

FR 820 1496

V

TECHNOLOGIE DE LA PRODUCTION DE TRITIUM
DANS DES REACTEURS DE FUSION

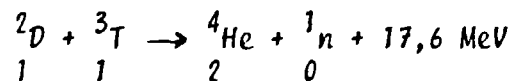
E. ROTH (*)

6. International conference on structural mechanics in
reactor technology.
Paris, France, August 17 - 21, 1981.
CEA - CONF 5997

INTRODUCTION

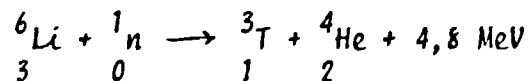
Les réacteurs électrogènes utilisant la fusion contrôlée devront produire eux-mêmes le tritium nécessaire à leur fonctionnement.

En effet, la réaction mise en oeuvre dans ces réacteurs sera :



Un calcul simple montre qu'une unité produisant 1000 MWe (soit de l'ordre de 3000 Mwth) consommerait environ 450 g de tritium par jour.

La réaction de production du tritium est :



C'est elle qui est utilisée dans des réacteurs de fission tritigènes pour fournir le tritium des engins thermonucléaires.

Mais, si on produisait dans de tels réacteurs le combustible nécessaire à la fusion, on aurait utilisé, pour fabriquer chaque tritium, la fission d'au moins un noyau d'uranium 235 ou de plutonium. (En effet sur les 2,56 neutrons libéré en moyenne, dans la fission thermique de ^{235}U un doit être utilisé pour entretenir la réaction en chaîne, et si un autre produit du tritium, il en reste 0,56 pour les captures parasites, les fuites, etc..., ce qui est un minimum. Donc, on aurait libéré une énergie de 200 MeV parallèlement à la création d'un T et, la combustion ultérieure de ce noyau n'en produirait que 17,6 de plus. L'intérêt énergétique des réacteurs de fusion serait marginal dans un tel schéma.

.../

(*) Directeur de recherches
Division d'Etudes de Séparation Isotopique et de Chimie Physique
CEN. Saclay - 91191 Gif-su.-Yvette

Il est donc nécessaire que statistiquement chaque neutron produit par la réaction (1) et doté initialement d'une énergie de 14,3 MeV soit thermalisé et reproduise un noyau de tritium. Au cours de la thermalisation, son énergie est récupérée sous forme de chaleur. Une fois thermalisé, il doit être absorbé par un noyau de ${}^6_3\text{Li}$. Le rôle de la couverture est d'être le siège principal de la récupération de chaleur et le lieu exclusif de la production du tritium.

Or, les pertes de neutrons sont importantes. D'une part, de nombreuses tuyauteries débouchent dans l'enceinte de confinement du plasma, et les surfaces de raccordement permettent à des neutrons de s'échapper sans être capturés dans la couverture, d'autre part des absorptions parasites sont inévitables.

Pour compenser ces pertes, une multiplication des neutrons, ou une production de tritium sans consommation de neutrons, ce qui est équivalent, est nécessaire.

Le lithium 7, grâce à une réaction $(n, n'\alpha T)$ avec des neutrons non encore thermalisés permet cette production. L'utilisation de plomb, de bismuth, ou autres éléments subissant les réactions $(n, 2n)$ fournit l'autre catégorie de solution. Une fois constituée, la couverture doit fournir en moyenne 450 g de tritium chaque jour, et même plus, si une filière se développe, afin de produire le tritium nécessaire au démarrage de nouvelles unités. Pour les premiers réacteurs de fusion, il sera nécessaire de commencer à extraire des couvertures cet approvisionnement quotidien peu de jours après leur démarrage, puisque la seule alternative pour produire l'alimentation nécessaire à 10 jours de fonctionnement, soit 4500 g de T, serait dans les mêmes hypothèses que précédemment, d'utiliser un réacteur de fission de 1000 MWth pendant environ un an !

Toutes les évaluations montrent que la couverture qui ralentit et absorbe les neutrons doit contenir plusieurs centaines de tonnes de lithium naturel. La quantité exacte dépend de la nature du composé lithié utilisé, de celle du multiplicateur de neutrons éventuel, des matériaux de structure et des caloporteurs, ainsi que de la géométrie. Néanmoins, en ordre de grandeur on peut dire que chaque jour de fonctionnement produit dans la couverture environ 1 ppm en poids de tritium.

