

GIANLUCA CRESCENZI DE FREITAS

**O uso de tório em elementos combustíveis de reatores nucleares de
potência**

São Paulo

2022

GIANLUCA CRESCENZI DE FREITAS

O uso de tório em elementos combustíveis de reatores nucleares de potência

Trabalho de Formatura apresentado à
Escola Politécnica da Universidade de
São Paulo

Departamento de Engenharia
Metalúrgica e de Materiais

Orientador: Prof. Dr. Angelo Fernando
Padilha

São Paulo

2022

Autorizo a reprodução e divulgação total ou parcial deste trabalho, por qualquer meio convencional ou eletrônico, para fins de estudo e pesquisa, desde que citada a fonte.

Versão final revisada pelo orientador



Angelo Fernando Padilha

Catalogação-na-
publicação

Crescenzi de Freitas, Gianluca

O uso de tório em elementos combustíveis de reatores nucleares de potência / G. Crescenzi de Freitas -- São Paulo, 2022.
71 p.

Trabalho de Formatura - Escola Politécnica da Universidade de São Paulo. Departamento de Engenharia Metalúrgica e de Materiais.

1.Tório 2.Reatores Nucleares I.Universidade de São Paulo. Escola Politécnica. Departamento de Engenharia Metalúrgica e de Materiais II.t.

Agradecimentos

Esse trabalho é resultado de cinco anos não de faculdade, mas da minha vida, na poli eu entrei como um menino e hoje eu saio como um homem. Eu agradeço primeiramente a Deus por ter me permitido desfrutar da Escola Politécnica da USP e de tudo que ela pode me oferecer, de ter me sustentando durante esse tempo, sem Você eu jamais teria chegado aqui.

Agradeço também a minha família, que me apoiou e me deu todo o suporte do mundo para perseguir meus sonhos e meus objetivos, vocês são minha base. Principalmente minha mãe, Carla, você é minha heroína. Também a Luize, o amor da minha vida.

Agradeço também aos meus amigos Thales, Mariana, Luiza e principalmente, Gabriel, Guilherme e João, passar por todos esses anos e a uma pandemia só foi possível estando do lado de vocês, fizeram meus dias ruins suportáveis e os meus dias bons incríveis, carregarei para sempre no meu coração.

Por fim, agradeço ao professor Angelo Padilha, que já tendo conquistado o topo de sua carreira e sendo uma das maiores referencias dentro do setor de engenharia nuclear e de materiais do Brasil, teve a humildade de me orientar e guiar durante todo esse processo, eu te admiro demais professor, foi um orgulho ser orientado por você.

Resumo

O presente trabalho de conclusão de curso aborda o uso de tório em elementos combustíveis de reatores nucleares de potência, utilizados principalmente na geração de energia elétrica. Inicialmente, são tratados aspectos gerais tais como a matriz energética mundial, o átomo tório, os minérios de tório e a fabricação de elementos combustíveis contendo tório. Os hábitos atuais de produção de energia são também discutidos e questionados. Em seguida, as séries radioativas e os ciclos do urânio e do tório são apresentados, comparados e discutidos. São discutidas as características do ^{232}Th , com ênfase no fato dele ser fértil e que quando bombardeado por nêutrons, decai no isótopo físsil ^{233}U , portanto, exigindo a presença de um iniciador da reação de fissão no combustível nuclear. São discutidas também as potencialidades e limitações dos isótopos físseis ^{239}Pu , ^{235}U e ^{233}U . O uso de tório nos elementos combustíveis de reatores nucleares das gerações III e IV ao redor do mundo é analisado profundamente, mostrando que dificuldade da utilização de tório a curto prazo, mas grandes potenciais de utilização a longo prazo, liderado pelos esforços de P&D do MSR na China. Por fim, as amplas reservas de tório do Brasil, assim como o conhecimento acumulado por pesquisadores brasileiros, principalmente o Grupo do Tório, servem de motivação para um aproveitamento mais efetivo do tório no programa nuclear brasileiro.

