E+04	1,25E+06	0,02 s
soufre 35	1,90E-02	1,90E-02	1,90E-02	88 j
baryum 139	6,30E+02	6,30E+02	6,13E+02	82,9 min

Conclusion sur la radioprotection : les éléments qui sont dangereux ne sont pas ceux qui ont une demi-vie très longue, ou très courte, mais ceux qui sont intermédiaires. On va classer les matériaux suivant leur degré de dangerosité après irradiation.

inoffensifs	moyens	dangereux
CaSO ₄ SrS CaS	LiF MgSO ₄ Li ₂ B ₄ O ₇ ,Cu MgS	Al ₂ O ₃ ,C Li ₂ B ₄ O ₇ ,Mn BaS

Pour ceux considérés comme moyennement dangereux, de simples précautions peuvent être prises, il suffit d'attendre environ 10 minutes pour récupérer le dosimètre, pour qu'aucun risque ne soit alors encouru. Par contre, pour ceux de la troisième catégorie, les temps d'attente sont beaucoup plus longs. Dans la réalité, les valeurs des activités sont plus faibles, à cause du nombre de couches d'atomes (cf. remarque du 2.2.1.B.). Il y a donc des termes correctifs à appliquer, il faudrait des études plus approfondies pour savoir si ces coefficients suffisent à transformer ces matériaux dangereux en des matériaux utilisables. On peut tout de même être sûr de la non-agressivité de ceux des deux premières colonnes

3.3.Conclusion générale sur la dosimétrie médicale.

Les matériaux T.L. les plus aptes à être des dosimètres neutron, sont le LiF, et le Li₂B₄O₇,Cu, bien qu'il faille tout de même prendre quelques précautions lors de leur manipulation (10 min d'attente). Pour les matériaux O.S.L., les plus intéressants sont le MgS, et le CaS, mais, pour ce dernier, quelques précautions seront aussi nécessaires.

IV. Evaluation de la dose déposée indirectement par les neutrons atmosphériques.

Nous venons de caractériser quelques matériaux que nous avons à disposition, nous sommes donc, désormais, capables de distinguer ceux qui sont les plus aptes à détecter les neutrons, et ceux dont le maniement nécessite quelques précautions. Il serait intéressant maintenant, de connaître la dose que les différents dosimètres vont recevoir, cela nous permettrait de savoir combien de temps un dosimètre doit rester irradié, pour que sa lecture soit possible. Avant cela, nous allons essayer de montrer en quoi le bombardement des neutrons atmosphériques est dangereux pour l'homme, et de ce fait élucider les raisons de l'intérêt que suscitent les recherches pour l'analyse de sa dose.

4.1. Risques dus à une exposition aux neutrons atmosphériques.

Grâce aux données de Los Alamos (§2.1), nous connaissons les caractéristiques du spectre en énergie des neutrons atmosphériques (à 12 km d'altitude), Elles vont nous permettre de calculer la dose que ceux-ci vont céder à un être humain ([COS] et [GAS]).

Il nous faut expliciter la surface sur laquelle les neutrons vont pouvoir interagir, elle peut être approximée comme étant une demi-coque sphérique de rayon 1 mètre, on obtient : $S \sim 6 \text{ m}^2$. Le poids caractéristique d'un individu sera de 70 kg.

La dose totale cédée par les neutrons correspond à l'apport d'énergie que va recevoir le corps cible, le tout ramené à une masse de 1 kg. En utilisant la statistique de Fermi-Dirac, on obtient :

$$D = \Delta t \cdot S \cdot \sum_I \alpha_I \cdot E_I \cdot N_I$$

Où Δt est le temps d'irradiation, S la surface d'interaction des neutrons, α correspond au taux de choc, (car tous les neutrons ne vont pas interagir avec les tissus humains) et E_I correspond à une valeur discrète de l'énergie. Le flux de neutrons qui possède cette énergie est donné par N_I , on a donc :

$$N_I = \int_{E_I}^{E_I + dE_I} A \sqrt{E} e^{-BE} dE$$

A l'aide de N_I et en passant en variable continue, on obtient une nouvelle valeur de la dose :

$$D = \Delta t \cdot S \cdot \frac{A^2}{B^{3/2}} \int_0^{\infty} \alpha(E) \cdot E^{3/2} \cdot e^{-E} dE$$