La concentration maximum de tritium restera donc faible,

.../

CONCENTRATION EN TRITIUM DE LA COUVERTURE

La pratique de l'extraction du tritium de la couverture dépend de cette concentration.

En effet, écrivons que la quantité de tritium produite chaque jour correspond à 1 ppm du poids P de la couverture, et la concentration de régime admissible à n ppm. Il est possible d'extraire les quantités de tritium souhaitées en ne traitant qu'une fraction $\frac{1}{f}$ de la couverture tous les j. jours seulement. De cette fraction on n'extraît que $\frac{1}{p}$ seulement du tritium. Le bilan de la production et de l'extraction s'écrit alors :

$$P \times 1 = \frac{P \cdot n}{f \cdot j \cdot p}$$

ou $n = f \cdot j \cdot p$

Dans le cas où $j = f = p = 1$, on traite journalièrement toute la couverture dont la teneur maximum en tritium, définie par $n = 1$ est alors la plus faible.

Si n prend des valeurs plus élevées, 10 par exemple, les combinaisons de f, j, p envisageables deviennent nombreuses et les opérations chimiques peuvent en être facilitées.

Avec $n = 8$, au lieu de $n = 1$, on peut extraire tous les deux jours la moitié du tritium contenu dans 250 tonnes de matière au niveau de 8 ppm, au lieu d'extraire tous les jours la totalité du tritium contenu dans 500 tonnes et à un niveau 8 fois plus bas.

Les combinaisons que l'on retiendra dépendront de nombreux facteurs, dont la nature des couvertures et les conditions d'exploitation du réacteur.

Au stade actuel, on pense le plus souvent à des extractions continues, que les couvertures envisagées soient liquides ou solides, c'est-à-dire que l'on pose $j = 1$ et que l'on extrait plus ou moins complètement le tritium d'une fraction f de la couverture, soit que celle-ci soit divisée en f secteurs, soit que l'on fasse circuler, pour retraitement, une fraction $\frac{1}{f}$ chaque jour.

.../

Valeur de la concentration maximum en régime permanent

A l'intérêt pour l'exploitation de fixer n aussi grand que possible s'opposent deux arguments :

1) la nécessité de réduire le plus possible le stock de tritium nécessaire au démarrage.

Dans la couverture, si la concentration maximum est n , on peut admettre que la concentration moyenne sera $\frac{n}{2}$ et l'inventaire dans la couverture $\frac{P.n.}{2}$,

mais il faut souligner ici que l'inventaire de tritium hors de la couverture peut être grand par rapport à celui dans la couverture et poser les mêmes problèmes d'approvisionnement initial.

Le maintien du stock tritium hors couverture à un niveau minimal mérite donc une étude spéciale.

2) le désir de maintenir la concentration en tritium le plus faible possible pour limiter les fuites vers l'extérieur.

En effet, la concentration maxima admissible en tritium, dans l'atmosphère, est très faible (C.M.A. 10^{-5} Ci/m³, ou 10^{-12} g/g), et la plupart des matériaux de structure sont perméables à l'hydrogène et à ses isotopes, la vitesse de perméation étant une fonction croissante de la concentration.

La tendance dans les projets actuellement publiés, est de maintenir n au voisinage de 1 dans une philosophie de "as low as practicable".

Mais la considération des températures de fonctionnement, des géométries, et de la nature des matériaux de structure qui conditionnent les vitesses de diffusion possible du tritium de la couverture vers l'extérieur, ainsi que de la technologie générale (qui implique aussi de plus ou moins grands risques de fuite aux brides raccords pompes, etc...), montre que la valeur $n = 1$ n'a aucun caractère obligatoire ou magique.

La valeur de n ne pourra être fixée qu'après des études cas par cas. La concentration pourra évidemment être plus élevée dans une couverture plus froide, dans un matériau non combustible ou ne réagissant pas avec l'eau. De plus, n élevé permettant de réduire l'importance des installations offre une certaine possibilité de réduire les fuites extérieures à la couverture.

.../

Enfin un point rarement discuté en détail, mais important pour le choix de n est la forme chimique du tritium dans la couverture.

Si celle-ci est formée de métaux ou d'alliages (Li , $LiAl$, Li_x , Pb_y) le tritium y est sous forme de gaz dissout, ou d'hydrures, et ne peut diffuser vers l'extérieur que comme gaz. Mais, comme tel il le fait assez facilement.