Abstract

This course conclusion paper addresses the use of thorium in fuel elements of nuclear power reactors, used mainly in the generation of electricity. Initially, general aspects such as the world energy matrix, the thorium atom, thorium ores and the manufacture of thorium-containing fuel elements are discussed. Current energy production habits are also discussed and questioned. Next, the radioactive series and cycles of uranium and thorium are presented, compared and discussed. The characteristics of ^{232}Th are discussed, with emphasis on the fact that it is fertile and that when bombarded by neutrons, it decays into the fissile isotope ^{233}U , thus requiring the presence of a fission reaction initiator in the nuclear fuel. The potential and limitations of the fissile isotopes ^{239}Pu , ^{235}U and ^{233}U are also discussed. The use of thorium in the fuel elements of generation III and IV nuclear reactors around the world is analyzed in depth, showing that thorium utilization is difficult in the short term, but has great potential for long-term use, led by the MSR R&D efforts in China. Finally, Brazil's ample thorium reserves, as well as the knowledge accumulated by Brazilian researchers, especially the "Grupo do Tório", serve as motivation for more effective utilization of thorium in Brazil's nuclear program.

Lista de Figuras

Figura 1 - Escala Internacional de Eventos Nucleares [2].	12
Figura 2 - Modelo padrão das partículas elementares de matéria e antimatéria.	15
Figura 3 - Modelo padrão dos Hártons.	15
Figura 4 - Depósitos de terras raras no Brasil [9].	24
Figura 5 -Mapa de depósitos sedimentares na área do Pratigi no Brasil [12].	26
Figura 6 - Geologia do complexo de carbonatito de Araxá [13].	27
Figura 7 - Localização do depósito do Morro do Ferro no interior do complexo alcalino de Poços de Caldas.	27
Figura 8 - Geologia da área da Mina de Pitinga [15].	28
Figura 9 - Localização dos complexos alcalinos no Brasil [16].	29
Figura 10 - Micrografia do $\text{Th}_{0.92}\text{Pu}_{0.08}\text{O}_2$ [18].	32
Figura 11 - Seção polida a partir do centro de uma pastilha de $\text{Th}_{0.42}\text{U}_{0.58}\text{O}_2$ com 61% de volume de porosidade [17].	34
Figura 12 - Micrografia da porosidade em uma seção polida da borda de um $\text{Th}_{0.07}\text{U}_{0.93}\text{O}_2$ pastilha com Th-aditivo [17].	34
Figura 13 - Reversão do Urânio para combustível nuclear de reatores de potência	37
Figura 14 - Esquema de um HTGR [25].	43
Figura 15 - Esquema de um HWR [26].	49
Figura 16 - designs conceituais do MSFR e MOSART [30].	58
Figura 17 - desenho conceitual do TMSR [32].	61
Figura 18 - Modelo de referência do IMSR [23].	62

Lista de Tabelas

Tabela 1 - Principais tipos de depósitos de tório [7].....	20
Tabela 2 - Recursos identificados de tório [6].	22
Tabela 3 - Principais tipos de reatores nucleares de potência.....	41
Tabela 4 - Prós e contras do uso de tório em LWR [3].	46
Tabela 5 - Lista de diferentes MSRs em desenvolvimento ao redor do mundo [31]....	56

Sumário

1. Introdução	11
1.1. Preocupações com a matriz energética mundial.....	11
1.2. Preocupações quanto a produção de energia nuclear	11
2. O Tório	13
2.1. Origem das partículas	13
2.2. O descobrimento do tório	16
2.3. O átomo de tório	17
2.4. Usos do tório	17
2.5. Minérios de tório	19
2.5.1. Principais minérios contendo tório.....	19
2.5.2. Depósitos ao redor do mundo.....	20
2.5.3. Depósitos no Brasil.....	23
2.6. O ciclo do tório.....	29
2.6.1. Obtenção do tório a partir da monazita.....	29
2.6.2. Fabricação de combustíveis de tória.....	31
2.6.2.1. $\text{Th}_{0.92}\text{Pu}_{0.08}\text{O}_2$	31
2.6.2.2. $\text{Th}_{0.86}\text{Pu}_{0.14}\text{O}_2$	32
2.6.2.3. $\text{Th}_{0.42}\text{U}_{0.58}\text{O}_2$	33
2.6.2.4. $\text{Th}_{0.07}\text{U}_{0.93}\text{O}_2$	34
2.6.2.5. Fabricação de combustível de teste de tória na IFE (Noruega) Erro! Indicador não definido.	
2.6.3. Decaimento do tório.....	35
2.6.4. Comparação com o ciclo do urânio	35
2.6.4.1. Conversão	35
2.6.4.2. Enriquecimento isotópico.....	36
2.6.4.3. Reconversão	37
2.6.4.4. Fabricação das pastilhas de UO_2	37
2.6.4.5. Decaimento do urânio	38
2.6.4.6. Comparação	38
3. Utilização de tório em reatores de geração III.....	39
3.1. Gerações dos reatores	39
3.2. HTGR	41
3.3. LWRs	43
3.3.1. EUA	43