Cette formule est obtenue en se plaçant à un minimum de l'énergie libre ($dF/dN = \mu = 0$), le coefficient A devient alors le coefficient qui permet de passer d'un mode discret à un mode continu. Si l'on considère que tous les neutrons interagissent avec les atomes cible ($\alpha=1$) le calcul de cette dose est alors réalisable, il suffit de se fixer les paramètres temporels, massiques et surfaciques. On choisit donc $\Delta t = 3600 \text{ s}$ et $S = 6 \text{ m}^2$, et comme poids 70kg, les paramètres A et B sont ceux que l'on a calculé au chapitre 2.1, ils ont été calculés pour des énergies exprimées en MeV, il faut donc les convertir en Joule. La grandeur qui illustre le mieux la dégradation des tissus biologiques, est en fait la dose équivalente (H), il suffit de pondérer la dose par un terme correctif, qui rend compte de la nature des particules incidentes.

Dans le cas des neutrons, ce coefficient varie de 5 à 20, selon l'énergie des particules, l'énergie moyenne des neutrons est faible et correspond à une pondération d'un facteur 5, on obtient une dose équivalente de l'ordre du μ sievert, lors d'une exposition de 1 heure. A titre de comparaison une radio des poumons délivre 40 μ sieverts. Il faut tout de même relativiser, car on a considéré que tous les neutrons déposaient de la dose, en fait, il faudrait faire une étude plus approfondie et obtenir une section efficace nous permettant d'explicitier le facteur α . En réalité, la dose équivalente est donc inférieure à celle trouvée. Les personnes se trouvant souvent à de telles altitudes subissent tout de même une forte dose équivalente, il est donc nécessaire de connaître les risques qu'elles encourent.

4.2.Mise en évidence de la dose reçue par un dosimètre O.S.L.

Nous venons de voir que la dosimétrie des neutrons atmosphériques est d'un aspect nécessaire et primordial. L'étude que nous avons menée jusqu'à présent ne tenait pas compte des différents phénomènes liés de lecture de la dose reçue. Il serait utile de connaître la dose que les alphas vont laisser sur le dosimètre. Si elle est trop faible alors la lecture ne sera pas réalisable, cette étude nous permettra de caractériser le temps d'irradiation, nécessaire pour que la dose puisse être détectée.

Le flux de neutrons qui va interagir avec le dosimètre possède une énergie inférieure à 1 eV, le flux correspondant est de 1 neutron par seconde et par cm^2 . Les neutrons possédant une énergie supérieure ne vont pas déposer de dose sur le dosimètre, car la réaction prépondérante sera alors la capture. Comme nous avons pu le remarquer lors du chapitre 1.3, le nombre d'alphas émis dépend de la concentration du bore, si l'on veut favoriser la détection, on a donc tout intérêt à rendre celle-ci maximum. Pour rendre compte de la dose laissée par les alphas, nous allons étudier une poudre de $\text{MgS}_2\text{B}_{10}$, à l'aide du code de calcul illustré dans l'ANNEXE A.

Avant de pouvoir utiliser la formule :

$$N' = N_0 \frac{N\sigma}{X} (1 - (1 - X)^i)$$

Il nous faut connaître quelques paramètres, tel que le rayon moyen du motif constituant le dosimètre, ici $R_m = 1.3 \cdot 10^{-10} \text{m}$. Grâce à cette valeur, nous pouvons déduire le nombre d'atomes nécessaire à la formation d'une couche, sachant que la surface est de 1cm^2 , $N = 1.9 \cdot 10^{15}$. Le bore 10 ne représente que 20 % du nombre total d'atomes de bore, de plus considérons que le nombre de couches est suffisamment grand, pour que la deuxième partie de l'expression soit égale à l'unité. Les section efficaces que nous utiliserons seront celles utilisées aux chapitre 2 et 3. Elles correspondent à une énergie de 1 centi-eV, En réalité, il faudrait tenir compte de toutes les énergies et effectuer une sommation, le calcul serait alors beaucoup trop long, c'est pour cela que l'on se place à une énergie où la dose déposée est maximale.

L'expression se transforme donc en :

$$N' = N_0 \frac{N\sigma}{\sum_i N_i \sigma_i}$$

Pour une énergie de 10^{-2}eV et un grand nombre de couches (donc une masse importante de matériaux), on obtient $N' \sim 0.8N_0$, ce qui signifie que 80 % des neutrons incidents vont interagir sur le bore 10. Si l'on part sur une base d'une heure d'exposition, il y aura une formation de 2800 alphas.