Si la couverture est une céramique (aluminates, silicates, oxyde de lithium), il est probable qu'une grande partie du tritium, mais non la totalité, s'y trouve sous forme d'eau, ou dans certains cas, d'hydroxyde métallique. Pour ces espèces le risque de diffusion vers l'extérieur à travers des parois métalliques est très réduit.

Par contre, le danger lié à des fuites à travers des micro-fissures est beaucoup plus grand si le tritium est sous forme d'eau que sous forme de gaz, car "l'efficacité biologique" de l'eau tritiée est des milliers de fois plus élevée que celle de T_2 (1).

Quant au tritium sous forme d'hydroxyde, il est si solidement fixé que sa diffusion vers l'extérieur n'est pas un danger, mais pour la même raison sa récupération pose des problèmes particuliers, sans oublier la corrosion qu'il peut engendrer.

En résumé :

Pour fixer n max, teneur maximale, en tritium de la couverture, on pourra partir de celle que les considérations d'inventaire et d'approvisionnement permettent de tolérer et la diminuer éventuellement en fonction de l'évaluation des risques. L'extraction du tritium étant d'autant plus facile que sa concentration est élevée, aura intérêt à conserver n max aussi élevé que possible.

CHOIX DES MATERIAUX, CONCEPTION DE LA COUVERTURE ET EXTRACTION DU TRITIUM.

Il faut examiner maintenant les contraintes que font peser sur les méthodes d'extraction le choix des matériaux et le dessin de la couverture.

La conception d'un dispositif d'extraction du tritium nécessite la connaissance détaillée des composantes du système sur lequel on travaille, ainsi que de la thermodynamique et de la cinétique des réactions mises en jeu.

.../

Seul le lithium est utilisable pour la génération du tritium.

Il peut être utilisé comme métal, ou dans des alliages métalliques, ou dans des composés réfractaires sous forme de céramiques.

A l'heure actuelle, malgré d'assez nombreuses études préliminaires conduites principalement aux Etats-Unis (2) (3), et aussi dans le cadre international d'INTOR (4), aucun matériau pleinement satisfaisant n'a été retenu, car aucun n'offre la solution optimum pour tous les paramètres dont nous rappelons quelques uns.

1) Composition chimique

Pour permettre globalement l'équilibre du bilan neutronique, la couverture doit avoir localement un certain pouvoir multiplicateur. L'optimum est obtenu, suivant la nature du composé lithié, par ajout du plomb ou bismuth. Il peut y avoir besoin également d'un ralentisseur et d'un réflecteur de neutrons.

2) Volume

Il est intéressant de limiter le volume occupé par la couverture, car elle est entièrement à l'intérieur du champ magnétique. On cherchera donc des composés à nombre élevé d'atomes de lithium par centimètre cube.

3) Température

En général une température élevée favorisera l'extraction du tritium et, comme nous le verrons plus loin, une température minima peut être indispensable pour limiter l'inventaire. L'extraction de chaleur doit aussi se faire à un niveau de température auquel le rendement de production d'énergie soit suffisant. Par contre, le lithium et les composés lithiés étant corrosifs pour un grand nombre de matériaux et, souvent, réactifs avec l'eau, l'utilisation d'une température peu élevée est préférable pour augmenter la durée de vie des structures, notamment celle de la première paroi, et pour des raisons de sécurité.

De plus, l'utilisation d'une température modérée limite l'importance de la diffusion de tritium à travers les structures.

Le choix de la température de fonctionnement imposé en partie par les nécessités d'extraction, pèse sur celui du caloporteur de la façon suivante :

A basse température l'eau est le fluide le plus intéressant, à haute température, c'est l'hélium sous pression. Il y a peut-être lieu de reconsidérer pour

Les réacteurs de fusion, l'emploi des caloporteurs organiques dont l'avantage est que leur pression de vapeur reste faible, même à plusieurs centaines de degrés centigrades. La difficulté de leur emploi est leur décomposition par thermolyse et radiolyse (*) et, ici, que si du tritium diffusait dans un tel caloporteur, il serait plus difficile de l'en extraire que de l'eau par exemple.

