



CNEN/SP

ipen *Instituto de Pesquisas
Energéticas e Nucleares*

GOVERNO DO BRASIL

USOS DO LÍTIO NA ENERGIA NUCLEAR

Alcides ABRAO

IPEN Pub 400

ABRIL/1995

SÃO PAULO

USOS DO LITIO NA ENERGIA NUCLEAR

Alcides ABRAO

DEPARTAMENTO DO CICLO DE COMBUSTIVEL NUCLEAR

**CNEN/SP
INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGETICAS E NUCLEARES
SAO PAULO BRASIL**

INIS Categories and Descriptors

B12 10

FUSION

LITHIUM 6

LITHIUM 7

MOLTEN SALT REACTORS

ELECTROLYSIS

URANIUM

BERYLLIUM

PLUTONIUM

THORIUM

ZIRCONIUM

HAFNIUM

FUEL ELEMENTS

REPROCESSING

SOLVENT EXTRACTION

RADIOACTIVE WASTE STORAGE

THERMOLUMINESCENT DOSEMETERS

USOS DO LÍTIO NA ENERGIA NUCLEAR

Alcídio ABRÃO

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR/SP
INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Caixa Postal 11049 - Pinheiros
05422-970 - São Paulo - BRASIL

RESUMO

Faz-se neste trabalho uma revisão resumida dos principais usos do lítio e alguns de seus compostos na energia nuclear. Apresentam-se os principais usos na tecnologia dos reatores de fissão e nos reatores nucleares de sais fundidos, na tecnologia de obtenção de urânio, berílio, plutônio, tório, zircônio e háfnio explorando a eletrólise em sais fundidos de lítio. Mostra-se ainda o uso do lítio na obtenção de plutônio metálico e no retratamento de combustível irradiado. Indicam-se usos de sais de lítio nos processos de extração por solventes, separação de actídeos e de transurânicos por cromatografia de extração e de troca iônica. Indicam-se usos do lítio na fabricação de vidros para contenção de radiorejeitos e aplicação de amálgama de lítio e da liga Pb17-Li83. Mostra-se o uso do lítio na produção de trítio e seu futuro na tecnologia dos reatores de fusão.

USFS OF LITHIUM IN NUCLEAR ENERGY

Alcdio ABRO

COMISSO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR/SP
INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGTICAS E NUCLEARES
Caixa Postal 11049 - Pinheiros
05422-970 So Paulo BRASIL

ABSTRACT

In this paper a short review of the main uses of lithium and some of its compounds is outlined. The main uses of lithium in the nuclear fission reactors and in the molten-salt breeder reactor are mentioned and its uses for the preparation of uranium, beryllium, plutonium, thorium, zirconium and hafnium by electrolysis in mixtures of molten salts containing lithium is reported. The use of elemental lithium for the preparation of plutonium metal and in the reprocessing of fuel element is mentioned as well. The uses of lithium salts in solvent extraction process and in the separation of actinide and transuranium elements by extraction chromatography and ion exchange chromatography are mentioned. The uses of lithium in the manufacturing of glass for radiowaste disposal and the lithium amalgam and its alloy $Pb_{17}-Li_{83}$ are shown. The production of tritium and the future of lithium in the fusion technology are stressed.

SUMÁRIO

USOS DO LÍTIO NA ENERGIA NUCLEAR	1
Lítio-6	1
Atividade Alfa	2
Trítio	3
Lítio-7	4
Determinação da Abundância Isotópica do Lítio	4
Lítio Inquefeito	4
Reação (n, α)	6
Energia Termionuclear	7
Separação Isotópica	7
Reatores de Sais Fundidos	9
Uso de Sais Fundidos em Eletroquímica Obtenção de Urânio, Bérílio Plutônio, Tório, Zircônio e Háfnio	12
Uso de Lítio na Indústria do Zircônio	13
Uso do Lítio na Obtenção de Plutônio Metálico	14
Comportamento de Compostos de Urânio em Sais Fundidos	14
Actínídeos em Nitratos Fundidos	15
Uso do Lítio para Estudos de Corrosão	15
Lítio Metálico em Retratamento do Combustível Irradiado	15
Desenvolvimento dos Reatores de Fusão	16
Troca Isotópica de Deutério em LiAlH_4	16
Resinas Iônicas na Forma Lítio para Uso Nuclear	17
Ácido Bórico/Hidróxido de Lítio no Controle de Reatividade dos Reatores	17
Sais de Lítio nos Processos de Extração com Solventes	18
Obtenção de Dióxidos de Urânio Plutônio de Alta Densidade em Sais Fundidos	19
Obtenção de Oxissulfetos de Cério e Plutônio	19
Separações de Actínídeos por Cromatografia de Extração	19
Separações de Transurânicos por Cromatografia de Troca Iônica	20
Leito de LiF para Sorção e Desorção de Hexafluoreto de Plutônio	21
Sorção de Hexafluoreto de Neptúlio em LiF	21
Reprocessamento do Combustível dos Reatores de Sais Fundidos	22
Uso de Lítio na Fabricação de Vidros para Contenção de Radiorrejeitos	22
Lítio-6 Para a Produção de Flúor-18 e Determinação de Oxigênio	24
Lítio para Uso em Dosímetros Termoluminescentes	25
Amálgama de Lítio	25
Lítio e Liga LiPb	26
Produção de Trítio	26
Viabilidade de Materiais para os Reatores de Fusão	26
Vidros de Lítio como Detectores de Cintilação	27
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	27

USOS DO LÍLIO NA ENERGIA NUCLEAR

O **lítio** é o elemento número três da Tabela Periódica dos Elementos. Como encontrado na natureza tem massa atômica 6,940 compreendendo mistura de dois isótopos estáveis (não-radioativos) o **lítio-6** (abundância 7,5%) e o **lítio-7** (abundância 92,5%). O lítio tem várias aplicações importantes na energia nuclear, tanto como sua mistura isotópica natural, isto é como encontrado na natureza, assim também na forma enriquecida de seus isótopos, lítio-6 e lítio-7, os quais tem diferentes aplicações nucleares.

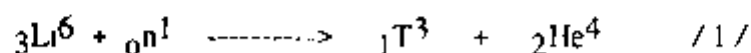
O lítio constitui aproximadamente 0,006% da crosta terrestre, o que o torna um elemento mais abundante do que o chumbo ou o estanho, por exemplo. Ele ocorre principalmente em rochas ígneas, mas ocorre também em depósitos sedimentares. Os minérios principais são o *espidomeno* (um aluminossilicato de lítio), a *amblygonita* (um fluorofosfato de lítio e alumínio), a *lepidolita* (um fluossilicato de lítio, potássio e alumínio) e a *petalita* (um mineral parecido com o quartzo, composto por sílica, alumina e lítio).

Lítio-6

O isótopo lítio-6 tem sido proposto para uso como blindagem contra os efeitos de radiação e também em aplicações no controle dos reatores nucleares, uma vez que ele tem elevada seção de choque para absorção de nêutrons térmicos, da ordem de 947 fermi. O seu uso como blindagem contra radiações tem a enorme vantagem de absorver nêutrons sem, contudo, emitir raios gama, o que evita a instalação de uma blindagem ou proteção secundária.

O isótopo lítio-6 tem também muito interesse como um possível combustível nuclear ou como fonte para a geração de energia, por via da reação termonuclear controlada (**fusão**). Esta aplicação decorre do fato de que as reações nucleares entre lítio-6 e deutério e também entre deutério e trítio, este produzido a partir do lítio-6, serem consideradas como os mais prováveis mecanismos para a **fusão controlada** . Calcula-se que um quilograma do isótopo lítio-6 fornece energia equivalente a 60 mil barris de óleo [1]. Pode-se usar ainda o lítio-6 para o crescimento de cristais de iodeto de lítio, usado na medida do fluxo de nêutrons térmicos.

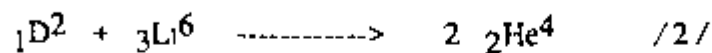
Quantidades experimentais de trítio (isótopo de massa três do elemento hidrogênio, simbolizado como T) para diversos usos são produzidas pela irradiação neutrônica do lítio-6, de acordo com a reação nuclear



Pode-se obter trítio em larga escala por meio da irradiação de uma amostra enriquecida no isótopo lítio-6, na forma de uma liga com magnésio ou com alumínio, num reator nuclear. O trítio assim obtido pode ser liberado ou conservado como metal triciado.

Posterior tratamento da liga com ácido libera o trítio [2,3]. Um outro processo para a produção de trítio seria com o uso de fluoreto de lítio, uma vez que o elemento flúor apresenta baixa seção de choque para absorção de nêutrons. O trítio seria facilmente liberado do fluoreto de lítio irradiado por aquecimento acima de 450 C.

Observa-se assim que o lítio tem enorme importância na geração de energia termonuclear. Seu isótopo de massa seis, além de ser uma fonte de produção de trítio e excelente elemento para blindagem de nêutrons nas instalações nucleares, tendo seu futuro reservado como o combustível dos reatores termonucleares para o processo de fusão, ainda pode ser usado para a produção de partículas alfa, segundo a reação



Atualmente, os reagentes químicos e produtos comerciais de lítio podem estar empobrecidos no seu isótopo lítio-6. Portanto, para qualquer propósito no qual o conteúdo do isótopo leve seja importante, torna-se mandatário, antes de seu uso, a verificação da composição isotópica da amostra.

A reação /1/ também pode ser explorada para a determinação do próprio lítio-6 ou do lítio total numa amostra [4]. Para isso soluções aquosas de sais de lítio são irradiadas com nêutrons térmicos produzindo o isótopo nitrogênio-17, pelas reações nucleares /1/ ($\text{Li}^6(n,\alpha)\text{T}$) e $\text{O}^{18}(\text{T},\alpha)\text{N}^{17}$. A determinação do lítio se faz pela contagem dos nêutrons retardados do nitrogênio-17.

Atividade Alfa

Ao contrário das partículas beta e da radiação gama, as partículas alfa, como geradas pela reação /2/, são facilmente blindadas. A **atividade alfa** é a emissão de partículas alfa por um núcleo instável. O processo é conhecido também como decaimento alfa. A partícula alfa pode ser considerada como uma partícula subatômica carregada positivamente e consistindo de dois prótons e dois nêutrons e, portanto, idêntica ao núcleo do átomo de hélio (reação /1/). A partícula alfa pode ser emitida espontaneamente por alguns elementos naturalmente radioativos, geralmente aqueles com massa atômica acima de 200. Exemplos de átomos instáveis e que emitem partículas alfa são o rádio, polônio e urânio. Por outro lado, pode-se também obter partículas alfa por reações nucleares, como a reação (**nêutron/alfa**) para a produção de trítio a partir do isótopo estável lítio-6, conforme a reação /1/.

A obtenção de partículas alfa pela reação /1/ tem um uso interessante no estudo do efeito de radiação (radiation damage) sobre materiais. Incorpora-se pequena quantidade de lítio-6 ao material a ser estudado e irradia-se a amostra com nêutrons térmicos [5].

Trício

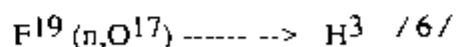
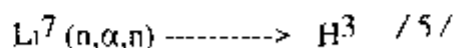
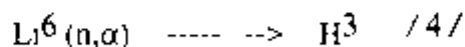
Como vimos, o trício é o isótopo do hidrogênio, de massa três, simbolizado como T. É radioativo. Este isótopo é gerado e produzido pela reação / 1 / Trício é um emissor beta mole, com meia vida radioativa de 12,26 anos. O trício é um radioisótopo de muito interesse e algumas de suas aplicações são:

- em detectores para a medida e controle da espessura ou densidade de filmes finos
- para "marcar" o elemento hidrogênio na sua forma elementar e para "marcar" um enorme número de compostos nos quais aparece o átomo de hidrogênio. Existe hoje um número muito grande de compostos orgânicos radioativos "marcados" com o isótopo T. Assim, ele ocupa lugar de destaque nas sínteses orgânicas.
- Por emitir radiação beta de baixa energia, o trício é muito usado na fabricação de tintas e esmaltes para aplicações em painéis luminosos, como nos mostradores dos relógios substituindo o rádio.
- para lembrar novamente é o combustível para a geração de energia pela reação controlada de fusão.
- O uso do trício nos artefatos nucleares baseia-se na enorme liberação de energia pela reação com o deutério (isótopo de massa dois do hidrogênio, simbolizado por D).

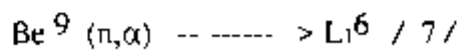


Contudo, espera a humanidade que esta mesma reação seja usada apenas para a geração de energia para uso pacífico, pelo controle, no futuro, da fusão nuclear.

Os reatores de sais fundidos reprodutores (MSBR) são produtores de trício, pelas seguintes reações nucleares:



Parte do lítio-6 consumido nestes reatores é regenerada pela reação nuclear:



Mas isto não evita a reposição do lítio-6 por adição de nova partida deste isótopo.

