

UMA PROPOSTA DE ESTUDO BRASILEIRA VISANDO A UTILIZAÇÃO DE TÓRIO EM REATORES

João Manoel Losada Moreira*,
Alfredo Yuutiro Abe*,
Paulo Miranda de Figueiredo Filho e**
Paulo Ernesto de Oliveira Lainetti**

*Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo – CTM/SP
Av. Prof. Lineu Prestes 2242 - Cidade Universitária. CEP 05508-900. São Paulo, SP

**Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN/CNEN-SP
Travessa R 400 - Cidade Universitária - CEP 05508-900 - São Paulo, SP

RESUMO

A existência de abundantes recursos de tório no Brasil, aliada ao renovado interesse pela utilização do tório como combustível nuclear, principalmente com a proposta do Professor C. Rubbia, denominada “Amplificador de Energia”, levou à elaboração de uma proposta de trabalho que contempla a utilização do tório em reatores nucleares. A utilização de ciclos de Th favorecem a incineração de actínidos e menor produção de transurânicos, resultando em importante benefício para a biosfera e para a qualidade de vida no século XXI.

Usando recursos tecnológicos, humanos e laboratoriais existentes nos institutos de pesquisas no Brasil, propõem-se aqui estudar a utilização do tório em reatores. Existem instalações apropriadas para desenvolver estudos de neutrônica de núcleos de reatores de ThO_2 e $(\text{Th-U})\text{O}_2$, para a fabricação do combustível necessário, assim como capacitação técnica em todas as fases envolvidas. Os principais tópicos propostos em relação ao tório incluem: a fixação da tecnologia envolvida no processamento e fabricação deste combustível nuclear e a obtenção de dados neutrônicos, apropriados para reatores tipo PWR, em experimentos críticos no reator IPEN/MB-01.

Palavras-chaves: tório, combustível nuclear, amplificador de energia, queima de actínidos.

I. INTRODUÇÃO

Ciclos de combustível de tório para reatores nucleares são estudados desde o início do desenvolvimento da área nuclear e, já na década de 1950, havia interesse internacional pelas jazidas brasileiras deste combustível. Até 1970, quando a tecnologia dos reatores de água leve ainda não predominava, foram realizados estudos sobre possíveis tipos de reatores e o ciclo de tório fazia parte das alternativas consideradas. Nesse cenário mundial, alguns países estabeleceram programas de utilização de tório como combustível para a geração núcleo-elétrica.

No Brasil foram realizados estudos sobre a utilização de tório em reatores, tanto no Centro de Desenvolvimento de Tecnologia Nuclear (CDTN) por meio do estabelecimento de um programa [1-3], como no Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN)[4,5,6], prevendo a utilização de tório em reatores refrigerados a água leve (LWR) e reatores rápidos refrigerados a gás (GCFR), respectivamente. No Instituto

de Engenharia Nuclear (IEN) e no Instituto de Estudos Avançados (IEAv) foram realizados estudos sobre reatores rápidos, também aplicados ao Th. Nos Estados Unidos da América foram feitos vários desenvolvimentos em reatores, prevendo-se a utilização de combustível na forma de sal fundido (molten salt) [7], a refrigeração a gás e a efetiva operação de um reator térmico regenerador moderado e refrigerado a água leve, o reator de Shippingport, entre 1977 e 1982 [8]. Na Índia, onde existem reservas de tório importantes, foi estabelecido um programa de utilização deste material em reatores nucleares, com desenvolvimentos nas várias etapas do ciclo de combustível, incluindo o reprocessamento [9]. Na Alemanha foi desenvolvido o reator a alta temperatura refrigerado a gás com combustível de carbeto de tório, denominado pebble-bed [10]. Os trabalhos de pesquisa, desenvolvimento e as plantas de testes de reatores a tório demonstraram sua viabilidade técnica. Entretanto, razões econômicas, como custos das instalações, necessidades de energia bem menores que as projetadas inicialmente,

necessidade de reprocessamento e boa oferta de urânio no mercado internacional inviabilizaram o estabelecimento de reatores a tório até os dias de hoje.