L'énergie cinétique que vont posséder les atomes après réaction nucléaire des neutrons sur le bore 10, va représenter la dose que le dosimètre va recevoir, il est évident que les

noyaux formés doivent être suffisamment lourds pour déposer la dose à courte distance (ici c'est le cas).

Un calcul relativiste de réactions nucléaires inélastiques opposant un neutron sur du bore 10, nous permet de connaître l'énergie des alphas et du lithium 7.

On a : $E_{Li}=0.98 \text{ MeV}$ et $E_{\alpha}=1.72 \text{ MeV}$

On remarque que pour la gamme d'énergie considéré le lithium va lui aussi contribuer au dépôt de dose, L'énergie totale déposée sera alors de 2.7 MeV.

En multipliant cette énergie par le nombre « alpha+lithium » émis on peut déterminer la dose reçue par le dosimètre :

$$D=1.209.10^{-9} \text{ Joules}/(\text{poids du matériau})$$

La dose dépend donc du poids de la poudre nécessaire pour pouvoir prendre le nombre de couches comme très grand (infini). Pour un gramme, on a environ 10^7 couches. La dose reçue devient donc :

$$D \sim 10^{-6} \text{ grays}$$

La dose que nous venons de calculer ne tient pas compte de tous les paramètres, il faudrait tenir compte de toutes les gammes d'énergies des neutrons incidents, le calcul analytique serait alors extrêmement laborieux. Les résultats que nous venons d'établir reflètent cependant bien les différents phénomènes.

4.3.Conclusion.

Pour optimiser la dosimétrie des neutrons, le dopage en bore doit être maximum. En effet, plus il est important, et plus il y aura de la dose déposée. Pour la plupart des matériaux, on peut augmenter jusqu'à 20 %. De plus, la masse de la poudre va aussi influencer, plus il y aura de la poudre et plus il y aura donc de chocs. Cependant la dose est une énergie par unité de masse, donc (à énergie fixée), plus la masse augmente et plus la dose diminue. Il serait intéressant de mener une étude sur la masse du dosimètre, elle doit être suffisamment importante pour pouvoir décrire le nombre de particules alphas émises (§ 4.2.) de la façon suivante :

$$N' = N_0 \frac{N\sigma}{X} (1 - (1 - X)^i) = N_0 \frac{N\sigma}{X}$$

Mais aussi suffisamment petite pour ne pas dissiper l'énergie sur une masse trop importante, la dose serait alors diminuer.

Les matériaux O.S.L. à notre disposition, peuvent permettre une lecture de dose de quelque micro-grays, ils sont donc aptes à effectuer la dosimétrie des neutrons à 12 km d'altitude, la lecture peut s'effectuer après chaque vol. Les matériaux T.L., ne sont lisibles qu'à partir d'une centaine de micro-grays. La dose ne pourra donc être lue qu'après une irradiation allant de plusieurs heures à un jour. Dans la caractérisation de la dose engendrée par les neutrons que nous venons d'établir, nous ne nous sommes pas intéressés au cas médical car le flux est tel, que même sur une courte durée (quelques minutes) la lecture est toujours possible.

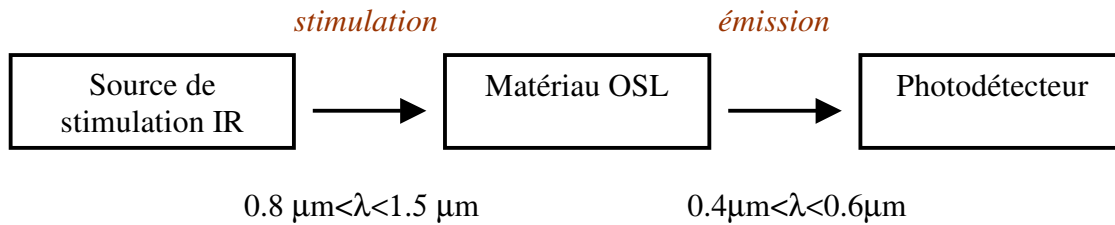
Conclusion.