3.3.2. Alemanha.....	44
3.3.3. Noruega.....	45
3.3.4. Overview do uso de tório em LWR	45
3.4. HWRs.....	48
3.4.1. Índia	49
3.4.2. CANDU	50
3.5. Overview.....	Erro! Indicador não definido.
4. Utilização de tório em reatores de geração IV	52
4.1. Reatores não desenvolvidos para o uso do tório	53
4.2. MSR.....	55
4.2.1. EUA	57
4.2.2. Europa	58
4.2.2.1. Rússia.....	59
4.2.2.2. França.....	59
4.2.3. China.....	60
4.2.4. Índia	61
4.2.5. Japão	63
4.3. Overview.....	Erro! Indicador não definido.
5. Pesquisas do tório como elemento combustível no Brasil	64
5.1. Projeto “Instinto/Toruna”	65
5.2. Projeto de P&D na Utilização de Tório em PWRs	66
5.3. Outras Atividades.....	67
5.4. Barreiras para a introdução do ciclo do tório no Brasil.....	68
6. Conclusões	68

1. Introdução

1.1. Preocupações com a matriz energética mundial

O mundo está à beira de uma crise energética e ambiental, pois suas principais matrizes são combustíveis fóssil, altamente poluentes e não renováveis. A grande utilização de petróleo e carvão gerou danos irreparáveis ao planeta terra, tais como as mudanças climáticas e a poluição do ar e dos mares. Ao passo que as reservas de petróleo vão se esgotando, os conflitos em torno delas aumentam, podendo desencadear guerras, fome e crises econômicas.

Devido a todos esses problemas, a ONU definiu como o seu 7º Objetivo do Desenvolvimento Sustentável (ODS) a *Energia Limpa e Acessível, garantir o acesso a fontes de energia renováveis, sustentáveis e modernas para todos*. As fontes de energia consideradas limpas são: energia eólica, energia solar, energia maremotriz, energia geotérmica, energia hidrelétrica, biocombustíveis e energia nuclear. Porém, destas, somente a nuclear tem potencial de ganhar escala de produção e se tornar a principal matriz energética do mundo.

1.2. Preocupações quanto a produção de energia nuclear

Assim, a energia nuclear ganhou destaque e maior importância na matriz energética mundial nos últimos 60 anos, principalmente entre 2000 e 2010, na chamada “renascença nuclear” chegando a representar mais de 15% da produção mundial de energia elétrica na primeira década deste século, mas não conseguiu ganhar maior relevância ao longo dos anos 2010s, não crescendo o volume produzido e hoje representa cerca de 10% da energia elétrica mundial [1].

A produção de energia nuclear tem enfrentado dificuldades para crescer nos últimos anos devido a diversas preocupações em relação a segurança, como: a possibilidade de utilizar o combustível enriquecido para a produção de armas, a grande quantidade de lixo radioativo produzido e a longa meia-vida desses elementos, e principalmente, o risco de acidentes e desastres nas usinas nucleares. Este temor foi reacendido com o acidente no reator de Fukushima Daiichi, no Japão em 2011, segundo maior acidente nuclear na

Escala Internacional de Eventos Nucleares, como visto na *imagem 1* somente atras do acidente de Chernobyl, ditando o final da “renascença nuclear” [2].