Nos últimos anos, uma das principais preocupações técnico-científicas da área nuclear tem sido responder às questões ligadas ao tratamento final a ser dado aos rejeitos radioativos. Combustíveis de Th apresentam características importantes para se atingir os objetivos de equacionamento destas questões pelas seguintes razões: ausência quase total de produtos transurânicos, dificuldades de manuseio que inibem a proliferação nuclear (devido à emissão de raios gama energéticos quando irradiados) e propriedades do ^{233}U físsil produzido. Estas características resultam em importante benefício para a biosfera e para a qualidade de vida no século XXI.

Algumas novas propostas de tipos de reatores podem ser encontradas na literatura visando atender os objetivos de incineração de rejeitos nucleares [11,12]. Dentre elas, cita-se o ressurgimento do interesse pelos reatores do tipo molten salt com combustível na forma de um sal de Th, U, Li, Be e F. Outras propostas baseiam-se na utilização de aceleradores de prótons para produzir uma fonte de nêutrons no reator por meio de reações do tipo “spallation” que emitem mais de 30 nêutrons. Estes reatores seriam subcríticos e o nível de potência seria controlado pela intensidade do feixe de prótons produzido pelo acelerador. Uma proposta, estudada no Japão e EUA, considera os reatores do tipo molten salt acoplados a um acelerador linear[11]. Mais recentemente, o Prof. C. Rubbia propôs a utilização de um reator rápido com combustível de ThO_2 , refrigerado a chumbo e acoplado a um acelerador cíclotron, denominado de Amplificador de Energia [12].

O Brasil, detentor de reservas importantes de Th, certamente deve se preocupar com a possibilidade de utilização deste material para a geração núcleo-elétrica. Esta proposta procura delinear alguns itens de pesquisa na área.

II. PRINCIPAIS BASES DA PRESENTE PROPOSTA

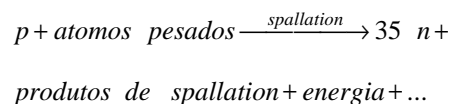
Para a geração núcleo-elétrica deve ser enfatizada a neutrônica do Th, visando estudos de redes de ThO_2 e $(\text{Th-U})\text{O}_2$, uma vez que existem instalações apropriadas, no país, para se desenvolver tais estudos (laboratórios e reator IPEN/MB-01). Estes estudos poderiam contribuir para a utilização de Th em reatores PWR, que são os predominantes no mundo e o tipo das centrais brasileiras, além de se constituírem no primeiro passo para o emprego de Th em reatores subcríticos acoplados a aceleradores, como os propostos amplificadores de energia.

A utilização de tório em centrais do tipo PWR foi propugnada em vários trabalhos [2,3,4,8,13,14] e foi implementada em Shippingport [8]. Estes trabalhos indicaram que pode-se utilizar combustível $(\text{U-Th})\text{O}_2$ em reatores PWR sem alterar a geometria do combustível desses reatores. O enriquecimento, definido como razão entre os pesos de átomos físséis (^{235}U) e átomos físséis e férteis (^{238}U e ^{232}Th), seria entre 3 e 4,5 %, obtido a partir da mistura de Th e U enriquecido a 20 %.

Correa[4] apresenta dados que indicam que a utilização do tório não seria interessante. Entretanto, considerando a reciclagem do tório e comparando com o ciclo de U “once through”, os resultados são diferentes. A utilização do tório permitiria reduzir em 32 % o consumo de minério de urânio e em 11 % as necessidades de trabalho separativo em 30 anos de operação. No CDTN, os trabalhos sobre a utilização de Th em reatores PWR, bastante abrangentes, realizados em conjunto com os alemães também indicam a viabilidade de seu uso em reatores PWR, com ganhos substanciais em economia de combustível [2].