L'étude que nous venons de réaliser a permis de dégager deux aspects liés à la dosimétrie neutron. L'un étant attaché à un flux relativement faible (avionique), et l'autre à un flux beaucoup plus intense (neutronthérapie). Dans le premier cas nous avons pu constater une meilleure sensibilité aux neutrons de la part du CaS, du MgS (OSL), et du LiF, ainsi que du $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$ (TL). De plus, après irradiation, il s'avère qu'aucun d'entre eux ne sera dangereux pour l'homme, ce sont donc de bons candidats. Il n'en est pas de même pour la dosimétrie de type médicale (plus généralement pour les flux importants) : si ce sont les mêmes matériaux qui ont la meilleure sensibilité, cette fois, il est nécessaire de prendre quelques précautions. En effet, comme les éléments radioactifs formés peuvent être dangereux, il faudra attendre une dizaine de minutes après l'irradiation, pour le $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7, \text{Cu}$ et le MgS. Quant au $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7, \text{Mn}$, il serait préférable de ne pas l'utiliser. Les résultats quantitatifs obtenus ne sont pas exacts, cela est dû au nombre d'atomes du dosimètre illuminés lors de l'irradiation (remarque du chapitre 2.2.1.B.). Pour des résultats plus vraisemblables, de nouvelles études seraient à envisager (Annexe B), en tenant compte cette fois du nombre d'atomes par couche cristalline et du taux de dopage possible du matériau.

La dosimétrie des neutrons atmosphériques est une chose difficile à effectuer, car le flux est relativement faible, toute fois, nous avons pu montrer qu'elle était possible, même sur des temps d'irradiations très courts. La dose reçue lors d'un vol d'une heure est de l'ordre du μgray , cet ordre de grandeur rentre dans les capacités de lecture des dosimètres O.S.L. élaborés par le C.E.M.2. Toutefois, les matériaux T.L. auront besoin d'une dose plus importante (irradiation d'une journée), pour pouvoir être appliqués à la dosimétrie des neutrons localisés à un dizaine de km d'altitude.

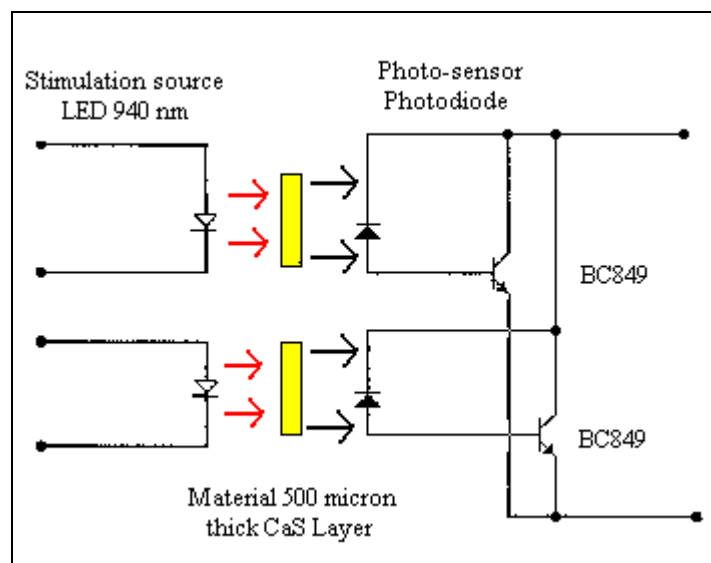
Les matériaux étudiés lors de ce stage joueront certainement un rôle important dans la détection des neutrons d'ici quelques années, il aura donc été utile de connaître ceux qui sont les plus intéressants et surtout les moins dangereux pour l'homme. D'autres travaux sont à envisager, notamment des manipulations à l'aide desquelles les dispositifs de détection pourraient être améliorés.

Annexe A : 1. Schéma du principe de fonctionnement d'un détecteur OSL ([PLA]).



Remarque : - le mécanisme de fonctionnement d'un détecteur TL est équivalent, il suffit de substituer la source infra rouge par une source thermique.

2. Détecteur OSL équipé sur les satellites ([DUS2]).



Remarques : - sur ce dispositif, on peut remarquer que le banc de lecture est incorporé au dosimètre.

- le système de double-photodiode permet de moyenner le bruit de fond.

Annexe B : Code de calcul déterminant la nature et le nombre de chocs inélastiques sur chaque atome du dosimètre.

On a vu au chapitre 3.3.2 la formule (A) : $N' = N_0 \frac{N\sigma}{X} (1 - (1 - X)^i)$ où

$$X = \sum_i N_i \sigma_i$$

N' est le nombre de chocs inélastiques, N_0 le flux incident ($/s/cm^2$), et N le nombre d'atomes considérés formants une couche (nombre d'atomes illuminés), i est le nombre de couches. σ est la section efficace de la réaction considérée (forcement inélastique) et σ_i la section efficace inélastique associée au nombre N_i de particules, X représente donc la probabilité qu'un neutron d'interagir inélastiquement avec le dosimètre. Il serait donc utile de mettre en évidence les différentes grandeurs intervenant dans cette réaction, à l'aide de la masse atomique de tous les constituants, de la surface que l'on souhaite et du poids de la poudre.