Lítio-7

Este isótopo do lítio tem sido recomendado para uso como arrefecedor (coolant) nos reatores de alta temperatura, pois combina excelentes características termodinâmicas e de transferência de calor com uma baixa seção de choque para nêutrons térmicos

A reação nuclear (n, α) num alvo contendo o isótopo boro-10 produz o lítio-7. Esta reação é explorada para a detecção de nêutrons térmicos

Determinação da Abundância Isotópica do Lítio

A abundância isotópica de elementos que constituem os materiais de interesse nuclear deve ser bem caracterizada e monitorada durante seu uso nas diferentes fases do ciclo do combustível. Dado o interesse do lítio pela sua aplicação como metal e vários compostos na tecnologia nuclear, deve-se conhecer com exatidão sua composição isotópica. A determinação exata e precisa da abundância do lítio por espectrometria de massa termoiônica usando-se a técnica de diluição isotópica-espectrometria de massa foi estudada no IPEN por Cegalla [6]

Pode-se também determinar a abundância isotópica do lítio por meio da ressonância magnética nuclear, cuja resposta à presença de lítio-6 e lítio-7 é uma função linear da concentração [7]. Pihone [8] estudou a determinação de lítio e do isótopo lítio-6 usando a técnica do traço nuclear.

A determinação isotópica de lítio também pode ser feita por ativação com nêutrons [9].

Lítio liquefeito

O lítio no estado líquido, como o sódio metálico liquefeito, é um ótimo fluido para a transferência de calor, com uma capacidade de calor tão alta como a água, tem baixa densidade, baixa viscosidade e alta condutividade térmica. O lítio natural, contendo 7,52% do isótopo lítio-6, com uma seção de choque de 930 fermi para nêutrons térmicos, não teria uso como arrefecedor para os reatores nucleares. Contudo, a seção de choque do lítio-7 é apenas 0,033 fermi, enquanto a do sódio (0,50 fermi) é maior. Se um material contendo menos de 0,01% de lítio-6 puder ser produzido a um custo razoável, o lítio-7 liquefeito poderá ter excelente aplicação como fluido para transferência de calor nos reatores.

Os metais liquefeitos [10] que possuem alta condutividade térmica são apropriados para o aproveitamento do elevado calor que é gerado nos reatores nucleares. Uma revisão das propriedades dos metais que se fundem a baixa temperatura conduziu à seleção dos metais alcalinos, sódio e potássio, e de algumas de suas ligas. Estudo extensivo destes metais foi feito nos USA e França e a confirmação de sua potencialidade para

reaproveitar o calor dos reatores foi confirmada fazendo-se, naqueles países, experimentos em reatores experimentais de potência

Além de suas desejáveis características para a transferência de calor os metais alcalinos selecionados são líquidos num grande intervalo de temperatura. Sódio funde a 98 C e o potássio a 64 C e uma liga dos dois elementos tem ponto de fusão tão baixo quanto -11 C. Por outro lado o ponto de ebulição está no intervalo de 780 a 880 C. Durante os primeiros estudos de aproveitamento destes metais considerou-se o provável efeito de corrosão causado aos metais estruturais. Aprendeu-se, contudo, que quando convenientemente purificados são praticamente não corrosivos por exemplo aos aços em elevada temperatura. Ainda mais, uma outra vantagem, desde que estes fluidos são elementos químicos, não estão sujeitos aos efeitos degradantes do calor ou da radiação.

O lítio tem ponto de fusão 179 C e ponto de ebulição 1317 C, portanto, bem acima dos valores correspondentes para sódio e potássio.

Chama-se a atenção para o interesse crescente destes metais na moderna tecnologia e em particular sua aplicação nos sistemas de aproveitamento das elevadas temperaturas obtidas nos reatores nucleares. Muitas informações sobre os metais liquefeitos são encontrados nas referências [11-12].

Lítio metálico apresenta também muito interesse. Ele se parece muito com Na ou Na-K no seu comportamento, com a exceção de que o lítio forma um nitreto altamente corrosivo pela reação com o nitrogênio do ar, enquanto Na e K não apresentam esta reação. Assim, traços de nitrogênio e também de oxigênio no lítio têm importância nos processos de corrosão, como também a presença de oxigênio em Na, K ou Na-K devem ser eliminados. De qualquer maneira, a tecnologia de uso destes elementos requer alto grau de purificação e os mesmos são usados em circuitos fechados nos reatores nucleares.

Tem-se explorado o uso do sódio liquefeito como arrefecedor do calor gerado nos reatores nucleares, o mesmo acontecendo com a liga Na-K (22 e 78% respectivamente), a qual é líquida à temperatura ambiente. Não menos importante é o lítio, embora como vimos, o lítio natural tenha uma seção de choque relativamente alta para nêutrons térmicos. Contudo, o uso do isótopo lítio-7 contorna este problema com vantagens, com a tendência de com o aumento da eficiência de separação a produção deste isótopo ficar mais economicamente viável.

O uso de Na ou sua liga Na-K apresenta o inconveniente da formação de sódio-24 (15 h de meia vida), um isótopo radioativo do sódio, o que obriga o circuito por onde passa seja todo blindado. Este inconveniente não ocorre com o lítio, cujo radioisótopo, o lítio-8, tem apenas 0,83 s de meia vida.

O lítio metálico liquefeito pode ser um eficiente fluido arrefecendo o calor dos reatores de fusão, de acordo com o Idaho National Engineering Laboratory [13]. Os experimentos foram conduzidos com o lítio fervente sob pressão reduzida e assim êle pode retirar mais calor do que seria gerado pela primeira parede do reator de fusão. Sendo o lítio um metal com excelentes propriedades de transferência de calor e por causa disso 453

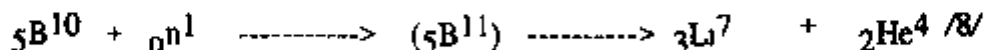
gramas de lítio podem remover tanto calor quanto seria removido por 430 gramas de água. Lítio também é recomendado como arrefecedor do calor gerado nos reatores LMR (liquid melting reactor) [14]. J.D. Lee [15] menciona a escolha técnica do lítio liquefeito como arrefecedor do envoltório do sistema nuclear num reator reprodutor de fusão, suas vantagens como transferência de calor e extração do trítio. Compara ainda as vantagens do lítio liquefeito sobre a liga $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ para a mesma finalidade. Recomenda ainda o uso do tório metálico como combustível fértil em lugar do dióxido de tório.

O uso de lítio metálico também pode ser explorado para a transformação do hexafluoreto de urânio, UF_6 , a urânio metálico, diretamente [16]. Esta transformação redutora do hexafluoreto ao urânio metálico é de grande importância na engenharia nuclear.

Reação (n, α)

Os isótopos leves lítio-6 e boro-10 geram partículas alfa pela captura de nêutrons lentos. Reações nucleares com nêutrons lentos acompanhadas pela emissão de partícula carregada, p ex., uma partícula alfa (n, α) ou um próton (n,p) são raras. A razão é que uma partícula positivamente carregada somente pode ser expelida do núcleo se ela tem energia suficiente para superar um potencial eletrostático ou coulombiano, em adição à energia requerida para ser liberada do núcleo. Apenas para alguns poucos elementos de números atômicos baixos, para os quais a repulsão nuclear é pequena, é possível a emissão de partículas carregadas após a captura de um nêutron lento.

As interações de nêutrons lentos com lítio-6, o isótopo menos comum do lítio natural, com o isótopo boro-10, o mais raro isótopo do boro, levam à ejeção de uma partícula alfa. Esta reação tem muito interesse para a tecnologia nuclear. A reação (n, α) com boro-10 pode ser escrita assim:



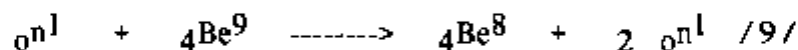
na qual o átomo de hélio representa a partícula alfa, i.e., o núcleo de hélio, de número de massa 4 e número atômico 2. As partículas carregadas produzidas nesta reação são ejetadas em direções opostas com elevada energia, de modo que elas produzem considerável ionização em sua passagem através de um gás. Este fenômeno constitui a base de um método para detectar e contar nêutrons lentos.

O outro processo (n, α) que também ocorre prontamente com nêutrons lentos se dá com o lítio-6, conforme a reação /1/, na qual o hidrogênio de massa 3, o trítio, é um emissor de partículas beta, negativas. Este isótopo do hidrogênio é de extrema importância e interesse, dado seu possível uso nos processos de fusão nuclear e na chamada "bomba de hidrogênio". Como vimos, ele pode ser produzido, portanto, pela captura de nêutrons lentos pelo lítio-6 num reator nuclear ou num artefato nuclear.

Energia Termonuclear

Na fusão termonuclear, o combustível para a geração de energia pode ser o deutério (D) ou mistura de deutério e trítio. O deutério, o isótopo estável do hidrogênio, de massa dois, cuja abundância natural no elemento hidrogênio é uma parte em 6500, ou seja, apenas 0,015%. Para se dar uma imagem destes números vamos mencionar que cerca de 4 litros de água do mar contêm 1/8 de grama de deutério. Um dos inconvenientes apontados pelos especialistas na fusão nuclear é que a **temperatura de ignição** é extremamente elevada. A mistura deutério/trítio é considerada mais favorável, pois sua temperatura de ignição apresenta um fator de 10 a menos, portanto, aparecendo como sendo muito mais promissora. Por outro lado, apresenta a desvantagem de que o suprimento de trítio, um isótopo instável (radioativo) do hidrogênio, requer gastos consideráveis para a sua produção num reator nuclear. Porém, é possível regenerar o trítio *in situ*, i.e., dentro do próprio dispositivo termonuclear, envolvendo a zona de reação com um cobertor (envoltório) de lítio-6. Assim, o trítio pode ser produzido pela liberação de nêutrons pelo processo de fusão, como já visto pela reação / 1 /

Uma vez que apenas um nêutron é liberado pelo evento da fusão e que também pode ocorrer perda de alguns nêutrons, deve-se prover um meio de aumentar o fluxo de nêutrons. Um artifício é adicionar berílio ao sistema, produzindo mais nêutrons pela reação nuclear



As prováveis vantagens da energia gerada pela fusão residem nos fatos de

- a) oferece uma promessa de combustível a um preço extremamente baixo e virtualmente inexaurível
- b) o problema que sempre preocupou a engenharia de fissão, isto é, a existência de considerável quantidade de resíduos radioativos a serem depositos, praticamente não existirá no processo de fusão. Virtualmente não se se formam produtos instáveis (radioativos) no processo de fusão. A ativação (irradiação com nêutrons) das partes dos equipamentos e de impurezas existentes no sistema poderiam resultar em algum resíduo radioativo, mas a meia vida da atividade gerada é curta e, portanto, não haverá a necessidade de se proverem instalações para um armazenamento de resíduo a longo-prazo.

Separação Isotópica

Embora os isótopos de um elemento tenham propriedades químicas muito semelhantes, eles se comportam como substâncias completamente diferentes nas reações nucleares. Por esta razão, a separação dos isótopos de certos elementos, notadamente

urânio-235/urânio-238, deutério(D)/hidrogênio(H), boro-10/boro-11, lítio-6/lítio-7, nitrogênio-14/nitrogênio-15, apresenta grande importância na tecnologia nuclear. O fato de isótopos de um mesmo elemento terem propriedades físicas e químicas semelhantes, contudo, torna sua separação extremamente difícil, o que requer o desenvolvimento de processos especiais.

A separação isotópica do lítio pode ser conseguida por eletrólise [17], por transferência eletrolítica em cloreto de lítio fundido [18], por troca iônica [19-21] e por troca entre amálgama de lítio e cloreto de lítio dissolvido em etanol [22]. Uma revisão destes métodos para a separação dos isótopos de lítio foi feita por Yatabe e Stedman [23].

Os primeiros experimentos sobre separação isotópica do lítio foram feitos por T I Taylor e H C Urey [19], em 1938, usando zeólito inorgânico como trocador iônico acomodado numa coluna de aço inoxidável de aproximadamente 10,7 metros de altura por 1,9 centímetros de diâmetro. Antes os autores procuraram fazer a separação por extração com solventes, extraído-se o brometo de lítio numa fase aquosa com álcool metilâmlico.

Durante estes experimentos os autores verificaram, contudo, que os vários produtos comerciais de lítio que estavam usando tinham razões isotópicas diferentes. Este fato os fez pensar que pudesse haver já um fracionamento durante o processo de produção dos compostos de lítio que estavam usando. Iniciaram então os estudos de fracionamento isotópico com a coluna de zeólito. Esta coluna havia sido usada na fabricação de lítio, removendo-o das soluções provenientes dos minerais de silicatos de alumínio. Obtiveram animadores resultados com o fracionamento nesta coluna de zeólito.

D A Lee, G M Begun e J S Drury [24-27] estudaram os efeitos isotópicos por troca iônica no caso do lítio usando os modernos trocadores iônicos, do tipo gel estireno-divinilbenzeno (Dowex-50). Os autores determinaram o fator de separação para um estágio singular para o sistema resina iônica-solução aquosa. Concluíram que o fator de separação depende do tipo de resina e de sua estrutura, da composição da solução aquosa externa e da temperatura.