Reatores Subcríticos Acoplados a Aceleradores. O Th, como combustível nuclear, tem como seu ponto mais fraco o fato de não possuir um isótopo físsil presente em sua forma natural. O seu ciclo é normalmente iniciado por meio da introdução de ^{235}U ou ^{239}Pu em meio ao combustível de Th; com a irradiação, dá-se a formação de ^{233}U . Há duas outras formas de se iniciar e manter a reação em cadeia em reatores com combustível de Th: reatores mistos de fusão-fissão baseados em reações de deutério-trítio e reatores subcríticos sustentados por aceleradores produzindo reações nucleares do tipo “spallation”[11,12]. A primeira forma vem sendo desenvolvida ao longo do tempo e tem apresentado dificuldades consideráveis. A segunda forma apresenta-se viável com as tecnologias existentes nos dias de hoje[12].

O reator sustentado por acelerador linear baseia-se nas reações de “spallation”, onde prótons acelerados até energias da ordem de 1 GeV chocam-se com átomos pesados produzindo uma evaporação de nêutrons e vários outros isótopos como produtos da reação



A reação “spallation” tem como produtos átomos com número de massa entre 80 e 140, maiores que 200 e menores que 10 e libera cerca de 35 nêutrons com energia da ordem de 10 MeV. Nas proximidades do alvo pesado os nêutrons reagem com os núcleos de Th por meio de fissões rápidas e capturas de nêutrons. As últimas transformam os átomos férteis de Th em átomos físséis de ^{233}U , que fissionam com nêutrons de energia térmica. Portanto, o reator baseado em acelerador permite que se inicie o ciclo com Th natural, sem necessidade de introdução de outro elemento físsil. São produzidas fissões de átomos de Th com os nêutrons de alta energia provenientes da reação “spallation”, fissões de átomos de ^{233}U com nêutrons térmicos e mais nêutrons por meios destas fissões. Consequentemente, as fissões multiplicam os nêutrons no reator e permitem uma amplificação da produção de energia, que deve ser superior àquela consumida pelo acelerador.

As grandes dificuldades deste conceito são: os requisitos técnicos exigidos para o acelerador; o projeto da janela para a entrada do feixe de prótons no alvo dentro do reator; o dano de radiação causado ao alvo e a outras partes

do reator; a remoção de calor; e o tratamento dos produtos de “spallation”.

Um dos conceitos que parece ser mais adequado para integrar um acelerador é o reator de sal fundido [11]. Neste tipo de reator a circulação do combustível no vaso e na região-alvo permitiria a diminuição do dano de irradiação. A remoção do calor seria feita por meio dos circuitos secundários e terciários descritos na seção anterior e os produtos de fissão e de “spallation” seriam removidos continuamente através do processamento do combustível-sal.

Amplificadores de Energia. Outro conceito de reator que utiliza as reações de “spallation” e combustível Th é o do amplificador de energia proposto pelo Prof. C. Rubbia.[12].

Em 1994, o prêmio Nobel de física Carlo Rubbia propôs um sistema híbrido de reator-acelerador, denominado amplificador de energia[12], para produção de energia com alvos de Th sólido e água leve. O acelerador de média capacidade com correntes de próton de 1 a 10 mA e energia de 1 GeV alimentaria um conjunto subcrítico de Th e água leve. A energia produzida seria várias vezes maior que a necessária para funcionar o acelerador, daí o nome de amplificador de energia.

Mais recentemente o Prof. Rubbia propôs um amplificador de energia rápido para funcionar como queimador de actínidos e Pu provenientes de reatores PWR e BWR. O reator teria o comportamento físico de um de tipo rápido, refrigerado a chumbo líquido por convecção natural, que também atuaria como alvo para o feixe de prótons realizar a reação de “spallation”. A alta energia dos nêutrons permitiria a fissão dos actínidos e do Pu por meio de reações com nêutrons rápidos, fazendo com que qualquer actínido tenha um comportamento semelhante ao Th quanto à fissão rápida. A produção de ^{233}U ao longo da operação do amplificador de energia compensaria o efeito negativo, em termos de reatividade, da presença de produtos de fissão no combustível. Estes permaneceriam no combustível do reator até se transmutarem ou decaírem em produtos estáveis.