La formule précédente est établie sans tenir compte des interactions des particules créées avec les atomes du dosimètre, nous allons maintenant faire une autre approximation qui consiste à considérer le cristal comme un assemblage de sphères dures.

On connaît le taux de remplissage d'un disque dans un carré : $\tau = \pi/4$, de plus le rayon des atomes peut facilement se trouver dans la littérature ([HAN]).

A l'aide de ces informations, on peut donc connaître le nombre d'atomes nécessaires pour remplir une surface S , (jusqu'à présent, on a considéré $S = 1 cm^2$) :

$$N = S / (4R_0^2)$$

Dans l'équation que nous venons d'établir, R_0 est en fait une valeur moyenne des rayons, tenant compte du pourcentage atomique de chaque constituant, et de la stœchiométrie de la poudre. Nous pouvons maintenant déterminer le nombre d'atomes nécessaires à la constitution d'une couche, pour le $CaSO_4, B(0.3\%)$ le nombre d'atomes de Ca sera déterminé par :

$$N_{Ca} = (99.7/100)N = (1/4)N_0$$

Maintenant, il nous faudrait connaître le nombre d'atomes contenus dans la poudre, pour cela, nous allons utiliser la masse atomique de ses composés:

$$N_{Ca} = (99.7/100)(\text{masse de la poudre} / M_{CaSO_4, B})$$

A l'aide des calculs précédents, nous pouvons connaître le nombre de couches d'atomes :

$$i = (N_{Ca} + N_S + N_O + N_B) / (N_{Ca} + N_S + N_O + N_B) = N/N$$

Tous les éléments nécessaires à l'application de la formule A, ont donc pu être explicités, il vient donc

$$N' = N_0 \frac{N\sigma}{X} (1 - (1 - X)^i)$$

X peut être déterminé à l'aide des données de Los Alamos, on peut toutefois remarquer que si l'on considère un nombre de couches très important, alors l'expression se simplifie notablement.

Bibliographie

[HAN] : Handbook of chemistry and physics. Edition 1970-1971.

[QAR] : R.Al Qaragula. Dosimétrie mixte neutron-gamma par thermoluminescence impulsienne. (1986).

[CHA1] : P.Chassende-Baroz. Application du chauffage laser à la dosimétrie par thermoluminescence. (1986).

[CHA2] : C.Chatry. Contribution à la dosimétrie des neutrons rapides par l'analyse des traces de protons de recul dans un détecteur solide de trace polymérique de type CR-39. (1991).

[COS] : A.Costa et J.Lagrange. Technique et pratique de la dosimétrie in-vivo en radiothérapie. (1994).

[DUS1] : L.Dusseau. Etude des potentialités des phénomènes de luminescence par stimulation optique (OSL) dans les sulfures alcalino-terreux. Application à la réalisation d'un lecteur portable de dosimétrie OSL. (1995).

[BLA] : D.Blanc. Physique nucléaire, particules. Masson (1995).

[GAS] : F.Gassa. Evaluation des potentialités de la cartographie de dose TL par stimulation laser, pour des applications en radiothérapie. (1996).

[VID] : C.Vidal. Evaluation de la Probabilité des aléas logiques induits par les neutrons atmosphériques dans le silicium des SRAM. (1998).

[PRE2] : H.Prévoist. Thermoluminescence mechanism in rare earth doped CaSO₄. Rad. Prot.dos. Vol 84, 109, 144. (1999).

[DUS2] : L.Dusseau. An integrate sensor using Optically Stimulated Luminescence for In-Flight Dosimetry. Conférence NSREC. (2000).

[PRE1] : H.Prévoist. Effect of thermal preannealing on fluorescence thermostimulated luminescence and cathodoluminescence of CaSO₄ doped Europium. Phys. Stat. Sol (a) 181, 515. (2000).

[PLA] : D.Plattar. La luminescence stimulée optiquement au laboratoire. (2000).

[HUB] : G.Hubert. Quantification du risque d'aléas logiques induits par les neutrons atmosphériques. (2001).

[IDR] : K.Idri. Application de la cartographie de dose (OSL) à la radiothérapie Per-Opératoire. Poster accepté au congrès SFPM. (2001).

Site utilisé : www.t2.lanl.gov

Centre de recherche de Los Alamos.