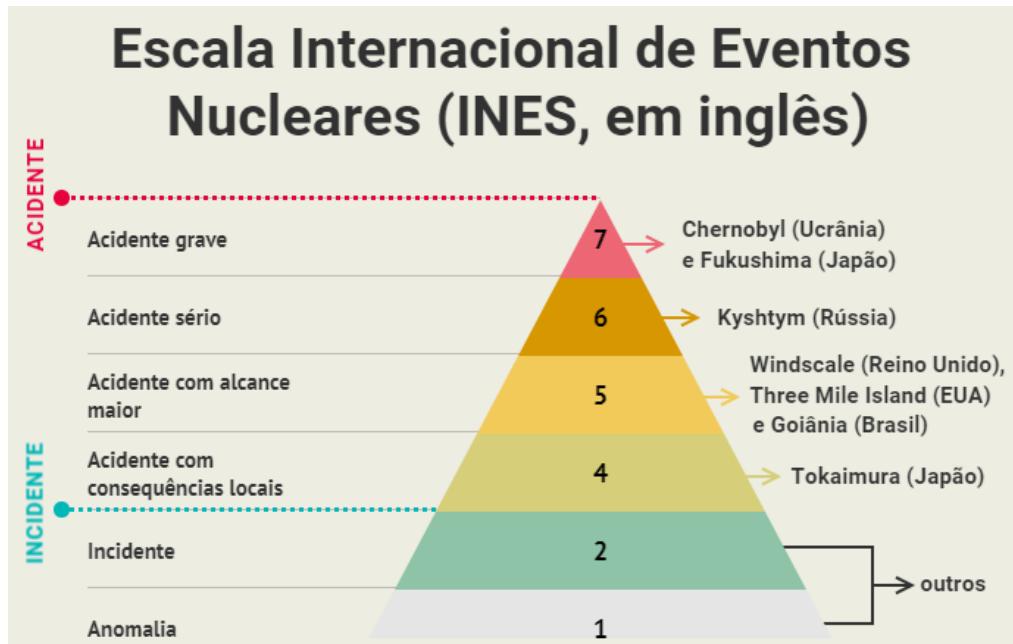


Figura 1 - Escala Internacional de Eventos Nucleares [2].

O programa mundial de energia nuclear é atualmente predominantemente baseado no ciclo do urânio para produção de combustível nuclear, com pouquíssima reciclagem nesse processo. O modo como é feito hoje permite utilizar apenas 1% do recurso de urânio disponível, apenas o Urânio-235, o restante presente no minério e demais isótopos é descartado, gerando resíduo radioativo [3].

Os reatores nucleares de potência com elementos combustíveis à base de tório surgem como alternativa para necessidade de mudança em como a energia nuclear é produzida hoje, porque este é um elemento que possui características que amenizam essas preocupações quando comparado ao urânio, por exemplo: seu enriquecimento gera menor quantidade de rejeitos radioativos e radionuclídeos com menor meia-vida, além ser mais abundante na crosta terrestre e seus minérios se apresentam em maior concentração [3].

Mesmo com todas essas vantagens, desde os anos 60, não houve grandes programas nucleares que estudassem elementos combustíveis de tório, priorizando sempre o ciclo no urânio na produção de combustível nuclear, pois este é o único material naturalmente físsil disponível e o ciclo do

combustível físsil é mais simples do que com um combustível fértil. Somente recentemente com o surgimento dos reatores nucleares de geração IV o tório voltou a ser pauta, principalmente tratando-se do seu potencial de ser um combustível mais resiliente a acidentes, dependendo do reator utilizado. Nos últimos anos, o tório também tem recebido atenção significativa da mídia devido a vários fóruns que o retratam como pronto para uso nos reatores atuais e uma solução para o aumento da utilização de energia limpa no mundo [3].

Este trabalho busca entender os motivos para a carência de pesquisa em torno desse elemento, o que foi feito e realizado em relação aos reatores de potência de geração III que utilizam elementos combustíveis feitos inteiramente ou parcialmente de tório, o que vem sendo pesquisado para a geração IV de reatores nucleares de potência e discutir vantagens, desvantagens e a viabilidade dele se tornar o principal elemento base da produção de energia nuclear a longo prazo [3].

2. O Tório

2.1. Origem das partículas

Para discutir sobre a estrutura dos átomos, das fissões nucleares e como o tório pode ser melhor como combustível nuclear do que o urânio, é preciso entender a origem e quais são as partículas fundamentais que formam a matéria e fazem parte deste processo.