O amplificador de energia rápido praticamente eliminaria os produtos de fissão de meia vida curta e os actínidos como rejeito nuclear. A incineração dos actínidos e dos produtos de fissão de meia vida curta via fissão e transmutação poderia eliminar a necessidade de depósitos eternos para rejeitos nucleares. Em cerca de 400 anos, com o decaimento dos produtos de fissão de meia vida longa, o nível de toxicidade radiológica dos rejeitos deste sistema seria equivalente ao da radiação existente na natureza.

A utilização de combustível baseado em Th é bem vista, uma vez que permite que se utilize misturado com Pu em baixa quantidade de forma a se ter um reator queimador de Pu, o que é uma vantagem quanto à proliferação de material físsil (um núcleo de U-Pu funciona como regenerador para baixas quantidades de Pu (< 15 % na mistura U-Pu). A subcriticalidade também é bem vista, porque torna o reator bastante seguro e elimina o problema de excursões de potência. O núcleo típico de reator rápido também é bem visto porque, com nêutrons com energia superior a 1 MeV, tem-se um sistema queimador de

actínidos pesados e de rejeitos de combustíveis irradiados.

III. RESERVAS BRASILEIRAS DE TÓRIO

No Brasil, podem ser consideradas como reservas potenciais:

- 3.500 t de ThO_2 ocorrentes nas reservas de areias monazíticas, nos Estados do Rio de Janeiro, do Espírito Santo e da Bahia;
- 33.000 t de ThO_2 ligado ao pirocloro de Araxá, MG;
- 35.000 t de ThO_2 , ligados às terras raras do Morro do Ferro (Poços de Caldas, MG); e
- 2.250 t de ThO_2 , ligados à monazita ocorrente em sedimentos fluviais continentais nos estados de Rio de Janeiro, Minas Gerais, Rio Grande do Norte e outros.

Todavia, a mais importante fonte de tório no Brasil, presentemente, se constitui no concentrado obtido na segunda torta do processo de abertura sódica da monazita, para obtenção dos sais de terras raras, usado desde 1948 (pela então Orquima). A chamada torta II pode ser definida como um hidróxido impuro que contém cerca de 20 % de tório, 1 % de urânio e 6,5 % de terras raras. A quantidade armazenada nas piscinas de estocagem do sítio de Botuxin (em Itu), nas dependências do Complexo Industrial do Planalto de Poços de Caldas (da INB) e no terreno da INB de Interlagos (SP), está contabilizada ao redor de 3000 t de tório contido.

IV. CAPACIDADE DE FABRICAÇÃO DE PASTILHAS DE ThO_2 e $(\text{Th-U})\text{O}_2$

Pode-se resumir da seguinte forma os passos para a obtenção de pastilhas de ThO_2 e $(\text{Th-U})\text{O}_2$ e fabricação de combustível nuclear do tipo PWR: fornecimento de UF_6 enriquecido em 5 %; conversão do UF_6 em nitrato de Urânio; produção de nitrato de Tório nuclearmente puro; realização de misturas de nitrato de Tório e nitrato de Urânio nas proporções desejadas (somente para $(\text{Th-U})\text{O}_2$); produção de pastilhas verdes de ThO_2 e de $(\text{Th-U})\text{O}_2$; sinterização e retificação das pastilhas produzidas; fabricação de tubos de revestimento e montagem das varetas de combustível. A seguir fala-se da capacitação existente em cada um desses passos.

O Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo possui instalações de enriquecimento de urânio e pode fornecer o material necessário para a fabricação das pastilhas.

As operações preliminares de obtenção das soluções de nitrato de tório e nitrato de urânio são fundamentais. Estas operações podem ser executadas no IPEN ou no CTMSP, que dispõem das instalações necessárias.

A produção de nitrato de tório pode ser feita no IPEN onde, atualmente, faz-se a purificação do nitrato de tório numa unidade piloto. O processamento do tório no IPEN pode se iniciar a partir do sulfato $\text{Th}(\text{SO}_4)_2$ e terminar com a obtenção do nitrato em solução $\text{Th}(\text{NO}_3)_4$ nuclearmente puro.