Para se dar uma idéia bem simples deste processo, durante a percolação da solução aquosa contendo a mistura lítio-6 e lítio-7, o isótopo mais leve fica fixado na resina na forma de cátion desidratado, enquanto o isótopo mais pesado, o lítio-7, tende a permanecer na fase aquosa. Sabe-se que o grau de hidratação, fator muito importante em processos de troca iônica, diminui com o aumento da taxa de cruzamento da resina (crosslinking, taxa de divinilbenzeno). Assim, maior efeito de separação isotópica é conseguido em sistemas nos quais se usam resinas altamente cruzadas. Olhando-se o processo global, quando uma solução diluída de lítio natural é percolada numa longa coluna contendo resina de alto cruzamento, a tendência é o lítio-6 ficar acumulado no leito, enquanto o lítio-7 tende a eluir e permanecer na solução aquosa externa.

O método cromatográfico para enriquecimento isotópico iniciado por Taylor e Urey foi mais tarde usado para a separação dos elementos leves, como boro, carbono e nitrogênio e também para os isótopos dos elementos mais pesados, como cálcio, titânio,

ferro, terras raras, chumbo e mesmo urânio. A separação do isótopo nitrogênio-15, bem sucedida, foi feita por Spedding e colab. em 1955.

Lee e Drury [27] estudaram o enriquecimento isotópico do lítio por cromatografia de troca iônica. Examinaram a influência da concentração do eluente sobre o fator de separação dos isótopos de lítio. Usaram resinas catiônicas tipo forte, observando que os fatores de separação diminuíram com o aumento da concentração do eluente. Estes autores obtiveram resultados comparáveis usando tanto o cloreto como o acetato como agentes eluentes. Kahihana, Nomura e Mori [28] e Gross [21] estudaram os fatores de separação dos isótopos de lítio também com trocadores iônicos. Zenji Hagiwara [29-35] estudou intensamente a separação dos isótopos do lítio.

Reatores de Sais Fundidos

O **Molten Salt Reactor Experiment (MSRE)** foi um reator que operou em Oak Ridge (ORNL). O reator tinha 8000 kilowatts de potência térmica. Fez uso do isótopo fissil urânio-233. Ao contrário do plutônio, que é produzido a partir do urânio-238, o urânio-233 é um isótopo artificial do urânio, produzido nos reatores nucleares pelo bombardeio neutrônico do tório. Até então, os elementos combustíveis dos reatores eram sólidos. No MSRE o combustível nuclear é uma mistura de sais fundidos. Entre as vantagens conferidas a este tipo de reator está uma em que o combustível já é líquido e um acidente do tipo **melt-down** (fusão do combustível) é impossível.

Outra vantagem é que o sistema permite o reprocessamento do combustível de maneira relativamente simples, no qual os produtos de fissão são removidos continuamente. Este tipo de reator permite ainda a queima muito eficiente do urânio e do tório, com menos trabalho de reprocessamento. Uma terceira vantagem está no fato de que a planta química, que faz o reprocessamento do combustível, pode ser incorporada no próprio local do reator.

Por estas e outras razões, muitos pesquisadores do ORNL e dos Estados Unidos, acreditaram que este tipo de reator poderia ser um dos mais econômicos e baratos reatores, seguro e produzindo energia nuclear de um modo inexaurível do combustível, quando comparado com os combustíveis nucleares sólidos usados nos demais reatores.

Uma das desvantagens deste tipo de reator é que a manutenção da instalação deve ser feita por controle remoto, razão pela qual os USA abandonaram este modelo, em favor do **Liquid Metal Fast Breeder Reactor (LMFBR)**.

O elemento combustível deste tipo de reator é uma mistura de fluoretos fundidos sob temperatura, constituída de tetrafluoretos de urânio (enriquecido no isótopo 235), de tório (elemento fértil, para a produção de urânio-233), berílio e lítio. Geralmente a mistura dos fluoretos metálicos é fundida e mantida ao redor de 500 C - 700 C e o núcleo do reator é mantido fundido enquanto em operação e realizando a fissão.

Os reatores de sais fundidos têm excelentes atributos [14], como por exemplo alta solubilidade do urânio na mistura fundida, excelente estabilidade química, alta resistência ao efeito de danos de radiação e boas propriedades físicas, baixa pressão de vapor a altas temperaturas (700 C) Deve-se levar em consideração ainda que, no seu uso civil, tem as vantagens de não requerer a fabricação do elemento combustível, ter reprocessamento mais simples e mais rápido, poder ser reabastecido *on-line*, ter boa economia neutrônica a alta temperatura em baixa pressão

Nos anos 60 ficou comprovada a factibilidade dos reatores de sais fundidos, o que foi comprovado pela operação do MSRE, reator este com 7,4 MWt, tendo entrado em criticalidade em 1965 Este reator usou a mistura de fluoretos já mencionada anteriormente, combinando o uso conjunto de urânio e tório no mesmo fluido Pode também usar o conceito de dois fluidos, no qual um usa o tetrafluoreto de urânio separado do fluido fértil, este contendo o fluoreto de tório Em ORNL imaginou-se o conceito de um reator usando a mistura dos fluoretos de urânio e de tório

Estudos sobre a condutividade dos sais fundidos como elemento combustível foram publicados por Cook [36] e os aspectos químicos e dados termodinâmicos do combustível destes reatores foram revistos por Baes[37] Uma revisão sobre o uso de tório como fonte de combustível nuclear, incluindo-se seu uso nos reatores de sais fundidos, está no trabalho de Wilson [38]

Para o uso da mistura de sais fundidos fizeram-se extensos estudos Também na França estudaram-se diversas misturas de sais fundidos de interesse à tecnologia nuclear, especialmente para os reatores de sais fundidos [39] Estudaram-se os sistemas LiF-BeF₂, LiF-ThF₄ e LiF-BeF₂-ThF₄-UF₄ A mistura ternária LiF-BeF₂-ThF₄, com a composição expressa em mol%, contendo 47 de LiF e 1,5 de ThF₄, se funde a 360 C A escolha mais favorável foi indicada como Li⁷F-BeF₂-ThF₄-UF₄, com a composição 71,7-16-12-0,3 mol% para o combustível nuclear Esta mistura, de massa molecular média 64, tem ponto de fusão aprox em 500 C Nos Estados Unidos fez-se a previsão de uma provável demanda de 7300 toneladas de lítio, 2100 toneladas de berílio e 400 000 toneladas de tório para uso do MSBR, para o período 1985-2000 [40] Observe-se que na tecnologia nuclear são usados os dois isótopos do lítio, lítio-6 e lítio-7, em situações diferentes

Em 1974 formou-se, no Japão, um Comitê de Pesquisas para avaliar os reatores de sais fundidos [41] Em 1977 publicou-se um livro sobre este tema [42], cuja edição revista e ampliada foi editada em 1981[42] Um revisão sobre os progressos dos reatores MSBR está no trabalho de deBoisblanc [43]

Nos anos 80 os pesquisadores japoneses consideraram a retomada dos estudos sobre os reatores de sais fundidos [44] Dois tipos de sistemas reprodutores são propostos Um é o sistema combinado de acelerador-reprodutor com sal fundido, **Accelerator Molten Salt Breeder (AMSB)** e o reator de sal fundido conversor, **Molten Salt Conversor Reactor(MSCR)** e o outro um sistema combinado de reprodutor a sal fundido mercial, **Inertial Confined Hybrid Molten-Salt Breeder (IHMSB)** e modificado Os dois tipos de sistemas usam fluoretos fundidos e tecnicamente têm profundas relações O

AMSB seria mais simples e já seria tecnicamente factível. Ele poderia se transformar num conversor (reprodutor) usando tório.

Um apanhado crítico sobre a situação dos reatores reprodutores (breeders), entre eles o reator de sal fundido MSBR e o MSCR, que é uma ampliação do MSRE, operados por ORNL, USA, está na referência [45].

Os reatores do tipo metais líquidos, LMFBR, tecnicamente mais desenvolvidos, têm apresentado dificuldades econômicas. Os reatores do tipo MSBR, propostos por ORNL, são os mais idealísticos reprodutores, dada a aplicação do elemento combustível na forma de fluoretos fundidos [46]. Contudo, este tipo de reator tem seus pontos fracos, dependendo ainda de pesquisa e desenvolvimento para uma unidade em operação contínua e a impossibilidade de se considerarem estações de porte menor para geração de energia. Discutiu-se também a aplicabilidade do sistema de tecnologia de sais fundidos, considerada ideal para a tecnologia nuclear [47].

Furukawa [44] propõe várias aplicações de sais fundidos nos problemas de engenharia nuclear. As funções dos sais fundidos possibilitam cobrir surpreendentemente grandes campos de transferência de calor, armazenamento de calor, processamento químico, queima nuclear (burn-up), fissão, fusão, inceneração, produção de materiais nucleares (físseis, trício) e blindagem da radiação, simultaneamente.

Em resumo, os benefícios significantes da tecnologia Flibe ($\text{LiF}-\text{BeF}_2$) [46,48], já bem desenvolvida nos laboratórios ORNL são:

- 1 - ponto de fusão conveniente
- 2 - conveniente solubilidade de vários outros fluoretos
- 3 - compatibilidade com alta temperatura para as ligas estruturais (ex Ni-Mo-Cr) e grafita
- 4 - a menor resistência das ligas de níquel ao efeito de radiação será compensada pela proteção com tijolos de grafita mergulhados em sais fundidos em frente a parede metálica.

Furukawa et al [49] discutem o papel dos reprodutores tipo aceleradores de sal fundido e a fusão DT (deutério/trício). Em resumo, ele recomenda o uso de tório-232 como alvo e como envoltório (blanket de tório), na forma de fluoreto fundido (ThF_4) dissolvido em $\text{Li}^7\text{F}-\text{BeF}_2$ [49-51]. Para o sistema Accelerator Molten Salt Breeder (AMSB) seria recomendada a mistura $\text{Li}^7\text{F}-\text{BeF}_2-\text{ThF}_4$ na proporção 64-18-18 mol% e para a produção de plutônio seria usada a mistura $\text{Li}^7\text{F}-\text{BeF}_2-\text{UF}_4$ na proporção 43,5-24,3-32,3 mol%.

Também na Índia foi considerada a tecnologia dos reatores de sais fundidos. Experimentos com misturas de sais fundidos dentro do conceito do MSBR foram feitos no Bhaba Atomic Research Centre, Bombay, para estudar a factibilidade do uso de plutônio como material de partida na mistura de sais que constituem o combustível dos reatores de sais fundidos [52]. Estudou-se a solubilidade do fluoreto de plutônio em misturas ternárias

$\text{LiF-BeF}_2\text{-ThF}_4$ e misturas binárias LiF-ThF_4 Concluíram que o mínimo de fluoreto de plutônio requerido para a partida de um reator de 1000 MW(e) do tipo sal fundido era estimada em 0,14 mol% numa mistura de $\text{LiF-BeF}_2\text{-ThF}_4$ na razão 72-16-16 mol%

Uso de Sais Fundidos em Eletroquímica Obtenção de Urânio, Berílio Plutônio, Tório, Zircônio e Háfnio

Duas misturas muito usadas em eletroquímica e em várias outras atividades são os eutéticos LiCl-KCl , que se funde a 450 C e LiF-BeF_2 , que se funde a 600 C

Uma das vantagens destas misturas de sais fundidos é que permitem realizar reações em alta temperatura à pressão atmosférica Estas reações são muito rápidas e as solubilidades são elevadas Também, geralmente, os sais fundidos têm elevadas condutividades térmica e elétrica De interesse na indústria nuclear são as aplicações de sais fundidos contendo pelo menos um dos sais de lítio para os trabalhos com urânio, tório, berílio, plutônio, zircônio e háfnio Grande interesse tem o estudo eletrometalúrgico em meio de sais fundidos

O Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA), França, estudou a eletroredução do urânio num eletrólito LiCl-KCl fundido entre 450 e 500 C, reduzindo UCl_3 a U elementar, de grande interesse para a tecnologia dos reatores nucleares [53-59] O urânio metálico assim obtido tem elevada pureza química

A produção industrial de urânio é feita atualmente pela redução térmica do tetrafluoreto de urânio com magnésio metálico Mas, para a obtenção de pequenas quantidades, especialmente para urânio de alto enriquecimento no isótopo urânio-235, pode-se usar o processo do eletrorefino, na mistura fundida dos fluoretos Este processo [60] usa a mistura $\text{LiF-BeF}_2\text{-UF}_4$ na relação mássica 8,8-56,2-35%, à temperatura de 1300 C O suprimento de urânio é feito por adição de UO_2 à mistura, na qual se transforma no tetrafluoreto O urânio é recuperado na forma de metal liquefeito

Berílio é outro elemento de muito interesse nuclear Seu uso na energia nuclear se prende ao fato de ser transparente aos nêutrons e resistente à corrosão Com uma técnica semelhante à descrita para o urânio obtém-se o berílio elementar por eletrodeposição a partir de mistura de cloretos fundidos LiCl-KCl , no qual se dissolve o BeF_2 [61-68]

Plutônio é um elemento artificial, produzido nos reatores nucleares a partir do urânio-238 Atualmente, o estoque de plutônio já produzido pelos reatores é da ordem de centenas de toneladas É um elemento de muito interesse na engenharia nuclear para uso como combustível Sua preparação como metal também é de extrema importância Pode-se obter plutônio metálico por eletrodeposição partindo-se de uma mistura fundida de LiCl-KCl na qual se dissolve PuF_4 [55,69-71] O plutônio elementar se funde a 630 C e a operação na célula eletrolítica é mantida a 700 C, num reator de alumina Ao contrário do

urânio, que é obtido no estado sólido, o plutônio se deposita como líquido no fundo da célula

Tório, outro elemento importante na tecnologia nuclear, também foi obtido no estado metálico em elevada pureza por eletrorefino, de modo parecido ao plutônio [55,72-74]

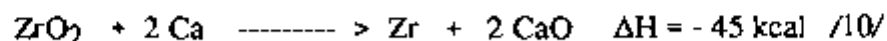
Zircônio e háfnio também são elementos de grande uso na tecnologia nuclear, o primeiro como elemento estrutural e o háfnio em barras de controle para a segurança nuclear. Estes dois elementos também podem ser obtidos por eletrólise de seus sais fundidos [75-78]. Ainda mais, o uso de zircônio como metal constituinte de importantes ligas requer a separação do háfnio. Esta separação é feita usualmente por extração com solventes, mas pode também ser feita por eletrólise em mistura de sais fundidos.