Les métaux liquides, parfois évoqués, ne sont a priori intéressants comme caloporteurs que si on peut les utiliser aussi comme couverture, car s'ils sont rejetés pour ce deuxième rôle, où les contraintes d'utilisation sont plus faibles, notamment du point de vue corrosion et température, ils ne peuvent être acceptés pour le premier.

L'emploi de sels fondus envisagé il y a quelques années a fait l'objet d'analyses négatives de la part de plusieurs auteurs, et la crainte des corrosions est grande.

Notons enfin que l'étude de l'utilisation de caloducs a conduit certains auteurs à imaginer des couvertures en mélange de sodium et de lithium. (14)

Ainsi la génération du tritium limite le choix de la nature de la couverture et les nécessités de l'extraction celle de la température de fonctionnement. Dans le cas des couvertures solides, la nature du caloporteur, donc le volume des tuyauteries, et leur pression de fonctionnement résulte dans une large mesure de ces choix.

LES COUVERTURES LIQUIDES DU POINT DE VUE DE L'EXTRACTION DU TRITIUM.

Les couvertures liquides Li, alliages LiPb, ou LiM, où M est tout autre métal ou mélange de métaux, peuvent être traitées pour l'extraction du tritium en dehors du champ magnétique grâce à une circulation du liquide lui-même.

De cette façon, le paramètre température d'extraction est indépendant du paramètre température de fonctionnement. Par ailleurs, les vitesses de circulation nécessaires n'entraînent pas une consommation d'énergie importante par effet magnétique hydrodynamique.

.../

(*) mais le réacteur canadien utilisant des composés organiques semble avoir fonctionné de façon très satisfaisante.

A ce jour l'utilisation de lithium et de ses alliages se heurte encore aux difficultés liées à leur caractère corrosif et à leur réactivité avec l'eau ou même l'air en cas d'accident.

En outre, la méthode d'extraction du tritium ne peut pas se réduire au simple dégazage par chauffage.

En effet, l'hydrogène avec les métaux alcalins, purs, donne des hydrures qui peuvent se vaporiser sans se décomposer, et seulement une certaine proportion de gaz tritium (5).

Aussi le pompage, ou le balayage d'hélium ou d'argon à travers du lithium métallique chargé de tritium, s'ils permettent en principe l'extraction à partir du liquide, demandent que le tritium soit séparé des autres espèces chimiques présentes dans la phase gazeuse, où suivant les conditions de température, elles peuvent contenir la plus grande partie du tritium extrait.

Pour cette raison, d'autres méthodes ont été envisagées, notamment l'extraction des hydrures de lithium à partir du lithium au moyen des sels fondus (fluorures), suivie de l'électrolyse des hydrures dans ces sels (6) (7).

L'emploi d'autres liquides que le lithium métallique pur est aussi envisagé, par exemple celui de l'alliage lithium-plomb dont la composition correspond à la formule $\text{Li}_{17} \text{Pb}_{83}$, contenant donc plus de 99% de plomb en poids.

Dans ce cas, on ne sait pas s'il se forme des hydrures en phase liquide, ni quelles sont les espèces présentes en phase gazeuse aux différentes températures.

Ni dans le cas du lithium métallique, ni dans celui des autres composés, on ne dispose de données suffisantes sur les vitesses d'évaporation ou sur les vitesses d'échange avec les sels. On connaît mal également les tensions de l'électrolyse subséquente. Par conséquent, on ne peut pas, à l'heure actuelle, dimensionner les installations de récupération de tritium. Mais, comme dans le cas des couvertures liquides, elles se trouveraient dans des zones où l'espace n'est pas limité; comme le volume TPN de tritium à récupérer en moyenne journalièrement est faible (inférieur à 2 m³), on peut penser que ces installations ne

.../

seraient ni d'un coût de construction, ni d'un coût de fonctionnement prohibitifs.

LES COUVERTURES SOLIDES

Les solides envisagés à ce jour sont, principalement le méta-aluminate, Li_7Pb_2 , le méta-silicate, l'oxyde de lithium, les alliages aluminium-lithium, et d'autres ont été examinés (3) (8) (9).

Certains de ces solides sont déjà utilisés pour les différentes productions nationales de tritium gazeux.

L'avantage de les utiliser dans un réacteur de fusion résulte :

- a) de l'inertie chimique de certains d'entre eux (silicates, aluminates, alliages LiAl à faible taux de Li , alliages lithium-plomb, tels que Li_7Pb_2 (90% en poids de Pb),
- b) de la possibilité corrélative d'en utiliser certains à des températures élevées.