Toda a matéria e as partículas do universo surgiram durante o Big Bang. O universo se iniciou como um ponto de densidade infinita de energia, a primeira etapa foi o *Período Inflacionário*, ele durou cerca de 10^{-35} segundos, nele o universo se expandiu exponencialmente, dobrando cerca de 90 vezes de tamanho, tornando-se mais frio e menos denso, dando surgimento ao espaço e ao tempo.

A segunda etapa foi a *Era dos Quarks*, ela durou cerca 10^{-32} segundos, nele a energia começou a se transformar em matéria e antimateria, dando origem aos gluons que geraram pares de quarks que se destruíam, formando novos gluons que formavam novamente pares de quarks, isso se deu até que a matéria prevaleceu a antimateria, pois de alguma forma um bilhão e uma partículas de matéria eram formadas para cada um bilhão de partículas de

antimatéria. Aos 10^{-9} segundos do universo, as leis naturais – gravidade, força nuclear forte, força nuclear fraca, força eletromagnética – passaram a existir.

A terceira etapa foi a *Era dos Leptons e dos Hadrons*, ela durou até cerca 10^{-6} segundos, nele novas partículas elementares surgiram, os leptons e os bósons, vistos na *imagem 2*, e juntos com os quarks começaram a formar novas partículas, os Hadrons, que são por exemplo os prótons e os nêutrons, vistos na *imagem 3*. A quarta etapa foi a *Era da Nucleossíntese*, nela se passou 1 segundo desde a criação do universo e a maioria dos nêutrons decaíram a prótons, formando os primeiros átomos de hidrogênio.

A quinta etapa foi a *Era Opaca*, nela se passou cerca de 200 segundos desde a criação do universo, ela tem esse nome porque os átomos mais leves, hidrogênio e hélio já haviam sido formados, e eles constituíam uma densa névoa que não permitia a passagem de nenhuma luz. Em seguida, os nêutrons livres se uniam aos núcleos atômicos, formados átomos neutros, na *Recombinação*, que sofriam decaimento e formavam átomos de maior número atômico (tema que será amplamente debatido quando forem abordados os ciclos do tório e do urânio) e entraram na era do *Universo Transparente*, o que permitiu que nos milhões de anos seguintes houvesse a formação de galáxias e estrelas, e que posteriormente deram origem a toda vida conhecida.

Standard Model of Elementary Particles

three generations of matter (elementary fermions)			three generations of antimatter (elementary antifermions)			interactions / force carriers (elementary bosons)	
I	II	III	I	II	III	0	0
mass charge spin	$=2.2 \text{ MeV}/c^2$ $\frac{2}{3}$ $\frac{1}{2}$ up	$=1.28 \text{ GeV}/c^2$ $\frac{2}{3}$ $\frac{1}{2}$ charm	$=173.1 \text{ GeV}/c^2$ $\frac{2}{3}$ $\frac{1}{2}$ top	$=2.2 \text{ MeV}/c^2$ $-\frac{2}{3}$ $\frac{1}{2}$ antiup	$=1.28 \text{ GeV}/c^2$ $-\frac{2}{3}$ $\frac{1}{2}$ anticharm	$=173.1 \text{ GeV}/c^2$ $-\frac{2}{3}$ $\frac{1}{2}$ antitop	0 0 1 gluon
QUARKS	$=4.7 \text{ MeV}/c^2$ $-\frac{1}{3}$ $\frac{1}{2}$ down	$=96 \text{ MeV}/c^2$ $-\frac{1}{3}$ $\frac{1}{2}$ strange	$=4.18 \text{ GeV}/c^2$ $-\frac{1}{3}$ $\frac{1}{2}$ bottom	$=4.7 \text{ MeV}/c^2$ $\frac{1}{3}$ $\frac{1}{2}$ antidown	$=96 \text{ MeV}/c^2$ $\frac{1}{3}$ $\frac{1}{2}$ antistrange	$=4.18 \text{ GeV}/c^2$ $\frac{1}{3}$ $\frac{1}{2}$ antibottom	0 0 1 photon
LEPTONS	$=0.511 \text{ MeV}/c^2$ -1 $\frac{1}{2}$ electron	$=105.66 \text{ MeV}/c^2$ -1 $\frac{1}{2}$ muon	$=1.7768 \text{ GeV}/c^2$ -1 $\frac{1}{2}$ tau	$=0.511 \text{ MeV}/c^2$ 1 $\frac{1}{2}$ positron	$=105.66 \text{ MeV}/c^2$ 1 $\frac{1}{2}$ antimuon	$=1.7768 \text{ GeV}/c^2$ 1 $\frac{1}{2}$ antitau	$=91.19 \text{ GeV}/c^2$ 0 1 Z^0 boson
	$<2.2 \text{ eV}/c^2$ 0 $\frac{1}{2}$ electron neutrino	$<0.17 \text{ MeV}/c^2$ 0 $\frac{1}{2}$ muon neutrino	$<18.2 \text{ MeV}/c^2$ 0 $\frac{1}{2}$ tau neutrino	$<2.2 \text{ eV}/c^2$ 0 $\frac{1}{2}$ electron antineutrino	$<0.17 \text{ MeV}/c^2$ 0 $\frac{1}{2}$ muon antineutrino	$<18.2 \text{ MeV}/c^2$ 0 $\frac{1}{2}$ tau antineutrino	$\approx 80.39 \text{ GeV}/c^2$ 1 1 W^+ boson
							$\approx 80.39 \text{ GeV}/c^2$ -1 1 W^- boson