Procurou-se explorar a mistura de cloretos e fluoretos fundidos, p ex LiCl-KCl e a adição de fluorziconato K_2ZrF_6 ou $KF + ZrF_4$, para a obtenção eletrolítica de zircônio [79]. Uma mistura que apresentou resultados encorajadores foi LiF-KF-ZrF₄ ou KF-LiF-K₂ZrF₆ e ainda LiF-NaF-KF-ZrF₄. O ponto de fusão da mistura KF-LiF é 492 C e do eutético ternário é 454 C. Explorou-se o eutético ternário LiF-KF-NaF (apelidado **Flnak**) dado seu baixo ponto de fusão (454 C). O eutético binário NaF-LiF tem ponto de fusão 652 C. Mais informações o leitor encontrará em Mellors-Senderoff [79].

Uso de Lítio na Indústria do Zircônio

O desenvolvimento de zircônio metálico de alta pureza e com quantidades mínimas de háfnio, tido como "zircônio de grau nuclear" evoluiu e alcançou elevado grau de tecnologia graças ao seu uso e de suas ligas como materiais estruturais dos reatores nucleares.

Atualmente o zircônio metálico é produzido por redução com magnésio elementar. Porém, já foram pesquisadas outras alternativas, como o uso de cálcio, sódio e lítio elementares, na tentativa da redução direta do óxido de zircônio com um destes metais. Sabe-se que a eficiência destes metais está na sua capacidade de removerem o oxigênio do óxido de zircônio pela formação dos óxidos correspondentes, o que está diretamente ligada à energia de formação dos citados óxidos. Por exemplo, a reação com cálcio



é altamente exotérmica e a velocidade de reação pode ser controlada pela adição de CaCl₂ à mistura carga. A reação com lítio, por exemplo a 500 K tem uma energia livre de formação do Li₂O de -127,7 kcal [80].

Uso do Lítio na Obtenção de Plutônio Metálico

Um dos primeiros métodos para a obtenção de plutônio elementar usava trifluoreto de plutônio [81] com o qual se obtinha também vários tipos de ligas de plutônio. Alguns métodos usaram ligas do próprio plutônio para obtê-lo como elemento, reduzindo-as na forma de pó, com o plutônio metálico todo o processo auxiliado pelo uso de vapor de lítio.

Comportamento de Compostos de Urânio em Sais Fundidos

Uma revisão sobre o importante comportamento de vários sais de urânio em mistura de sais fundidos contendo lítio está na referência [83]. Estudou-se o comportamento de sais de U(III, IV e VI) fundidos nos eutéticos LiCl-KCl [83], LiF-BeF₂, LiF-BeF₂-ZrF₄ e LiF-NaF-KF [83]. Estudou-se o comportamento do U(VI) nos eutéticos LiCl-KCl [82], LiNO₃-KNO₃ [82] e LiF-NaF-KF.

O comportamento dos compostos de urânio em misturas eutéticas de vários sais tem muita importância na química do urânio e, portanto, em toda a tecnologia nuclear. Por exemplo, conhece-se hoje muito bem a existência de vários complexos de urânio em meio de sais fundidos. Identificou-se a espécie amônica UCl₅²⁻ no eutético LiCl-KCl [84,85] e também o complexo UCl₆²⁻ [86-88]. Nas misturas LiCl-KCl contendo pequenas quantidades de LiF, U(III) e U(IV) formam, respectivamente, os complexos UF₅²⁻ e UF₆²⁻.

A adição de oxigênio ao eutético LiCl-KCl contendo U(III) dissolvido conduz à formação de um precipitado marrom [89]. Já o U(IV) forma um precipitado preto de dióxido de urânio, UO₂. Estes estudos têm muita importância para o conhecimento da dissolução do dióxido de urânio também usado como combustível nuclear, nos sais fundidos. Sabe-se também que o UO₂ é estável na mistura LiF-KF [90].

Muitos estudos eletroquímicos do urânio são feitos em sais fundidos. Por exemplo, o urânio metálico pode ser depositado eletroquimicamente a partir de vários de seus compostos como UCl₃, UF₄ e UO₂ em diferentes misturas de cloretos. U(III), por exemplo, é reduzido na mistura de sais usada como combustível do MSBR [91]. A redução de U(IV) a U(III) eletroquimicamente parece ser rápida num eletrodo de platina na mistura de fluoretos do MSBR [92-93] e no eutético LiF-BeF₂ [94]. Uma observação interessante foi feita na mistura fundida LiF-NaF-KF, na qual U(III) reduzido a partir do U(IV) se desproporciona para dar U(IV) e U(o) [95].

Estudaram-se os potenciais normais para diferentes sistemas eletroquímicos do urânio em meio de sais fundidos, como p. ex. o sistema U(III)/U(o) nos eutéticos LiCl-KCl a 450 °C e LiF-NaF-KF a 500 °C e também o sistema U(IV)/U(III) nos eutéticos LiCl-KCl (450 °C) e LiF-KF (500 °C) e ainda o sistema UO₂⁺⁺/UO₂ no eutético LiCl-KCl (450 °C).

Estudaram-se os coeficientes de difusão das diferentes espécies de urânio em vários sais fundidos, como do U(IV) na mistura dos fluoretos do MSBR a 500 C [93] e de UO_2^{++} e UO_2^+ em LiCl-KCl a 585 C [96]

Estudou-se também o equilíbrio $UF_4 + 1/2 H_2 \rightleftharpoons UF_3 + HF$ em várias misturas LiF-BeF₂ [97] Na mistura ternária LiF-BeF₂-ZrF₄ o U(IV) é oxidado a U(V) pela ação de UF₆ gasoso [98,99] No eutético LiCl-KCl, tanto alumínio como urânio metálicos reduzem U(IV) a U(III), enquanto o magnésio metálico reduz U(III) a U metálico [82]

Misturas de sais fundidos contendo fluoreto de lítio são úteis para estudos eletroquímicos de redução e oxidação de U(IV) por voltametria, cronopotenciometria e cronoamperometria Mamantov e Manning [93] estudaram o comportamento voltamétrico de urânio na mistura fundida de fluoreto de lítio-fluoreto de berílio e fluoreto de zircônio entre 480 e 620 C

Actínídeos em Nitratos Fundidos

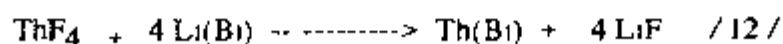
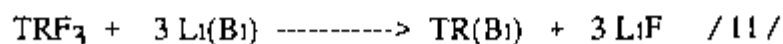
Estudou-se o comportamento dos óxidos de actínídeos em mistura de nitratos fundidos Especial atenção foi dada ao comportamento do UO₂ na mistura LiNO₃-KNO₃ (eutético) Estudou-se também o comportamento do dióxido de urânio numa mistura de LiNO₃-KNO₃ contendo 42,2% em nitrato de lítio e a fusão feita em 425 C [100]

Uso do Lítio para Estudos de Corrosão

Para o uso de tório metálico na engenharia nuclear fez-se o estudo de sua corrosão usando lítio elementar fundido [80] O tório não é significativamente atacado pelo lítio a 600 C ou mesmo a 1000 C Acredita-se que a presença de um filme protetor de nitrato de tório, aderente ao metal, seja o responsável pela falta de interação do lítio com o tório nas mencionadas temperaturas

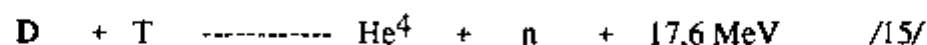
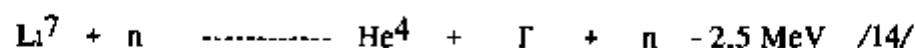
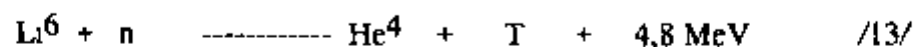
Lítio Metálico em Retratamento do Combustível Irradiado

Estudou-se um procedimento para o retratamento do combustível irradiado, indicando-se meios para a eliminação de vários produtos de fissão e outros radioisótopos que se formam durante a operação do reator de sais fundidos [39] Recomendou-se, para a eliminação do protactínio o uso de lítio metálico numa mistura fundida com bismuto elementar, a 640 C Com este mesmo procedimento removem-se da mistura fundida as terras raras (produtos de fissão, TR) e o tório residual



Desenvolvimento dos Reatores de Fusão

Hancox [101] faz uma revisão sobre o desenvolvimento dos reatores de fusão, cuja instalação a humanidade aguarda com muita esperança. Já vimos que os reatores de fusão deverão fazer uso dos isótopos do hidrogênio, deutério e trício. Deutério é um abundante isótopo natural, na razão de 1 parte de deutério para 5500 partes de água do mar. Trício, contudo, é um isótopo instável do hidrogênio, com 12 anos de meia vida e deve ser produzido a partir do lítio, num "cobertor" ou envoltório ao redor do núcleo do reator de fusão. As reações nucleares que ocorrem neste sistema são



Calcula-se que num reator de 1000 MWe ocorrem 3×10^{20} reações de fusão por segundo, equivalentes a um consumo de 8,3 gramas de deutério e trício por hora. A geração anual de 250 TW-hora de eletricidade (aproximadamente igual ao nível de geração na Inglaterra em 1988) requererá um consumo anual de dez toneladas de lítio.

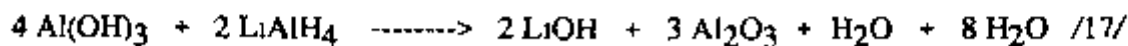
Troca Isotópica de Deutério em LiAlH_4

Estudou-se [102] a distribuição de deutério na reação de HDO com o composto LiAlH_4 a 80, 60, 20 e 0 °C, concluindo-se que após a reação a concentração do deutério reduziu-se quase à metade do valor inicial. O hidrogênio obtido nesta reação pode ser usado para a determinação do deutério na água pesada no intervalo de concentração de 0,017 a 0,815% D por espectrometria de massa. Estudou-se também a troca entre deutério e água pesada e examinaram-se os produtos da reação, LiOH e Al(OH)_3 .