Les problèmes de leur mise en oeuvre sont les suivants :

a) L'extraction du tritium *in situ* semble seule possible. En effet, les considérations du premier paragraphe montrent que la périodicité avec laquelle la récupération doit être faite est au maximum de quelques semaines. Des chargements d'éléments fertiles si fréquents, ou encore un renouvellement continu, ou semi-continu, analogue à celui des réacteurs à haute température à boulets, semblent extrêmement difficiles à imaginer dans un contexte où la géométrie imposée est loin d'être simple.

b) Le matériau de la couverture n'impose pas par lui-même de limite pratique à la température de fonctionnement, sauf peut-être dans le cas des alliages Al, Li qui fondent entre 600°C et 719°C , suivant leur composition. En effet, la température est limitée par ailleurs, puisqu'on n'envisage guère de faire fonctionner les premières parois à des températures supérieures à 500°C . Mais l'extraction du tritium *in situ* peut être difficile à réaliser avec une vitesse suffisante à des températures aussi basses.

Extraction du tritium *in situ* à partir de couvertures solides.

On peut envisager a priori deux procédés pour cette opération : pompage au-dessus du solide ou balayage par un gaz. Le solide par ailleurs peut être gainé par une enveloppe perméable au tritium ou non.

L'étude globale de la répartition des vitesses de pompage, ou du balayage de gaz à travers un solide, en vue d'en extraire un gaz peut être conduite suivant

.../

les méthodes de génie chimique appliquées par exemple à la récupération de masses absorbantes d'impuretés ou encore à l'étude de réacteurs catalytiques.

Nous nous limiterons ici à discuter les paramètres de base qui fixent des ordres de grandeur inéluctables indépendamment du choix des modalités de mise en oeuvre.

Contraintes thermo-dynamiques.

La façon la plus simple de les mettre en évidence est de considérer les constantes de STEVERT, dont la valeur exprime la relation entre la concentration en gaz dissout dans le solide et sa pression partielle dans le gaz. On utilise souvent le rapport :

$$\frac{\text{concentration en tritium dans le métal ou l'alliage}}{(\text{pression en tritium})^{\frac{1}{2}}}$$

Ces constantes dépendent pour chaque corps de leur texture et de la température. Elles varient de façon considérable d'un corps à l'autre. Par exemple, pour le lithium métallique, la constante de STEVERT vaut 3,4 à 770°K, alors qu'elle vaudrait $7 \cdot 10^{-4}$ pour LiAl, et $3 \cdot 10^{-4}$ pour $\text{Li}_7 \text{Pb}_2$. (3). Ainsi à la même concentration dans le composé lithié, la pression d'équilibre dans le gaz est, à cette température, environ 10^8 fois plus élevée pour les deux derniers composés.

Il faut extraire 1,7 m3 de tritium de la couverture chaque jour. Si l'on fixe la concentration du tritium à 1 ppm atomique à 773°K, d'après les données expérimentales de WISWALL, sa pression, à l'équilibre, au-dessus de LiAl sera de $1,1 \cdot 10^{-4}$ Torr (+); 1,7 m3 T.P.N. occupant un volume de $1,1 \cdot 10^7$ m3 sous cette pression, le débit minimum de balayage de la couverture est 120 m3/s. Ce débit diminuera en raison inverse de la pression, donc du carré de la concentration dans le solide, mais la cinétique du dégazage peut obliger à lui fixer des valeurs beaucoup plus élevées. Quant au lithium liquide ayant, d'après le par. précédent, une pression de tritium à l'équilibre $2,5 \cdot 10^7$ fois plus faible, les débits minimaux de balayage pour l'extraction deviennent irréalisables.

Dans le premier cas, un débit minimum de balayage ou de pompage imposé par la thermodynamique de 2 m3/seconde est nécessaire. Dans le second, les considérations cinétiques sont certainement prépondérantes. Soulignons :

- 1) que les constantes de STEVERT n'ont de sens que si l'on précise la nature (T_2 , ou T_2O) de l'espèce gazeuse en équilibre avec le tritium dissout; (*)
- 2) qu'en plus des constantes de STEVERT caractérisant l'équilibre gaz solide, il faut tenir compte des équilibres chimiques entre espèces. Par exemple,

.../

(*) et dans des domaines de température et pression spécifiques. 1

(++) WISWALL donne une constante de STEVERT exprimée en $\frac{(\text{P Torr})^{\frac{1}{2}}}{\text{fraction atomique}}$ de $1,1 \cdot 10^{-4}$ dans BNL 20563 (1975). 2

dans le cas de Li_2O , la réaction $2 \text{Li OT} \rightleftharpoons \text{Li}_2\text{O} + \text{T}_2\text{O}$ intervient. Nous n'insisterons pas sur ce point.