Figura 2 - Modelo padrão das partículas elementares de matéria e antimateria.

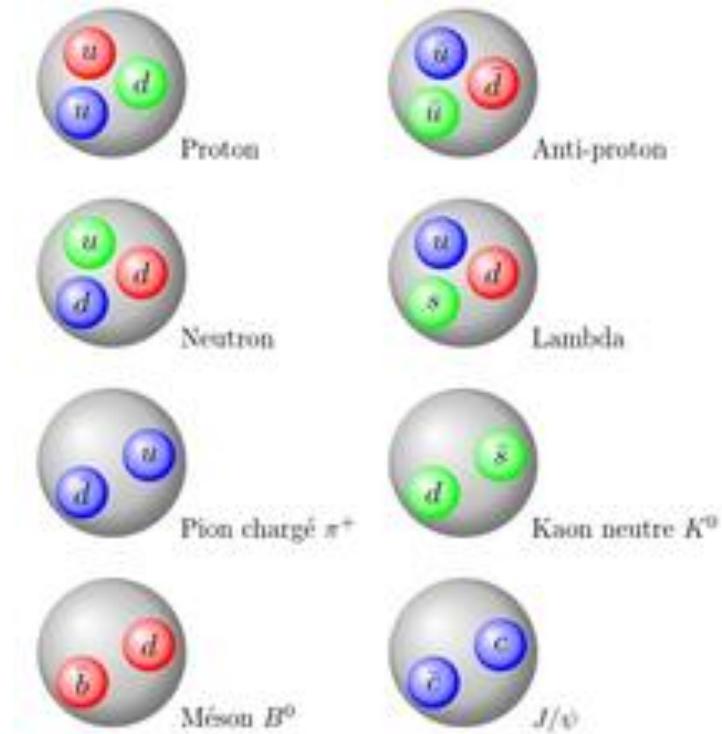


Figura 3 - Modelo padrão dos Hártons.

2.2. Átomos físseis e férteis

Existe uma série de materiais que podem ser usados dentro de reatores nucleares de potência para a geração de energia, porém é necessário que estes átomos sejam físseis ou férteis. [3]

Materiais físseis são aqueles átomos com núcleos pesados que sofrem fissão ao serem atingidos por um bombardeamento de nêutrons, liberando energia, outros dois novos átomos e múltiplos nêutrons. Materiais férteis são aqueles átomos que se transformam em materiais físseis ao serem bombardeados por nêutrons, capturá-los e, em seguida, sofrer decaimento.[3]

Os principais materiais físseis são: urânio-235, urânio-233, plutônio-239, plutônio-241 e somente o urânio-235 ocorre naturalmente na natureza, desta forma, quando se iniciou a exploração dos materiais nucleares e a geração de energia dentro de reatores nucleares, este material foi naturalmente escolhido como o combustível nuclear padrão utilizado em reatores. [3]