Como há necessidade de urânio enriquecido, o material de partida para produção de nitrato de urânio

enriquecido seria o UF_6 proveniente do CTMSP. O hexafluoreto deve ser hidrolisado, obtendo-se uma solução aquosa de UO_2F_2 , que deve ser processada para transformar-se em solução aquosa de nitrato de urânio. A seguir devem ser realizadas eventuais operações de correção da composição isotópica. No IPEN estas operações seriam executadas na usina-piloto de produção de TCAU, que dispõe de uma autoclave para evaporação do UF_6 e de um reator de hidrólise.

No caso de pastilhas de ThO_2 e $(\text{Th-U})\text{O}_2$, diversos processos de reconversão podem ser empregados. O caso mais geral, e que deve ocorrer no caso deste projeto, envolve a reconversão de soluções nítricas (nitrato de urânio e nitrato de tório oriundos do reprocessamento e purificação) em óxidos mistos de U e Th. Diversas alternativas de reconversão poderiam ser adotadas para obtenção de óxidos na forma de pós[15,16] e subsequente fabricação de pastilhas de $(\text{Th-U})\text{O}_2$, a saber:

- mistura mecânica de pós de UO_2 (via DUA ou TCAU) e ThO_2 (precipitação com ácido oxálico e calcinação do oxalato de tório);
- obtenção de microesferas de óxidos mistos pela técnica Sol-Gel;
- desnitração térmica (microondas, vácuo ou atomização em leito fluidizado) de soluções nítricas mistas de U e Th.

Os métodos descritos acima são alternativas para a obtenção da matéria prima a ser utilizada na fabricação das pastilhas. As operações subsequentes de redução, compactação, sinterização e retificação seriam necessárias, bem como os controles de qualidade dos produtos intermediários, para obter-se um lote de pastilhas adequado. Estas atividades podem ser realizadas no Dep. de Tecnologia de Combustível do IPEN ou no Laboratório de Materiais do CTMSP.

Uma vez estando disponíveis as pastilhas de UO_2 e $(\text{U-Th})\text{O}_2$, pode-se proceder a montagem das varetas de combustível. O Laboratório de Desenvolvimento de Instrumentação e Combustível do CTMSP pode realizar esta etapa, que incluiria manufatura dos tubos de aço do revestimento, produção dos tampões e montagem da vareta propriamente dita.

V. NECESSIDADE DE MATERIAIS PARA OS EXPERIMENTOS NEUTRÔNICOS

A flexibilidade do núcleo da UCRI (reator IPEN/MB-01) oferece possibilidades de elaborar configurações com vários arranjos geométricos, utilizando inclusive varetas com diferentes tipos de material físsil, fissionável, ou absorvedor. Assim, nesta seção é efetuado um estudo exploratório da possibilidade de utilização de algumas varetas contendo o material tório dentro do núcleo da UCRI. O estudo visa estimar a quantidade inicial de tório necessário para futura confecção de varetas testes contendo ThO_2 e ou $(\text{Th-U})\text{O}_2$. Elaborou-se cálculos preliminares para obtenção da estimativa de material (tório)

necessário para utilização no segundo núcleo da UCRI. Foram realizados cálculos de reatividade do núcleo com varetas de ThO_2 e $(\text{Th-U})\text{O}_2$ com urânio enriquecido em 5 % em peso.

Para se ter um núcleo de teste com tório, inicialmente, escolheu-se a região central do núcleo de reator conforme a ilustração da Figura 1. A região delimitada por um quadrado na parte central do núcleo corresponde às posições escolhidas para inserção das varetas contendo tório. Estas varetas foram consideradas como sendo axialmente heterogêneas. Para o seu comprimento ativo total de 100 cm, o primeiro segmento de 25 cm é preenchido com pastilhas de UO_2 , o segundo segmento de 50 cm é preenchido com pastilhas de ThO_2 ou $(\text{Th-U})\text{O}_2$ e finalmente o terceiro segmento de 25 cm é preenchido com pastilhas de UO_2 .