Contraintes cinétiques.

Le tritium est formé par spallation du lithium atomique. Pour parvenir à la phase gazeuse il faut franchir les étapes suivantes :

1. recombinaison à l'état moléculaire
2. migration vers la surface
3. désorption (changement de phase).

a) Le passage à la forme moléculaire offre déjà des alternatives. En effet, l'atome de tritium est formé avec une énergie de recul de 2,75 MeV. Il est donc "chaud". Si les composés formant la couverture sont oxygénés, il peut s'y combiner.

Donc, suivant la température et la stabilité de ces corps, le tritium pourra se trouver ou non sous forme d'eau. Dans les composés ne contenant pas d'oxygène, c'est la formation d'hydrures qui est à considérer. La formation des composés est certainement très rapide (10^{-12} à 10^{-8} sec. après la capture). Leur nature joue sur l'étape suivante la diffusion vers la surface,

b) soit D le coefficient de diffusion de l'espèce moléculaire formée. On sait que la distance de migration moyenne, si Dt est petit, est de l'ordre de

$$d = \sqrt{Dt}$$

Si les coefficients de diffusion sont de l'ordre de 10^{-12} cm²/sec, ce qui est un ordre de grandeur plausible pour l'hydrogène dans un solide, pour qu'en moyenne un atome de tritium parvienne à la surface en 10^4 sec (un peu plus de 3 h) d devra être de 10^{-4} cm, soit le micron.

On voit combien la nature du solide joue un rôle important, puisque les coefficients de diffusion de l'hydrogène moléculaire dans Al_2O_3 peuvent être aussi faibles que 10^{-17} cm²/s vers 400°C et dans Li Al valoir $1,4 \cdot 10^{-8}$ cm²/s vers 450°C. La texture donnée à la couverture devra tenir compte de ces valeurs.

La température de fonctionnement aussi, car D en dépend exponentiellement.

c) La vitesse de changement de phase peut être un facteur limitatif de l'extraction, notamment, si l'espèce extraite est l'eau, si la température de fonctionnement n'est pas très élevée, et si le matériau est fortement polaire. Mais même dans le cas de l'hydrogène, il est rapporté que la désorption de surface pouvait être l'étape cinétique limitative.

Vieillessement

Sous l'effet de la température et du rayonnement, les solides évoluent. Les grains fins dont on a vu qu'il était nécessaire de les former lorsque les coefficients de diffusion sont faibles, peuvent grossir ou se fritter, la porosité ouverte, nécessaire à l'extraction du tritium, se boucher. Les variations correspondantes de D peuvent être d'un ou deux ordres de grandeur. De façon opposée, la spallation du lithium en ${}^4_2\text{He}$ et T , en proportion non négligeable, pourrait conduire à la pulvérisation des matériaux.

RESULTATS EXPERIMENTAUX

En regard des questions posées par les analyses précédentes, les données expérimentales sont extrêmement réduites. La plupart des expériences d'extraction de tritium à partir de solides publiées sont celles décrites dans les articles de WISWALL (10) et de TALBOT et WIFFEN (11). Les auteurs ont irradié un grand nombre de petits échantillons et ont extrait le tritium après l'irradiation. L'utilisation de leurs résultats ne permet d'apporter que certaines valeurs des paramètres définissant une couverture, car les textures des solides ne sont pas rigoureusement précisées, les vitesses horaires spatiales de dégazage ne sont pas données, etc...

De plus, les doses d'irradiation étaient faibles, donc les effets du vieillissement n'étaient pas vraiment observables. Enfin, l'extraction de tritium ayant été effectuée après l'irradiation, les expériences ne renseignent pas sur les quantités résiduelles de tritium dans les solides soumis à l'extraction sous irradiation.