O composto de lítio LiAlH_4 é muito usado em Química Orgânica para a redução, na qual os elementos fortemente negativos, como oxigênio, nitrogênio, cloro, bromo e iodo são deslocados pelo hidrogênio cedido pelo hidreto. O hidreto de lítio e alumínio pode ser usado na determinação de hidrogênio ativo [103]. Bake e McNeven [104] usaram este reagente para a determinação de água, explorando as reações



e com excesso de reagente a reação continua



Este hidreto de lítio e alumínio pode ainda ser usado para produzir HD puro, de interesse em energia nuclear [105]. A reação de LiAlH_4 com água é um meio conveniente

para a produção de hidrogênio a partir da água ou da água pesada, servindo, portanto, para a obtenção de deutério e sua análise em água via espectrometria de massa

Resinas Iônicas na Forma Lítio para Uso Nuclear

Desde o estabelecimento firme da tecnologia de energia nuclear o processo de troca iônica tem sido usado como importante meio para a produção de materiais, como urânio de grau nuclear, água de elevada pureza, concentração de urânio e tório a partir de suas lixívias minerais, purificação destes dois elementos, recuperação de urânio de várias fontes e muitas outras aplicações parecidas

Nas centrais nucleares o uso de resina se faz para o controle da água de arrefecimento (coolant), especialmente para o controle de pH e da concentração de boro adicionado à água, purificação de condensados para o seu reuso, controle de qualidade de água nas piscinas de armazenamento dos elementos combustíveis usados e vários outros usos. Especialmente para o lítio o leitor encontrará um número grande de referências na literatura técnica

Em algumas situações as resinas tipo catiônicas fortes são saturadas na forma lítio (Li^+) para o tratamento de água nas centrais nucleares. Tem a vantagem de, sendo o lítio o cátion alcalino de menor coeficiente de distribuição numa resina do tipo acima mencionado, sua troca por cátions Na^+ , K^+ , Rb^+ , Cs^+ e cátions de cargas maiores é muito mais favorável. Tem ainda outro conveniente que é o lítio que passa para a água do reator, não ser ativado por captura neutrônica, não contribuindo para a presença de radioatividade na água

Um capítulo da troca iônica muito estudado é a sua aplicação na separação isotópica. Muito procurada tem sido a separação isotópica dos elementos urânio, boro, nitrogênio e lítio com o uso de resinas trocadoras de íons

Ácido Bórico/Hidróxido de Lítio no Controle de Reatividade dos Reatores

Para efeito de segurança nos reatores nucleares costuma-se adicionar ácido bórico, H_3BO_3 , como moderador para o controle da reatividade dos reatores. Considerações físicas de operação e grau de queima do combustível (burn-up) determinam a faixa de concentração do ácido bórico. Esta concentração varia de 0 a 2500 partes por milhão (ppm). Como consequência o ácido bórico abaixa o pH da água, o que teria o inconveniente de problemas de corrosão. Este problema foi resolvido introduzindo-se um agente alcalino para a correção do pH. A melhor solução, segundo pesquisadores do Instituto Moscow para Energia Atômica [106], no caso de água dos reatores, seria a adição de um hidróxido alcalino. Os reatores russos do tipo VVER-440 usam KOH e NH_4OH como agentes alcalinizantes [107]. Os reatores do tipo PWR (pressurized water reactor) usam hidróxido de lítio

Sais de Lítio nos Processos de Extração com Solventes

Extração líquido-líquido com solventes é uma tecnologia bastante divulgada e de enorme importância para a separação e concentração de elementos presentes numa fase aquosa sendo removidos pela transferência para uma fase orgânica imiscível. Não cabe aqui discutir todos os aspectos e mecanismos desta importante operação unitária, mas apenas indicar o uso de sais de lítio neste tipo de tecnologia.

De importância para a tecnologia nuclear é a extração dos elementos actídeos, em várias situações. Neste particular, um agente extrator muito divulgado e usado, tanto em laboratório, como industrialmente, é o fosfato de n-tributila (TBP). Como característica principal, todos os actídeos são extraídos de uma solução aquosa contendo o íon nitrato pelo TBP, geralmente com elevados coeficientes de partição (razão entre as concentrações totais do elemento na fase orgânica/fase aquosa). Industrialmente são extraídos os elementos urânio, tório e plutônio (este, um actídeo sintético, produzido nos reatores nucleares a partir do urânio-238 natural). A extração dos actídeos se faz na presença de ácido nítrico ou de ácido nítrico junto a nitratos (amônio ou metálicos) na fase aquosa. A substituição do ácido por nitratos solúveis aumenta muito os coeficientes de partição, diminuindo o consumo do ácido nítrico e resguardando o próprio agente extrator (TBP) da degradação.

Estes nitratos são coadjuvantes no processo de extração e são chamados de agentes salificadores do processo. Entre os nitratos mais usados estão os de lítio, sódio, magnésio, cálcio e ferro.

A concentração do ácido nítrico na fase aquosa para a extração com TBP pode ser tão alta quanto dez mol por litro. O ácido pode, então, ser substituído, com vantagens, quase que totalmente, por um nitrato solúvel, como os já acima indicados. O leitor pode encontrar, na literatura especializada, muitos exemplos de aplicações de agentes salificadores nos procedimentos de extração líquido-líquido, como é o caso dos sistemas zircônio-ácido nítrico-nitrato alcalino-TBP-querosene (diluente) ou dos já mencionados actídeos tório, urânio e plutônio. O nitrato de lítio ocupa uma posição importante nesta tecnologia.

Muitos trabalhos mostrando esquemas de extração com solventes nos quais sais de lítio agem como agente salificador estão publicados. Oyen [108] estudou a extração de amerício, cúrio, berquélio, califórnio, európio e cério com nitrato de triálquilmetilamônio na presença de LiNO_3 . O autor concluiu que os coeficientes de distribuição para os citados elementos crescem com o aumento da concentração do nitrato de lítio, de 3 a 7M.

Sato e Ueda [109] estudaram a extração de Y(III) e La(III) em soluções de ácido clorídrico com o ácido di-(2-etilhexyl)fosfórico. Este é um sistema muito explorado para o fracionamento dos elementos lantanídeos, também de interesse à tecnologia nuclear. Os autores confirmaram também neste caso que a extração das terras raras diminui com o aumento da concentração do ácido clorídrico, ou melhor, com o aumento da concentração do íon H^+ . Em concentração elevada de cloreto o coeficiente de partição aumenta

continuamente Para satisfazer esta condição fizeram uso da adição de cloreto de lítio, como agente salificador

Obtenção de Dióxidos de Urânio e de Plutônio de Alta Densidade em Sais Fundidos

Dióxido de urânio, UO_2 , de elevada densidade e sob a forma de cristais grandes, destinado à fabricação de pastilhas cerâmicas para a fabricação dos elementos combustíveis pode ser obtido numa mistura de $LiCl-KCl$ fundidos[110,111] Adiciona-se o dióxido em pó na massa de sais fundidos, na qual ele se dissolve, sendo depois recristalizado e recuperado no catodo, na forma de UO_2 sólido, puro e denso

Um método para a obtenção de dióxido de urânio e dióxido de plutônio a partir de seus fluoretos consiste em introduzir os correspondentes fluoretos num sal ou mistura de sais como $LiCl$, KCl e $NaCl$, fazer a fusão e introduzir um agente oxidante

Obtenção de Oxissulfetos de Cério e Plutônio

Descreve-se a obtenção de oxissulfetos de cério e de plutônio [112] para uso como combustível nuclear Os mencionados compostos são obtidos por aquecimento dos óxidos de cério, de plutônio, sulfeto de cério e hidreto de cério O produto é pulverizado e sinterizado a 1200 C em atmosfera de hidrogênio Ao esfriar numa atmosfera de deutério, após a sinterização, o correspondente composto de deutério é formado Este composto de deutério, contendo algum trício e lítio, também é obtido por aquecimento do deuteróxido de lítio, deutereto de lítio enriquecido com trício, óxido de plutônio, sulfeto de cério e óxido de cério O trício é produzido pela ação de nêutrons térmicos sobre o lítio

Separações de Actínídeos por Cromatografia de Extração

Bourges, Madic e Koehly [113] estudaram um processo para a separação dos elementos transplutônio, especialmente amerício-243 e cúrio-244, após a irradiação do plutônio alvo nos Reatores Celestin, Marcoule(França) Fizeram uso da interessante técnica de cromatografia de extração na qual os isótopos amerício-243, cúrio-242 e califórnio-252 em meio nítrico são separados e purificados no leito da coluna ,o qual está impregnado com fosfato de tri-n-butila (TBP) Terminada a carga dos mencionados isótopos, lavou-se a coluna com solução $LiNO_3$ para eliminar o nitrato de alumínio, cuja presença é pernicioso e também para remover produtos de fissão que acompanham os elementos transplutônio

Os autores, após fazerem a otimização do processo, recomendaram a seguinte seqüência carga, lavagem da coluna com $LiNO_3$ 7M, seguida de uma segunda lavagem, agora com $LiNO_3$ 8M e, finalmente, a eluição com ácido dietileno-triamino-pentaacético(DTPA) 0,1 M em $LiNO_3$ 7M

Num outro fluxograma a recuperação de amerício e cúrio é feita a partir de uma solução contendo produtos de fissão e coextração dos actínídeos-lantanídeos com TBP 30% , com a fase aquosa 1,8M em Al^{3+} (deficiente em ácido) A reversão seletiva dos

actínídeos é feita com solução LiNO_3 4M, DTPA 0,1M e NaOH 0,06M. Os resultados mostraram que a recuperação de amerício e cúrio é superior a 99%

Num dos fluxogramas colocados em prática nos ORNL, USA, o alvo irradiado para a produção de isótopos pesados é dissolvido com ácido clorídrico. Nesta solução faz-se a recuperação dos actínídeos por extração com aminas terciárias de cadeias longas, para o que a solução clorídrica é saturada com LiCl. Em seguida são obtidas frações enriquecidas em amerício-cúrio, berquélio, férmio, einstânio e califórnio, explorando-se a tecnologia de extração líquido-líquido com solventes orgânicos.

O nitrato de lítio é o agente salificador num processo para a separação de actínídeos e amerício por cromatografia de extração no sistema Aliquat-336- LiNO_3 - HNO_3 [114]

Separações de Transurânicos por Cromatografia de Troca Iônica

Nos trabalhos de processamento de elementos transurânicos por cromatografia de troca iônica, um dos sais usados é o LiCl, tanto para a absorção como para a eluição cromatográfica dos citados elementos.

Um dos fluxogramas estudados [115] recomenda o uso de uma resina aniônica e uma solução carga contendo LiCl. A solução inicial, que já contém LiCl 2 a 6 M, é concentrada por evaporação até 12,5M em LiCl. Após a adição de HCl para se ter uma acidez 0,1M, a solução carga, contendo de 4 a 10 gramas de cúrio e menores quantidades de amerício, berquélio e califórnio, é percolada na coluna de resina aniônica forte. Os actínídeos e algumas outras impurezas são retidos pela resina. As impurezas são eliminadas da coluna por lavagem com solução LiCl 10M-HCl 0,1M. Cúrio é eluído depois com uma solução LiCl 9M-HCl 0,1M. Em seguida o califórnio é eluído com LiCl 8M-HCl 0,1M.

Neste elaborado fluxograma consegue-se, por meio de cromatografia em resina aniônica tipo forte e usando-se cloreto de lítio levemente acidificado com ácido clorídrico, em gradiente de concentração do cloreto de lítio, uma boa separação das impurezas, incluindo-se os produtos de fissão e diversos produtos de ativação. No final consegue-se a resolução da mistura ternária amerício-cúrio-berquélio.

Um esquema para a separação do califórnio numa fração contendo berquélio-califórnio também usa como eluentes misturas LiCl-HCl. A obtenção final de berquélio puro também é conseguida com o uso de LiCl-resina aniônica tipo forte.

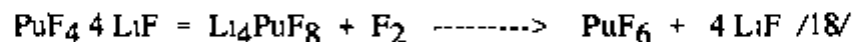
Vê-se, assim, a utilidade dos sais de lítio também nos processos cromatográficos na separação de radioisótopos artificiais produzidos nos reatores nucleares, especialmente os elementos mais novos da Tabela Periódica, os elementos transplutônio.

Leito de LiF para Sorpção e Desorpção de Hexafluoreto de Plutônio

O sistema de sorpção/desorpção de PuF_6 em LiF é comparável ao sistema $\text{UF}_6\text{-NaF}$ e é muito útil no processo de volatilização dos fluoretos como meio de recuperar e purificar plutônio por via seca (pirometalurgia). De 31 fluoretos estudados para esta finalidade, o LiF foi o único que pode fixar o hexafluoreto de plutônio com rendimento adequado e do qual o plutônio pode ser recuperado por via de nova floração com flúor elementar [116,117]. O mecanismo de sorpção envolve a formação do complexo $\text{PuF}_4\text{-LiF}$. A reação de sorpção depende da área superficial do LiF e da temperatura. Demonstrou-se que a separação de PuF_6 em mistura com UF_6 pode ser feita usando-se LiF com área superficial de 1 a 3 m^2/g . O uso de LiF de área superficial de 20 a 37 m^2/g resultou numa sorpção de PuF_6 acima de 99% a 175 C com um tempo de residência superficial de 0,04 minutos. O uso de LiF de menor área superficial, de 1 a 3 m^2/g , requer temperatura de 300 C para se obter efeito semelhante.

A recuperação do PuF_6 a partir do leito $\text{PuF}_4\text{-LiF}$ por tratamento com flúor elementar requer temperaturas de 450 a 600 C e é mais factível do que com LiF de baixa área superficial. LiF de elevada área superficial degenera durante a desorpção diminuindo a eficiência da recuperação do hexafluoreto de plutônio.

Nestes estudos os autores usaram um reator de leito fluidizado. O provável mecanismo de desorpção, com flúor elementar, é



Conhecida a sorpção de PuF_6 em LiF passou-se a estudar com mais profundidade a separação PuF_6/UF_6 [116]. Preferiu-se usar um LiF de baixa área superficial, a 300 C. Não se detectou UF_6 no leito de LiF, no qual apenas o hexafluoreto de plutônio foi retido. Num experimento muito interessante, microesferas de óxidos mistos $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ foram tratadas com flúor elementar passando a UF_6 e PuF_6 e a mistura dos gases, com excesso de flúor elementar, foi tratada num reator de leito fluidizado contendo LiF pelotizado, a 300 C.