Para se fazer testes experimentais de regiões com diferentes combustíveis, requer-se que haja uma região da ordem de pelo menos 10 cm de diâmetro equivalente. Pode-se concluir que para o estudo neutrônico de combustível de ThO_2 , necessita-se de uma região de 8x8 varetas de ThO_2 . Para o estudo neutrônico de combustíveis de óxidos mistos de $(\text{Th-U})\text{O}_2$ com 75 % de Th e 25 % de U e enriquecido em ^{235}U em 5 %, necessita-se de um arranjo de 10x10 varetas de $(\text{Th-U})\text{O}_2$. Para o estudo de combustíveis de óxidos mistos com 50 % de Th e 50 % de U e urânio enriquecido em ^{235}U em 5 %, necessita-se de um arranjo de 12 x 12 varetas. Para os três casos acima, regiões maiores tornam o núcleo subcrítico e impedem que sejam feitas medidas. Regiões menores diminuem a flexibilidade do arranjo experimental.

De acordo com as análises da seção anterior, foram apresentadas três configurações possíveis para experimentos no reator IPEN/MB-01, mostradas na Tabela 1: núcleo com ThO_2 , núcleo com $(\text{Th-U})\text{O}_2$, com 50 % de Th e núcleo com $(\text{Th-U})\text{O}_2$ com 75 % de Th. Para o núcleo de ThO_2 , apropriado para estudos de blankets, necessita-se de 18,7 kg de tório. Para o núcleo de varetas de óxido misto, necessita-se de 20,7 e 21,7 kg de Th para os núcleos de 50 e 75 % de Th, respectivamente.

A necessidade de urânio enriquecido em 5 % para os núcleos de 50 e 75 % de Th, apropriados para estudos de núcleos de óxidos mistos, seria de 21,3 kg e 7,4 kg, respectivamente. A escolha de qual deva ser o núcleo para os estudos fica dependente da disponibilidade de material enriquecido.

A quantidade de pastilhas necessária para se construir 200 varetas de 50 cm seria de aproximadamente 10000 pastilhas.

Principais Objetivos dos Experimentos Neutrônicos.

Uma biblioteca de dados nucleares em poucos grupos, apropriada para o ciclo de tório, seria montada a partir do processamento de bibliotecas básicas de dados nucleares. O conjunto de seções de choque seria avaliado com resultados de experimentos críticos existentes na

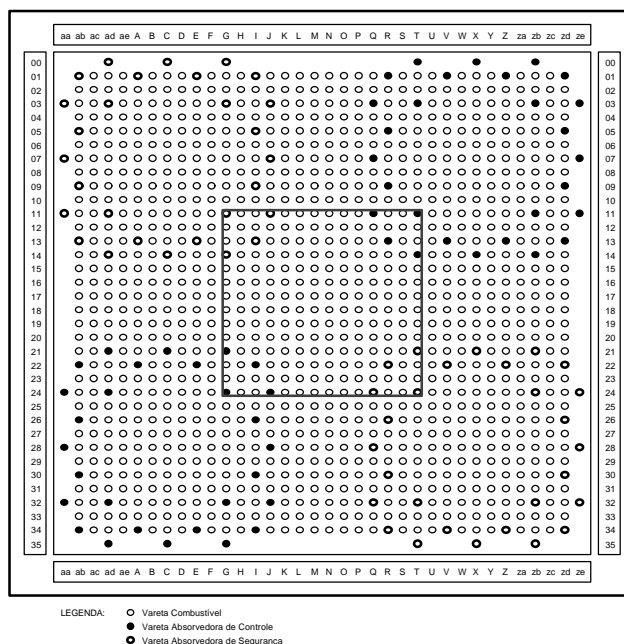


Figura 1 - Diagrama esquemático do núcleo da UCRI. O quadrado indica a região do núcleo prevista para testes de combustíveis de Tório.

literatura envolvendo Th, ^{233}U e ^{235}U .