Néanmoins, les résultats obtenus sont très précieux et ont été exploités avec succès par WISWALL, SMITH, CLEMMER et AL (12), dont nous gardons ici les notations, et également par OKULA et SZE (13). Pour des sphères de rayon r , en supposant que lors de l'extraction la concentration superficielle de tritium tombe à 0, on peut écrire, en régime :

$$I = \frac{1}{15} I^{\circ} \frac{r^2}{D}$$

I étant l'inventaire en tritium

I° " la vitesse de production de tritium.

Pour des extractions faites après irradiation, soit τ le temps de séjour (+) du tritium dans les échantillons :

$$D = 0,16 \frac{r^2}{\tau}$$

(+) temps nécessaire pour extraire 87,4 % du tritium. .../

On en déduit :

$$I = 0,5 \overset{\circ}{I} \tau$$

Les expériences de WISWALL fournissant τ , on peut en déduire I , car $\overset{\circ}{I}$ est le taux de production de tritium connu.

Cette formule a l'avantage de ne faire intervenir que la seule grandeur mesurée τ et permet de comparer différents matériaux entre eux. Ceci est fait en assez grand détail dans les publications citées. Nous y renvoyons le lecteur. Mais il faut, au stade actuel, garder présent à l'esprit que la texture des matériaux est modifiable, que τ n'est caractéristique que des échantillons étudiés et à un stade d'irradiation faible en général.

Néanmoins, les tableaux dressés par SMITH et CLEMMER, d'après les résultats de WISWALL, donnent des valeurs comparatives. Nous soulignons de façon peut-être différente de celle des auteurs que :

- a) pour plusieurs des matériaux solides, on peut espérer procéder à l'extraction de tritium à des températures inférieures à 500°C sans que l'inventaire en tritium dans la couverture dépasse 1 kilogramme pour une puissance de 1000 MWth.
- b) les couvertures les plus favorables de ce point de vue seraient $\text{Li}_7 \text{Pb}_2$ et Li Al . On remarquera que ces couvertures sont également celles dont le tritium s'extrait sous forme gaz pur, et non sous forme d'eau.
- c) pour les couvertures céramiques, les risques de frittage sous l'action de la température et du rayonnement font que la fourchette d'incertitude actuelle sur l'inventaire tritium, due aux variations possibles de D , de la solubilité, etc., est de un ou deux ordres de grandeur.
- d) les publications de WISWALL ne fournissent pas certaines valeurs essentielles pour le dessin des couvertures, telles que les vitesses de désorption qui permettraient de définir les vitesses de balayage ou de pompage de la couverture. Il importe de savoir si les contraintes correspondantes seront plus dures que celles de la thermodynamique qui impose déjà pour les matériaux ayant une forte solubilité pour l'hydrogène des débits du gaz d'extraction de plusieurs m^3 par seconde.
- e) les analyses de SMITH et CLEMMER sont sommaires en ce qui concerne LiAl . Seul l'alliage à 50% atomique est considéré. Sa réactivité avec l'eau qui est redoutée est probablement atténuée dans les alliages pauvres en lithium global, que l'on pourrait utiliser en substituant du Li enrichi en ^6Li au Li naturel. Comme on peut extraire le tritium à partir d'éléments de Li Al ayant des dimensions millimétriques ou centimétriques (et non micrométriques comme pour les autres solides), l'étude de cet alliage mérite d'être reprise.

De plus que s'agissant d'alliages, les températures maxima d'emploi ne sont pas limitées par un frittage éventuel, contrairement à ce qui est impliqué par les tableaux de comparaison avec les matériaux céramiques.

CONCLUSION

Les analyses actuelles des possibilités d'extraction du tritium des couvertures tant liquides que solides font apparaître de nombreux problèmes. Aucun, isolément, n'est insurmontable. Néanmoins, on n'a pas encore intégré dans un projet de couverture un ensemble cohérent de matériaux et de dispositifs d'extraction de la chaleur et du tritium. Notamment, le dimensionnement des nombreuses tuyauteries destinées à véhiculer le tritium ne peut encore être fait que très approximativement. Par conséquent, le volume occupé par la couverture est difficile à évaluer, etc... Faute d'expériences nouvelles permettant de préciser les valeurs des divers paramètres, l'utilisation des données actuelles conduit à surdimensionner par prudence les installations, et peut-être à écarter les meilleures solutions. Pour mesurer ou remesurer les paramètres des matériaux les plus prometteurs, répétons qu'il faut travailler sur des échantillons bien caractérisés et déterminer non seulement les coefficients physico-chimiques de base, tels que conductibilité thermique, coefficients de diffusion, constantes de SIEVERT, mais les paramètres cinétiques, classiques, en génie chimique, tels que vitesses spatiales horaires de dégazage. Il faut également faire des expériences de longue durée sous rayonnement et aux températures de fonctionnement, ou au-dessus, pour étudier le vieillissement des corps employés. Faute de ces données, les études technologiques sur le papier des réacteurs de fusion reposent sur des bases insuffisantes.