Sorpção de Hexafluoreto de Neptúmio em LiF

Estudos mostraram que é possível fixar NpF_6 em LiF, em temperaturas de 100 a 400 C, com uma retenção variando de 20 a 35%. Já com o uso de NaF a sorpção do hexafluoreto de neptúmio é praticamente completa [117]. Deste modo, interessantes esquemas de separação dos hexafluoretos de urânio, plutônio e neptúmio podem ser colocados em prática, escolhendo-se uma seqüência de uso de leitos de LiF e NaF.

Reprocessamento do Combustível dos Reatores de Sais Fundidos

Como vimos, um dos importantes projetos dos laboratórios ORNL, USA, foi o reator reproduzidor de sais fundidos (MSBR). O reprocessamento deste combustível, no qual se produziu e acumulou o urânio-233, é feito continuamente com a injeção de flúor elementar. Este reator, de 1000 Mw(elétrico), usa um envoltório num sistema de duas regiões com LiF-ThF_4 (71-29 mol%) e o combustível composto por $\text{LiF-BeF}_2\text{-UF}_4$ (65,5-31,2-3,0 mol%)

Mais informações para os estudos e esquemas de reprocessamento do combustível deste reator e a separação do urânio-233 estão no trabalho de Ferguson[118]

Uso de Lítio na Fabricação de Vidros para Contenção de Radiorejeitos

O lítio entra na composição de formulações de vidros especiais para a incorporação de cinzas de rejeitos radioativos, principalmente os produtos de fissão. Geralmente usa-se Li_2O de 2 a 6%

A planta de vitrificação PAMELA[119], um consórcio Alemanha-Bélgica, completou 6 anos de operação em 1991. Até então havia preparado 460 toneladas de radiorejeitos em vidro borossilicatado. Este vidro, usado para conter produtos radioativos de vida longa em seu repositório final, tem como composição média Li_2O 3,49%, CaO 5,04%, Na_2O 7,52%, B_2O_3 25,5%, Sb_2O_3 0,62%, SiO_2 35,26% e resíduos sólidos na forma de radiorejeitos 22,5%

Esta planta está localizada nas instalações da EUROCHEMIC, em Dessel, Bélgica, tendo sido terminada em 1984. Ela trata dois tipos de soluções de radiorejeitos, armazenadas nas instalações da EUROCHEMIC, para serem vitrificadas. Uma é a LEWC (Low Enriched Waste Concentrate), contendo vários produtos químicos, especialmente sais de sódio, junto com os actínídeos e produtos de fissão. A segunda é a HEWC (High Enriched Waste Concentrate), contendo principalmente nitrato de alumínio e um décimo da radioatividade da solução LEWC.

Um tipo de material para se preparar o vidro usado na PAMELA é uma frita de vidro na forma de pelotas, com um diâmetro de aproximadamente 2 mm. Esta unidade foi projetada para operar com 30 kg vidro/h contendo 11% de óxidos de radiorejeitos, no caso da LEWC. Para a HEWC o projeto prevê 12 kg de radiorejeitos/h na forma de óxidos. Após seis anos de trabalho nesta planta chegou-se à conclusão de que a tecnologia de vitrificação colocada em prática na PAMELA é excelente e adequada para a vitrificação dos radiorejeitos de alta atividade (high level waste), portanto, fazendo-se sua recomendação para a solução do problema dos radiorejeitos oriundos das plantas de reprocessamento. Os vidros assim obtidos podem ir para o repositório final.

O programa nuclear da França conta também com avançada tecnologia de vitrificação. Fournier et al [120] descrevem a experiência industrial obtida na França com a vitrificação dos produtos de fissão originados no reprocessamento dos elementos combustíveis. Desenvolveu-se um processo contínuo de vitrificação no CEA, SGN e COGEMA. A planta de vitrificação de Marcoul (Marcoule Vitrification Facility, AVM) está em operação desde junho de 1978. A vitrificação de rejeitos de alta atividade (high-level waste) entrou já na fase industrial em La Hague, França, nas instalações denominadas R7 e T7. As operações da R7 iniciaram-se em 1989 e as da T7 em 1992.

O processo francês consiste em se preparar primeiro o vidro usando-se um forno aquecido por indução. Por outro lado, as soluções contendo os radioisótopos são evaporadas e o resíduo calcinado, sendo os resíduos sólidos depois incorporados ao vidro, por fusão. Até 1990 a unidade AVM de Marcoule vitrificou 1443 metros cúbicos de soluções de produtos de fissão, o que resultou em 644 toneladas de vidro borossilicatado. Com este trabalho os autores confirmaram o bom desempenho da unidade e afirmam que os resultados são muito bons.

A nova unidade de vitrificação em La Hague entrou em operação industrial, nas instalações R7 e T7, as quais estão programadas para produzirem 30 quilos de vidro por hora, em cada uma. A composição média dos óxidos de produtos de fissão incorporados ao vidro atinge 12%. A composição aproximada final do vidro é

Compon ente	SiO ₂	B ₂ O ₃	Al ₂ O ₃	Na ₂ O	Li ₂ O	ZnO	CaO
	42,4	12,4	3,6	8,1	1,6	2,2	3,5
Min (%)							
Max (%)	51,7	16,5	6,6	11,0	2,4	2,8	4,8

Até dezembro de 1990 estas instalações em La Hague haviam produzido 213 toneladas de vidro contendo radiorejeitos. Os autores concluem que é factível o processo de vitrificação para a deposição de produtos radioativos contidos em soluções de alta radioatividade, tendo a França acumulado já substancial experiência industrial. A instalação apresenta ótimos resultados, com aspectos de manutenção e segurança demonstradas e podendo a unidade de vitrificação operar em linha junto com a planta de reprocessamento dos elementos combustíveis.

Facchini e Nannicini [121] estudaram um processo pelo qual um líquido radioativo a ser deposto é absorvido em tiras de lâ de vidro comercial, secadas, calcinadas e depois vitrificadas. A lâ de vidro é o componente principal, mas a ela devem ser adicionados outros aditivos formadores de vidro, entre eles LiNO₃ e H₃BO₃, para melhorar a qualidade do produto vitrificado. Neste trabalho experimental os autores mostram os resultados animadores feitos com os resíduos radioativos do tipo HAW-MTR em nível laboratorial e em unidade piloto, esta operando em regime contínuo. As soluções radioativas a serem

depostas do tipo HAW (high activity waste) resultaram do reprocessamento dos elementos combustíveis do tipo MTR e MAGNOX, no momento estocados na planta ENEA-EUREX, Saluggia, Italia. A adição dos óxidos Li_2O e Na_2O melhoram a resistência contra a lixiviação dos radiorejeitos incorporados ao vidro. A composição de três tipos de vidros usados por estes pesquisadores está na tabela seguinte:

Componentes	Pol-1 (% mássica)	Pol-2 (% mássica)	Pol-3 (% mássica)
SiO_2	45,6	48,8	42,5
Al_2O_3	12,1	10,7	14,7
B_2O_3	12,7	10,2	13,7
Na_2O	10,6	11,4	9,9
Li_2O	4,5	3,4	5,4
CaO	5,7	6,5	5,6
MgO	2,2	2,4	2,1
K_2O	1,5	1,7	1,4
Fe_2O_3	0,3	0,3	0,3
HgO	0,2	0,2	0,4
Outros	4,6	4,4	4,0

Os autores concluem que o processo é viável, o que foi demonstrado em unidade piloto operando em regime contínuo.

Facchini, Nannicini, Serrini e Zamorani [122] estudaram o fenômeno de formação de espuma e inchamento na vitrificação, em função da composição inicial do radiorejeito e dos parâmetros operacionais, em particular as condições de aquecimento. No referido trabalho formularam um vidro borossilicatado, cuja composição (Battelle-Z Glass, "BAZ") é

Componente	(%) massa
SiO_2	47,4
B_2O_3	10,0
Al_2O_3	13,5
Fe_2O_3	4,6
Na_2O	16,5
Li_2O	5,0
CaO	3,0

Lítio-6 Para a Produção de Flúor-18 e Determinação de Oxigênio

Para a produção do isótopo radioativo do flúor, o flúor-18 (112 min de meia vida) usam-se alvos de carbonato de lítio enriquecido a 95% em lítio-6, os quais são irradiados com nêutrons [123]. Flúor-18 é um radioisótopo usado para fins médicos.

Um método analítico muito engenhoso foi imaginado para a determinação de teores de oxigênio em arseneto de gálio, por ativação neutrônica. O método explora a reação nuclear do lítio-6 na seqüência $Li^6(n,\alpha)O^{16}$ e $O^{16}(T,n)F^{18}$ [124]

Lítio para Uso em Dosímetros Termoluminescentes

O tetraborato de lítio dopado com túlio ($Li_2B_4O_7:Tm$) apresenta o efeito termoluminescente (TL) e foi produzido nas formas cristalina e vítrea no IPEN [125]. Este composto inorgânico do lítio pode ser obtido a partir do carbonato de lítio e ácido bórico ou então dos óxidos de lítio e boro. Rzysky [125] desenvolveu uma técnica bem sucedida, em uso no IPEN, para a produção deste composto de lítio. Desenvolveu ainda e colocou em prática uma técnica para a construção de dosímetros termoluminescentes usando este composto de lítio dopado com túlio, na forma de pastilha, para fins dosimétricos de radiação.

Também o fluoreto de lítio se presta ao uso como dosímetro termoluminescente [126-128].

A exposição de certos cristais inorgânicos à radiação resulta na excitação dos elétrons das bandas de valência para a de condução. Cristais usados para a dosimetria termoluminescente têm a propriedade de aprisionar elétrons, de modo que a emissão de luz não ocorre imediatamente. Contudo se o cristal, depois de exposto à radiação, é aquecido, suficiente energia lhe é fornecida para que os elétrons da "armadilha" sejam liberados e a de-excitação ocorre com a emissão de fótons (luz). A intensidade da luz emitida é proporcional à dose de irradiação a que esteve submetido o cristal.

O tipo de material escolhido para a dosimetria termoluminescente depende do tipo de radiação a ser detectada. Há cristais que respondem aos raios-X, emissão gama, partículas beta e fótons, cobrindo largo intervalo de intensidades de exposição. Vê-se assim a importância deste tipo de cristais para a detecção de radiação e monitoração no ambiente de trabalho.

O fluoreto de lítio é um cristal que responde a esta escolha. É razoavelmente sensível e bastante estável, de modo que não re-emite a luz tão facilmente. Importante também é que seu número atômico efetivo se aproxima bem daquele do tecido biológico (8,1 do lítio e 7,4 do tecido biológico). Daí seu importante uso na tecnologia nuclear.

Amálgama de Lítio

Uma das aplicações da amálgama de lítio foi mostrada por Bubernak e colaboradores [129] na determinação de európio-155 em mistura de produtos de fissão.

Lítio e Liga LiPb

Reimann et al [130] estudaram a retirada de trício da liga Pb17-Li83 (eutético, ponto de fusão 235°C) usada como cobertor em reator de fusão Kranert e colab [131] discutiram o conceito do uso da liga líquida Li-Pb como material reproduzidor e multiplicador de nêutrons Usaram a liga Pb17-Li83 (eutético) Também Azam e Kumar [132] descreveram o uso da liga Li17-Pb83 e do lítio metálico como produtor de trício no programa experimental LOTUS Hasan e Szei [133] descreveram um ciclo térmico para o reator de fusão Titan-I Este reator incorpora um núcleo de fusão baseado em lítio liquefeito como arrefecedor e reproduzidor

Donne e Sordon [134] apresentaram um estudo para o uso de material cerâmico na forma de esferas contendo lítio(I) em mistura com lítio metálico para uso como cobertor(envoltório) num reator de fusão Esta mistura binária contém esferas formadas por Al_2O_3 , Li_4SiO_4 e também lítio metálico

Tortorelli [135] estudou problemas de corrosão para materiais destinados a conter a importante liga Pb17-Li83 Broc e colab [136] estudaram a compatibilidade de aços inoxidáveis para a contenção da liga líquida Pb17Li83 (eutético) destinada ao uso como material reproduzidor nos envoltórios dos reatores de fusão Graebner e colab [137] estudaram o comportamento de titânio e suas ligas em chumbo e na liga fundida Pb17-Li83

Dekeyser e colab [138] apresentaram um estudo sobre a situação do emprego de lítio e de sua liga Pb17-Li83 para os reatores reproduzidores à base de metais líquidos

Produção de Trício

Sumita et al [139] estudaram e avaliaram o sistema Be-Li-grafita, na forma de esferas, para a obtenção de trício

Charpin e colab [140] estudaram o uso de aluminato de lítio como material produtor de trício na forma de cobertor num reator de fusão Gohar e colab [141] estudaram o uso de cobertores à base de Li_2O , $LiAlO_2$ e Li_4SiO_4 para a geração de trício, com lítio enriquecido a 90% em Lítio-6 Pierini, Baratti e Viola [142] apresentaram a situação atualizada de recuperação de lítio da liga Pb17-Li83