Uma verificação destes dados seria realizada experimentalmente no reator IPEN/MB-01, que é uma instalação cuja configuração atual permite a realização de teste de núcleos de reatores PWR. Poderia-se produzir pastilhas de ThO_2 e $(\text{Th-U})\text{O}_2$ e compor varetas combustíveis para serem avaliadas neutronicamente. Em resumo os principais objetivos a se atingir com os experimentos neutrônicos envolvendo óxidos mistos de Th e U seriam:

- Medir distribuições de fluxo de neutrons em núcleos mistos de U e Th;
- Medir coeficiente de reatividade de temperatura;
- Medir a reatividade das varetas de ThO_2 ;
- Medir a reatividade de varetas de $(\text{U-Th})\text{O}_2$;
- Medir razões de taxas de reações internas às varetas de ThO_2 e de $(\text{Th-U})\text{O}_2$;
- Obter dados nucleares de ciclos de ^{233}U -Th e validar contra experimentos realizados no reator IPEN/MB-01;
- Estabelecer métodos de análise neutrônica mais precisos para a análise de ciclos de tório; e
- Atualizar o conhecimento de ciclos de tório dentro do momento atual, estudando, principalmente, a possibilidade de ciclos iniciados com Th-Pu.

VII. CONCLUSÕES

A utilização de combustível baseado em Th é bem vista atualmente, tanto em reatores nucleares LWR, para queima de Pu, como pela proposta do Amplificador de Energia do Prof. Rubbia. O Brasil dispõe de reservas consideráveis de Th e ao longo do tempo tem estudado sua possível utilização para geração de eletricidade. Esta proposta apresenta tópicos para um programa de pesquisa e

desenvolvimento sobre a utilização de Th em reatores nucleares.

TABELA 1. Massas necessárias de U enriquecido e Th para os experimentos neutrônicos de estudo de Th.

Região de Teste	ThO_2 (kg)	$(\text{Th-U})\text{O}_2$ (kg)	U (5 %) (kg)	Th (kg)
ThO_2 8 x 8	21,2	-	-	18,7
$(\text{Th-U})\text{O}_2$ 50 % Th 12 x 12	-	47,7	21,3	20,7
$(\text{Th-U})\text{O}_2$ 75 % Th 10 x 10	-	33,1	7,4	21,7

Não parece ser adequado nos dias de hoje iniciar um programa pesado de estudo com objetivo de utilizar Th como energético. Entretanto, a busca e a consolidação de conhecimento para uma possível utilização futura do Th parece ser atividade apropriada para organizações de pesquisa e desenvolvimento da área nuclear, principalmente quando se observa um crescimento do interesse sobre este material. Recentemente surgiram propostas de utilização de tório em reatores PWR, HWR e na proposta do Amplificador de Energia do Prof. Rubbia.

Centros de pesquisa contam com competência para a fabricação de combustíveis de Th e para a realização de experimentos neutrônicos. Os principais objetivos que se busca atingir com estes trabalhos seriam: fixar a tecnologia envolvida no processamento do tório e fabricação de combustíveis de óxidos mistos de tório; obter dados neutrônicos sobre tório apropriados para reatores PWR em experimentos críticos no reator IPEN/MB-01; e contribuir

para preservar e elevar o nível dos grupos de competência existentes nestas áreas.

Praticamente todas as despesas estão ligadas à produção de pastilhas de ThO₂ e de óxidos mistos de (U-Th)O₂, totalizando cerca de duzentos mil dólares. De certa forma este investimento contribuiria para reequipar e manter as instalações que participariam da produção dos combustíveis existentes nos centros de pesquisa envolvidos.

REFERÊNCIAS

1 J. C. SANTOS, S. S. BRITO, J. C. MELLO e C. W. URBAN, **Thorium cycle possibilities in the brazilian nuclear power programme, Utilization of Thorium in Power Reactors**, Technical Reports Series No. 52, IAEA, Vienna (Junho 1965).