Références :

- (1) C.E. EASTERLY and J.E. PHILLIPS, Tritium conversion and it's influence in personal protection at a fusion reactor. Proceedings Tritium Technology in fission-fusion and isotopic applications, Am. Nucl. Soc. National Topical meeting, April 29, May 1 1980, Dayton Ohio, YS Department of Energy Document n° CONF.800427.
- (2) M.A. ABDOU and Robert W. CONN, A Comparative Study of Several Fusion Reactor Blanket Designs, Nuclear Science and Engineering (1974) 55, 256-266.
- (3) D.L. SMITH, R.G. CLEMMER and Al., Fusion Reactor Blanket/shield design study, Argonne National Laboratory, ANL/FPP-79-1. (1979).
- (4) INTOR, International Tokamak Reactor, IAEA, Vienna (1980).
- (5) H.R. IHLE, H. KUDO and C.H. WU, Experimental Study of Gaseous Lithium Deuterides and Lithium Oxides. Implications with Respect to the Use of Lithium and Lithium Oxide as Breeding Materials in Fusion Reactor Blankets. International symposium on thermodynamics of nuclear materials, 1979 February 2, IAEA-SM-236/15.
- (6) J.R. WESTON, W.F. CALAWAY, R.M. YONCO, J.B. HINES and V.A. MARONI, Chemical Processing of Liquid Lithium Fusion Reactor Blankets, Proceedings of the 14th IECEC Boston (1979) August 5-10.
- (7) J.R. WESTON, W.F. CALAWAY, R.M. YONCO, E. VELECKIS and V.A. MARONI, Experimental Studies of Processing Conditions for Liquid Lithium and Solid Lithium alloy Fusion Blankets. The Technology of controlled nuclear fusion (volume 2) (1978) CONF. 78.0508.
- (8) D.L. SMITH, R.G. CLEMMER, V.Z. JANKUS and J. REST, Analysis of in-situ Tritium Recovery from Solid Fusion-Reactor Blankets, Fourth ANS Topical Meeting on the Technology of Controlled Nuclear Fusion, King of Prussia, Pennsylvania (1980, October 14-17).
- (9) Takaaki TANIFUJI, Kenji NODA, Shoichi NASU and Katsuya UCHIDA, Tritium Release from Neutron-Irradiated Li_2O ; Constant Rate Heating Measurements, Journal of Nuclear Materials 95 (1980) 108-118.
- (10) R. WISWALL, E. WIRSING and K.C. HONG, The Removal of Bred Tritium from Solid Lithium Compounds in Fusion Reactor Systems, Proceedings of the 14th IECEC (1979) August 5-10.
- (11) Jan B. TALBOT and FW. WIFFEN, Recovery of Tritium from Lithium-Sintered Aluminium Product (SAP) and Lithium-Aluminium Alloys, Inorg. nucl. Chem. Vol. 41, p.439-444 (1979).
- (12) D.L. SMITH, R.G. CLEMMER, V.Z. JANKUS and J. REST, Analysis of in-situ Tritium Recovery from Solid Fusion-Reactor Blankets, Fourth ANS Topical Meeting on the Technology of Controlled Nuclear Fusion, King of Prussia, Pennsylvania (1980) October 14-17.
- (13) K. OKULA and D.K. SZE, Tritium Recovery from Solid Breeders : Implications of the Existing Data, Am. Nucl. Soc. National Topical Meeting, April 29, May 1 1980, Dayton Ohio.
- (14) Terry R. GALLOWAY, Richard W. WERNER, Some Chemical Engineering Challenges in Driving Thermochemical Hydrogen Processes with the Tandem Mirror Reactor, 73rd Meeting of the American Institute of Chemical Engineers (1980) November 16-20.