Viabilidade de Materiais para os Reatores de Fusão

Bond [143] apresentou um levantamento da viabilidade de quatro materiais considerados escassos para uso na tecnologia dos reatores de fusão berílio, lítio, chumbo e hélio O autor considera que para cada reator de demonstração seriam necessários 120 toneladas de berílio, 11 toneladas de lítio e 1530 toneladas de chumbo O trabalho conclui que não haverá problema para o suprimento destes elementos para o próximo período de viabilidade (25 anos)

Janitschek [144] levantou a hipótese do uso da energia de fusão no futuro e considerou a importância da ocorrência de lítio nos depósitos de Koralpe Cap[145]

considerou também que os depósitos de lítio descobertos em Carinthia, Austria, poderão futuramente ser de muita importância na geração de energia via fusão

Vidros de Lítio como Detectores de Cintilação

Dalton [146] apresentou estudos sobre as características de vidros de lítio para detectores de elétrons, em função das energias dos elétrons, do teor do lítio e do enriquecimento nos cobertores (envoltórios) dos reatores de fusão

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] BOAS Perspectivas para o Lítio *Ciências da Terra*, 3 64-5, mar/abr, 1982
- [2] EVANS, E A *Titium and its compounds* 2 ed London, Buterworths, 1974
- [3] JACOBS, D G *Sources of titium and its behavior upon release to the environment* Washington DC U S Atomic Energy Commission, 1968
- [4] AMIEL, S & WELWART, Y *Lithium and lithium-6 analysis by counting delayed neutrons* *Anal Chem* 35 566 1963
- [5] BORN, E, PAUL, G *alpha-irradiation of the ion exchanger zirconium phosphate by loading it with lithium 6 and subsequent (n alpha) reaction* *Atomkernenergie*, 31 57-59, 1978
- [6] CEGALLA, M A *Determinação da abundância isotópica e concentração de lítio por espectrometria de massa termoionica* S Paulo 1982(Dissertação de mestrado IPEN)
- [7] ATALLA, A & ECKSTEIN, R Lithium isotopic analysis by nuclear magnetic resonance spectrometry, *Anal Chem* 43 949, 1971
- [8] PILIONE, L J Determination of lithium and lithium-6 in solutions by the nuclear technique *Anal Chem* 52 2452, 1980
- [9] COLEMAN, R F Isotopic determination of lithium by neutron activation *Analyst* 85 (1009), 1959
- [10] TROCKI, T, BRUGGEMAN, W H, CLEVER, F E Sodium and sodium-potassium alloy for reactor cooling and steam generation In UNITED NATION *Peaceful uses of atomic energy proceedings of the International Conference on held in New York NY 1956* 9 *Reactor technology and chemical processing* New York NY 1956 p 241

- [11] EPSTEIN, L F *Corrosion by liquid metals* In UNITED NATIONS *Peaceful uses of atomic energy proceedings of the International Conference on held in New York 1956* v 9 *Reactor technology and chemical processing* New York, N Y 1956, p 311
- [12] LYON, R N, ed *Liquid metals handbook* NAVEXOS, (Rev) 2nd ed Washington DC, US Government Printing Office, June 1952
- [13] JOHNSON, ERNEST F The chemical engineering side of nuclear fusion power *AIChE Journal* 23 (5) 617-631 1977
- [14] KASTEN, P R *General information on reactor types* Oak Ridge National Laboratory, 1983 p 3, 9, 10
- [15] LEE, J D *US DOE fusion breeder program blanket design and system performance* IWAMOSARD Sup 84-10 In *Emerging nuclear energy systems 3rd International Conference on held in Helsinki Finland 6-9 June 1982*
- [16] *Production of U Metal from UF₆ by direct reduction with lithium or sodium amalgam* 1961 (ORNL-2770)
- [17] JOHNSTON H L & HUTCHISON, C A *J Chem Phys* 8 869, 1940 See also T I Taylor and H C Urey *J Chem Phys* 5 597 1937 L Holleck *Z Elektrochem* 44 411, 1938
- [18] KLEMM, A, HINTENBERGER, M, HOERNES, P *Z Naturforsch* 2a 245, 1947, KLEMM, A, *ibid*, 6a, 512, 1951
- [19] TAYLOR T I & UREY H C *J Chem Phys* 6 429, 1938
- [20] GLUECKAUF, E BARKER K H, KITT, G P *Discuss Faraday Soc* (7) 199 1949
- [21] GROSS J H *The enrichment of lithium isotopes by ion exchange* 1950 (AECD 2952)
- [22] LEWIS, G N & MACDONALD, R T *J Am Chem Soc* 58 2519, 1936
- [23] YATABE, E & STEDMAN, D *Investigation of various methods of separating lithium isotopes* 1948 (C 59-385)
- [24] LEE, D A & BEGUN, G M *J Am Chem Soc* 81, 2332, 1959
- [25] LEE D A *J Phys Chem* 61 187 1960
- [26] LEE D A *J Am Chem Soc* 83 1801 1961

- [27] LEE, D A & DRURY J S *J Inorg Nucl Chem* **27** 1405 1965
- [28] KAHIHANA H, NOMURA T, MORI Y *J Inorg Nucl Chem* **24** 1145 1962
- [29] HAGIWARA Z Enrichment of lithium-6 by ion exchange *J Nucl Sci Techn* **6**(3) 153, 1969
- [30] HAGIWARA, Z Enrichment of stable isotopes I Separation factor of lithium isotopes in ion-exchange chromatography *J Nucl Sci Techn* **6**(5) 279 1969
- [31] HAGIWARA Z Enrichment of stable isotopes III Enrichment of lithium-6 and lithium 7 by ion-exchange column *J Nucl Sci Techn* **6**(6) 326 1969
- [32] HAGIWARA Z Enrichment of stable isotopes IV Theoretical treatment of ion-exchange systems used for lithium isotope separation *J Nucl Sci Techn* **6**(9) 508 1969
- [33] HAGIWARA Z Enrichment of lithium isotopes by ion-exchange In *International Conference on Mass Spectroscopy held in Kyoto Japan 1969* p 57
- [34] HAGIWARA Z The ion exchange enrichment of lithium isotopes *J Phys Chem* 1970
- [35] HAGIWARA Z Enrichment of lithium isotopes by a porous resin *J Nucl Sci Techn* 1970
- [36] COOK J W (ORNL-4396) 1969
- [37] BAES II C F The chemistry and thermodynamics of molten salt reactor fuels *J Nucl Mater* **51** 149-162 1974
- [38] WILSON D J Thorium the alternative nuclear fuel source In *Thorium fuel reactors Proceedings of the Japan U S Seminar on held in Nara Japan 1982*
- [39] COMMISSARIAT A L ENÉRGIE ATOMIQUE & ÉLECTRICITÉ DE FRANCE
Filère sels fondus Dossier technique n° 1 (CEA/DCH/DGR/ADJT/76-5)
 EDF/HT-13 11 76)
- [40] BUREAU DES MINES DES USA Mineral Fuels and problems US Government Printing Office 1970 (Bulletin 650)
- [41] TAKEDA E Activities of the Research Committee on Thorium Molten Salt Reactors in Atomic Energy Society of Japan In *Thorium fuel reactors Proceedings of the Japan U S Seminar on held in Nara Japan 1982*

- [42] SAITO, N Molten -salt breeder reactors-progress of MSBR researches and developmental prospects Tokyo, 1977 (revised edition)
- [43] deBOISBLANC Recent progress on molten-salt breeder reactor technology
J At Energy Society of Japan, 22(3) 155 1980
- [44] FURUKAWA, K Symbiotic molten-salt systems coupled with accelerator molten-salt breeder (AMSB) or inertial-confined fusion hybrid molten-salt breeder (IHMSB) and their comparison IWAMOSARD, sup 84-5
- [45] McNEESE, L E , ROSENTHAL, M W MSBR a review of its status and future
Nuclear News sept 1974
- [46] ROSENTHAL M W , HAUBENREICH, P M , BRIGGS R B *The development studies of molten salt breeder reactors* 1972 (ORNL-4812)
- [47] NOVIKOV, V M Molten salt advanced and emerging nuclear systems flexible energy option *Atomkernenergie/Kerntechnik* 45 (1), 1984
- [48] GRIMES, W R , CUNEO D R *Reactor Handbook* vol 1, Materials, Chap 17, 1970
FURUKAWA K OHNO, H *Databook for Molten Materials*, 1 Molten LiF-BeF₂ (Flibe) System Japan Nucl Ene Information Center 1980
- [49] FURUKAWA, K , TSUKADA, K , NAKAHARA, Y *J Nucl Sci Tech* 18 79, 1981
(Russian Trans) *Atom Techn abroad*, 7 35, 1982, Proc ICANSIV 349, 1980, JAERI-M83-050 1983
- [50] FURUKAWA, K , KATO, Y *Combined syst accel molten-salt breeder and molten salt converter reactor(MSCR)* In *Proc Japan-U S Seminar on the Fuel Reactors Nara Oct 1982 (Russian Trans) Atomn Techn abroad* 6, 23 1983
- [51] FURUKAWA, K , IKUTA, K *Accel molten salt breeding system* In Proceedings First Symp M S Chem Tech , held in Kyoto, Japan, April, 1983.
- [52] SOOD, D D , IYER, P N , PRASA, R , VAIDYA, V N *Radiochem Division Annual Progress Report*, 1973 (BARC-690) p 51-54
- [53] CHAUVIN, G *Uranium électrolytique de haute pureté Métallurgie extractive*
Geme atomique - Bibliothèque des Sciences et Techniques Nucléaires (1959-60)
AI-II
- [54] BROISDE, G , CHAUVIN, G , CORIOU, H , HURE, J *Electrochim Acta* 5, p 54, 1961
- [55] CHAUVIN, G , CORIOU, H , HURE, J *Mét Cori Ind* n 439 1962
- [56] CATTOIR, F R , SULLIVAN, T A *Molten Salt Electrorefining of Uranium*
U S Dept of the Interior Bureau of Mines, 23 10 64 (Report of Investigations 6507)

- [57] KORYYUSHIN, A S SMIRNOV M V KOMAROV, V E *Cathodic Deposition of Uranium from Fluoride Chloride melts Electrochemistry of Molten and Solid Electrolytes* vol 6 1968 Translated from URSS USA
- [58] LEBEDEV, V A *Elektrokhimiya*, **14** n 5 p 740 1978
- [59] CHAUVIN G CORIOU H TALBOT P LAROCHE A *J Nucl Mat* **11** n 2 p 183 1964
- [60] PIPER, R D *Electrochemical Technology* **5** n 3-4 p 147 1967
- [61] BOISDE, G , BROU M CHAUVIN G CORIOU H HURE I JARNY P
J Nucl Mat **6** n 3 p 256 1962
- [62] WONG, M M CAMPBELL R E BAKER D H Bureau of Mines 1962 (*Report of Investigations* 5969)
- [63] BANE, G C A *Communication a la Société Française de Métallurgie*, **16** 1 63 (CEA-DM 1242)
- [64] BILARD J BOISDE G BROU M CHAUVIN G CORIOU H , HARDY J
Met Cor Ind **42** n 503 p 259 1967
- [65] CHAUVIN, G & CORIOU H *Encyclopedia of Electrochemistry of the Elements* New York, N Y Marcel Dekker Inc 1976 ch V - 4, p 227
- [66] WONG, M M , CAMPBELL R E , BAKER, D H *J Met* , **10**, p 786 1960
- [67] VACHET, P *Trans Amer Nucl Soc* **3** n 2, p 443, 1960
- [68] GURKLIS, J A , BEACH J G FAUST C L *Electrodeposition of beryllium thorium and zirconium from fused salt baths* 1952 (BMI-781)
- [69] MULLINS L J LEARY J A Multikilogram electrorefining of plutonium metal In *First Australian conference on electrochemistry Feb 1963* Paper 73 LADC-5471
- [70] BLUMENTHAL B & BRODSKY M B *The preparation of high purity plutonium* In 2ème Conf Inter sur la Métallurgie du Plutonium avril 1960 Grenoble, France London Cleaver-Hume 1960 p 171 86
- [71] MULLINS L J LEARY J A BJORKLUND, C W *Large Scale Preparation of High Purity Plutonium Metal by Electrorefining* 1960 p 1-16 (LAMS 2441)
- [72] JOHNSON, R E *Thorium fused salt electrodeposition into a molten zinc cathode* 1962 (NAA SR-6802)