2 R. B. PINHEIRO, et alli., **Program of Research and Development on the Thorium Utilization in PWRs**, Final Report (1979-1988), CDTN-KFA (1988).

3 R. B. PINHEIRO, **Pathfinder irradiation of advanced fuel (Th/U mixed oxide) in a power reactor**, IX ENFIR, p. 466, Caxambu - MG (1993).

4 F. CORREA, **Utilização de tório em reatores tipo PWR**, Dissertação de Mestrado, Universidade de São Paulo, Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (1976).

5 N. KOSAKA, **Estudo da viabilidade neutrônica de um conjunto subcrítico de tório**, Dissertação de Mestrado, Universidade de São Paulo, Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (1976).

6 A. J. G. FAYA, **Avaliação neutrônica de blankets de tório metálico em reatores rápidos refrigerados por gás**, Dissertação de Mestrado, Universidade de São Paulo, Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (1975).

7 P. R. KASTEN et alii, **Summary of Molten-Salt Breeder Reactor design studies**, Proceedings of Second International Thorium Fuel Cycle Symposium, Gatlinburg, TN, Estados Unidos, US Atomic Energy Commission, ORNL, pag. 41 (1968).

8 L. B. FREEMAN et alii, **Physics experiments and lifetime performance of the Light Water Breeder Reactor**, Nucl. Sci. Eng., 102, 341 (1989).

9 R. CHIDAMBARAM, **Overview of 'Thorium Utilization Programme' in India**, Indo-Japan Seminar on Thorium Utilization, Anushakti Bhavan, Bombaim, India (Dezembro 1990).

10 THEYMANN, W. **Status and prospects of the HTR 500 based on the THTR 300 operation experience and recent R&D work**, Nucl. Eng. Design 136, 127 (1992).

11 K. FURUKAWA, K. MITACHI, Y. K. **Small**

molten salt reactors with a rational thorium fuel cycle, Nucl. Eng. and Design, 136, 157 (1992).

12 C. RUBBIA et alii, a) **The energy amplifier a year later - a summary for non specialists**, CERN Web Office (1995); b) **Conceptual design of a fast neutron operated high-power-energy amplifier**, CERN/AT/95-44 (ET) (1995); R. FERNÁNDEZ, P. MANDRILLON, C. RUBBIA, J. A. RUBIO, **A preliminary estimate of the economic impact of the energy amplifier**, CERN/LHC/96-01 (EET) (1996).

13 S. GUNGOR, **Thorium utilization in an unmodified pressurized water reactor**, Ann. Nucl. Energy, 17, 455 (1990).

14 A. GALPERIN, **Utilization of light water reactor for plutonium incineration**, Ann. Nucl. Energy, 22, 507 (1995).

15 B. J. F. PALMER, J. A. SCOBBERG E A. Y. H GIN, **"Improving the Quality of Thoria Powders Produced via Hydrothermal Denitration"** Ceramic Bulletin Vol. 62, no.6 (1982).

16 A. T. O. NAKAMURA, R. P. GOMES, G. R. T. SANTOS E P. E. O. LAINETTI, **"Desenvolvimento do Processamento de Óxidos Mistos Utilizando-se Microesferas Obtidas via SOL-GEL"**. 5^oCGEN, Rio de Janeiro-RJ (1994).

ABSTRACT

The abundant thorium reserves in Brazil and the renewed interest in the Th utilization in nuclear reactors for actinides incineration (Energy Amplifier proposed by the nobel laureate Carlo Rubbia) have encouraged the authors to write a proposal for developing some research regarding this nuclear fuel. The basis of the proposal is to utilize the technological, human and laboratory facilities which exist in some of the country's nuclear research centers. This work presents the several steps regarding the production of ThO₂ and (Th-U)O₂, the existing capabilities in several research centers, the fabrication of ThO₂ and (Th-U)O₂ fuel rods, and the performance of reactor physics experiments in the IPEN/MB-01 zero-power reactor. The principal results include keeping active the existing laboratories and research groups and obtaining reactor physics data for the thorium fuels.