- [73] KESTERKE, D G , FLECK, D C , HENRIE, T A U S Dept of the Interior, Bureau of Mines, 1966 (Report of Investigations 6789)
- [74] MURBACK, E W & HANSEN, W N *Ind Eng Chem* 51(2) 177, 1959
- [75] BAKER, D H , NETTLE, J R , KNUDSEN, H *Bureau of Mines*, 1961 (Report of Investigations 5758)
- [76] NETTLE, J R , HIEGEL, J M , BAKER, D H *Bureau of Mines*, 1961 (Report of Investigations 5851)
- [77] PINT, P & FLENGS, S N *Production of Zr metal by fused salt electrolysis* Institution of Mining and Metallurgy , Canada, Mars 1978 Transaction C V 87
- [78] DEAN, R S , GULLETT, W W , McCAWLET, F X *Electrorefining of Titanium, Zirconium, Hafnium Vanadium, Chromium and Molybdenum* Communica-
-on au Congrès de l'Électrochemical Society, Ottawa, Canada, October 1958
- [79] MELLORS, G W & SENDEROFF, S The electrodeposition of coherent deposit of refractory metals III Zirconium *J Electrochem Soc* (1) 113 1966
- [80] FINNISTON, H M & HOWE, J P *Progress in Nuclear Energy, Series V New York, NY McGraw Hill* ,1956 Metall Fuels, p 242
- [81] RUNNALLS, O J C *Can J Chem* 34 133-45, 1956
- [82] GRUEN, D M & MCBETH, R L *J Inorg Nucl Chem* 9 290-301, 1959
- [83] YOUNG, J P *Inorg Chem* 6 (8) 1486-8, 1967
- [84] SMIRNOV, M V , ALEKSEEV, V N , KOMAROV, V E *Fiziol Khim Elektrokhim Rasplav Solet Shlakov Tr Vses Soveshch* 1 137-41, 1969, apud SMIRNOV, M V , ALEKSEEV, V N , KOMAROV, V E , ref *Zh Metall* , 1970, Abstr n 4A22
- [85] INMANN, D , HILLS, G J , YOUNG, L, BOCKRIS, V O M *Trans Farad Soc* 55, p 1904, 1959
- [86] GRUEN, D M , FRIED, S , GRAF, P , MCBETH, R L The chemistry of fused salts In UNITED NATIONS Peaceful uses of atomic energy proceedings of the Second International Conference on held in Geneva, 1958, v 28 p 940
- [87] SMIRNOV, M V & SKIBA, O V *Trans Inst Elektrokhim Akad Nauk SSR urel'sk Filial* 5, p 3-6, 1964
- [88] MORREY, J R *Inorg Chem* 2 163-9, 1963

- [89] MOLINA R 1962 (CEA-R 2125)
- [90] SCHEFFER J H 1958 p 923 (ORNL 2626)
- [91] CHARDARC P Oct 1979 (CIA N 2090)
- [92] MANNING D L & MAMANTOV G *Electrochim Acta* **19** (4) 177-9 1974
- [93] MAMANTOV G & MANNING E L *Anal Chem* **38** 1494 1966 See also *Recent Electroanalytical Studies in Molten Fluorides*, ORNL, CONF 7608110 1 1976
- [94] CARTER R 1969 (CEA R 3792)
- [95] CLAYTON F R MAMANTOV G MANNING D L *J Electro Chem Soc* **12/1** 86-9 1974
- [96] CALIGARA F, MARINOFF L, DUYCKAERTS G *Inorg Nucl Chem Lett* **4** (4) 169-74 1968
- [97] GEOFFREY I & BLANKINSHIP J J *U S At Energy Comm* 1969 (ORNL TM 2065)
- [98] BAMBERGER F E CARLOS BAES F J *J Nucl Mater* **35** (2) 177-82 1970
- [99] BENNETT M R & FERRIS L M *J Inorg Nucl Chem* **36**(6) 1285-90, 1974 90 1974
- [100] BOURGES T, MADIC C, KOLHLY G Transplutonium elements production program. In NAVRATHILJID & SHULZ W W eds Actinide separations. Washington DC American Chemical Society 1980 (ACS Symposium series 117)
- [101] HANCOX H *The development of fusion reactors*. London: Sterling Publications 1988 p 49
- [102] SAVIC P, DOGRAMADZI N, NOVAKOVIC M *Temperature dependence of the deuterium distribution in the Reaction $LiAlH_4 + HDO$* . In UNITED NATIONS Peaceful uses of atomic energy, proceedings of the International Conference on held in New York, 1956 v 8 production technology of the materials used for nuclear energy. New York 1956 p 442
- [103] NYSTROM R F & BROWN W G *J Am Chem Soc* **69** 1197 1947
- [104] BAKE B B J & MCNEVIN W M *Anal Chem* **22** 364 1950
- [105] WENDER I, FRIEDEL R A, ORCHIN M *J Am Chem Soc* **71** 1140 1949

- [106] ALEKSEEV, B A , ERMACOV, B A , KOZLOV, B F , CHERNOROTOV, E C ,
*2nd National Conference of water treatment water chemistry and corrosion in
power and nuclear power stations" Varna (Bulgaria), 11-13 May, 1971, p 175-194*
- [107] DOBREVSKY, I *Evaluation of water chemistry specification in nuclear power
reactors* Vienna, 1983 Chapt 1 (IAEA Technical Reports Series)
- [108] VAN OUYEN, J Quaternary ammonium nitrates as extractants for trivalent actinides
In DYRSSEN, D , LILJENZIN, J O , RYDBERG, J , eds Solvent extraction che-
mistry proceedings of the International Conference on , held in Gothenburg, Swe-
den, 27 August - 1 September, 1966 Amsterdam North-Holland Publishing, 1967
p 485
- [109] SATO, T & UEDA, M *J Inorg Nucl Chem* **35** 1003-1010, 1973
- [110] CHAUVIN, G & CORIOU, H *Met Corr Ind* **45** 462, 1964
- [111] BARABOSHKIN A N , KALIEV, K A ESINA N O *Elektrokhim
Uralsk Nauch Tsentr SSR* **22** 32 1975
- [112] UNITED KINGDOM ATOMIC ENERGY AUTHORITY Patent BP 1,042,011,
Oct 1958
- [113] BOURGES, J , MADIC, C , KOEHLI, G Transplutonium elements
production program In NAVRATIL, JAMES D & SHULZ, WALLACE, eds,
Actinide Separations , Washington, DC , 1980 p 33, (ACS Symposium Series)
- [114] *Solvent extraction and separation of some lanthanides and americium by
extraction chromatography in the system aliquat-336-LiNO₃ and HNO₃*
1969 (INP-675/C)
- [115] Transuranium element processing 1967 (ORNL 4145), p 137
- [116] Transuranium element processing 1967 (ORNL-4145), p 78
- [117] Transuranium element processing 1967 (ORNL-4145), p 95
- [118] FERGUSON, D E *Chem Technol Div Ann Progr Rept May 32 1965* p 301-2
(ORNL-3830)
- [119] KUPN, K D , WIESE, H , DEMONIE, M High level liquid waste conditioning in the
PAMELA vitrification plant In *The Third International Conference on Nuclear
Fuel Reprocessing and Waste Management held in Sendai Japan April 14-18
1991 Recod'91 Proceedings Sendai Japan 1991, p 273-277*

- [120] FOURNIER W, ALEXANDRE D, LEROY P, HUGONY P, SOMBRTE JOUAN, BERNARD C Start up of commercial high level waste vitrification facilities at La Hague. In *The third international conference on nuclear fuel reprocessing and waste management held in Sendai, Japan April 4-18, 1991 Record 91 Proceedings Sendai, Japan 1991* p 278-292
- [121] FACHINI & ANNICINI Vitrification of a glass matrix impregnated with a HAW-MTR simulated solution. In *The third international conference on nuclear fuel reprocessing and waste management held in Sendai, Japan April 14-18, 1991 Record 91 Proceedings Sendai, Japan 1991* p 295-300
- [122] FACHINI A, NANNICINI R, SERRINI G, ZAMORANI E The phenomena of swelling and growth-expansion during the vitrification of MTR type waste materials study and prevention. In *The third international conference on nuclear fuel reprocessing and waste management held in Sendai, Japan April 14-18, 1991 Record 91 Proceedings Sendai, Japan 1991* p 970-975
- [123] HELIUS F, KRAUSS O, MAHER BORST W An effective routine reactor production method of ^{18}F for medical use. *Radiochem Radioanal Letters* **15**(3) 225-230 1973. SHIKATA Y III Preparation of fluorine-18. Separation in alumina column and the chemical form of ^{18}F obtained. *J Nucl Sci Technol* **1**(6) 1964
- [124] Determination of oxygen in gallium arsenide by neutron activation analysis. An exchange of comments. *Anal Chem* **36** 1879 1964
- [125] RZYSKI B M Desenvolvimento de um dosímetro termoluminescente de $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7 \cdot \text{Tm}$. Produção, caracterização e estudos físicos. São Paulo 1982 (Tese de doutoramento - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares)
- [126] TURNER A P & ANDERSON, D W Thermoluminescent response of lithium fluoride to high energy photons. *Phys Med Biol* **18** (1) 1973
- [127] Portal Guy 75 Fluorure de Lithium (thermoluminescent). French patent document 2123889/D/ Paris (France) 04 Feb 1971
- [128] Ehmann W D & Vance, D E *Radiochemistry and Nuclear Methods of Analysis*. New York N Y Wiley Interscience Publication John Wiley & Sons Inc 1991 p 245
- [129] BUBERNAK J, LEW M S, MATLACK G M Determination of europium-155 in fission products using reduction by lithium amalgam. *Anal Chem* **37** 1574 1965
- [130] REIMANN, J, KIRCHNER R, PFEIFF M, RACKEL D Tritium removal from NaK-cold traps. Fusion Technology. In *Topical meeting on tritium technology in fission, fusion and isotopic applications held in Albuquerque, NM (USA) 29 sept-4 oct 1991*

- [131] KRANERT, O & KOTTOWSKI, H *Small scale lithium-lead/water-interaction studies* V 15(2), P 137-154 (Oct 1991) G5250 *Fusion Technology* 15(2) 137-54 1991
- [132] AZAM, S & KUMAR, A *LOTUS lithium lead fusion blanket concept for neutronics experiments* V 17(3) P 452-465 (may 1990) G5250 *Fusion Technology* 17(3) 452-65, 1990
- [133] HASAN, M & SZE, D K Optimum rankine power cycle for the lithium-cooled Titan-I In *International Symposium on fusion nuclear technology (ISFNT) held in Tokyo (Japan) 10-19 Apr 1988* paper 8, p 16
- [134] DONNE, M D & SORDON, G Heat transfer in pebble beds for fusion blankets *Fusion Technol* 17(4) 597-635, 1990
- [135] TORTORELLI, P F Corrosion and mass transfer of ferrous alloys in Pb-17 At%Li IN *International conference on liquid metal engineering and technology held in Avignon (France) 17-21 Oct 1988* p 5281 528 10
- [136] BROU M , FAUVET P , FLAMENT T TERLAIN A SANNIER, J Compatibility of 316 L stainless steel with the liquid alloy Pb17Li In International conference on liquid metal, held in Avignon(France), 17-21 Oct 1988 p 527- 1-527-10
- [137] GRAEBNER, H, FEUERSTEIN H, OSHINSKI J Behavior of titanium and its alloys in molten lead and molten Pb-17Li In International conference on liquid metal engineering and technology, held in Avignon (France), 17-21 Oct 1988 p 524 1-524-10
- [138] DEKEYSER, J , SCHUTTER, F , FALLA, A , SOENEN, M , TAS, H , VANMASSENHOVE, G , WALNIER, J L Status of the liquid metal breeder research programme at CEN/SCK, Mol In INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY *Fusion reactor design and technology Technical Committee Meeting and Workshop on* held in Yalta USSR 26 May - 6 June 1986 Vienna, 1986
- [139] SUMITA, K , TAKAHASHI, A , YAMAMOTO, J , YAMANAKA, K , YOSHIOKA K MURAKAMI, Y , YUAN, C , RONG, L Integral benchmark experiments on Be-Li-graphite systems for tritium breeding blanket design In *International symposium on nuclear fusion technology held in Karlsruhe (Germany) 2 7 Jun 1991*

- [140] CHARPIN J , BOTTER, F , BRIEC, M , RASNEUR, B , ROTH, E , ROUX NB , SANNIER J Investigation of gamma lithium aluminate as tritium breeding material for a fusion reactor blanket In *International symposium on fusion nuclear technology held in Tokyo (Japan) 10-15 April 1988*
- [141] GOHAR Y , BAKER, C C , ATIAYA H Helium cooled lithium compound suspension blanket concept for ITER In *Topical meeting on technology of fusion energy held in Salt Lake City UT(USA) 9-13 Oct 1988*
- [142] PIERINI G , BARATTI R , VIOLA A The status of the art of tritium recovery from liquid eutectic Pb-17Li blanket material In *International symposium on fusion reactor blanket and fuel cycle technology held in Tokai Ibaraki (Japan) 27-19 Oct 1986 Proceedings 1987 p252*
- [143] BOND, A *A survey of the availability of beryllium, lithium, lead and helium in the context of fusion reactor blanket design* P Aug 1987 A1421 (CLM-R 278)
- [144] JANITSCHKEK F What is the reason for using new energies for meeting long-term demand? What is the importance of the Koralpe lithium deposits in this respect *Z Elektrizitätswirtschaft* **40** (4) 129-33 1987
- [145] CAP F The importance of Carinthia's lithium deposits for the austrian electricity industry *Z Elektrizitätswirtschaft* **40** (3) 111-112 1987
- [146] DALTON, A W Characteristics of the scintillation responses of small lithium glass detectors to electron excitation *Instrum Methods Phys Res Sect A* **259** (3) 545-9 1987