Os principais materiais férteis são: urânio-238 (gera Pu-239), urânio-234 (gera U-235), tório-232 (gera U-233), plutônio-238 (gera Pu-239), plutônio-240 (gera Pu-241). Os materiais que ocorrem naturalmente na natureza são U-238, U-234 e Th-232. [4]

2.3. O descobrimento do tório

O tório foi descoberto em 1829, pelo químico sueco Barão Jons Jacob Berzelius (1779-1848), considerado um dos maiores químicos do século XIX, Berzelius também descobriu outros dois elementos: o cério e o selênio. Ele estudou um mineral nunca visto antes, a Torita, um silicato de tório (ThSO_4). O novo elemento foi nomeado em homenagem ao deus do trovão e da eletricidade da cultura nórdica, o Thor, devido às suas propriedades de produzir energia e luz. Isso aconteceu quando um minerador amador lhe enviou uma rocha que foi encontrada perto de Brevig ao Barão, porque ele percebeu que era um minério ainda não catalogado [4].

Posteriormente, Berzelius produziu uma amostra de tório metálico a partir do aquecimento de fluoreto de tório com potássio, assim, se confirmou o descobrimento de um novo elemento químico. Mas somente em 1898, a

radioatividade do tório foi demonstrada pela primeira vez por Gerhard Schmidt e confirmada por Marie Curie [4].

2.4. O átomo de tório

O tório é um metal pesado, da classe dos actinídeos (a mesma do urânio e do plutônio), possui 90 prótons no seu átomo, 2 a menos que o urânio. O principal isótopo encontrado na natureza é o Th-232, sendo praticamente 100% de todo o tório da crosta terrestre, pois este é o isótopo que possui a maior meia vida, $1,4 \times 10^{10}$ anos (14 bilhões), o segundo principal isótopo é o Th-230, porém é praticamente inexistente na crosta terrestre já que sua vida meia vida é somente de $7,56 \times 10^4$ anos, assim, a massa atômica relativa do elemento é 232,038 g/mol, muito próxima a massa atômica do isótopo mais abundante [4].

A densidade do tório é de 11,7 g/cm³, ponto de fusão é 1750°C (2023 K) e o ponto de ebulição é 4785°C (5058 K). Abaixo de 1.360 °C, o metal existe em uma estrutura atômica cristalina cúbica de face centrada (CFC) e acima dessa temperatura assume uma estrutura atômica cristalina cúbica de corpo centrado (CCC) [5].

A principal característica do tório é ele ser um elemento fértil, ou seja, a partir de reações nucleares com nêutrons e posterior decaimento radioativo, ele decai em urânio-233, um elemento físsil, assim, ele não é naturalmente um elemento físsil, o que aumenta significativamente a segurança do processo e dificulta a fabricação de armas a partir de tório, pois não há massa crítica necessária para haver uma reação em cadeia de fissão nuclear. [3]

2.5. Usos do tório

Além de ser material base para a produção de elemento combustível de reatores nucleares, o tório possui diversas outras aplicações. Em 1885, Carl von Welsbach, um barão austríaco, descobriu as propriedades brilhantes de emissão de luz de óxidos de terras raras contendo tória, assim, o tório começou a ser usado como fonte de luz nas mantas de gás incandescentes no início do século XX, principalmente antes da invenção da eletricidade e já no mesmo ano de 1885 tório derivado de monazita da areia das praias brasileiras começou a ser produzido, durante 1886-1950, ~95.000 t de monazita foram

exportado. E em 1911, a monazita vinda da areia das praias indianas começou a dominar o mercado mundial [6].

Durante este período, os fabricantes alemães organizaram um monopólio do nitrato de tório indústria. A Primeira Guerra Mundial restringiu o fornecimento alemão de compostos de tório e permitiu que a produção dos Estados Unidos de nitrato de tório expandisse. No início da década de 1920, a eletricidade começou a substituir o gás e querosene na iluminação geral, e a necessidade de mantas de tório diminuiu [6].

Até o final da Segunda Guerra Mundial, a Índia e o Brasil dominavam o mercado de produção de monazita, mas desde 1945, alguns outros países começaram com suas próprias produções como a Austrália e Malásia. Durante este mesmo período começou a utilização do tório como componente de ligas metálicas de alta temperatura [6].

Após a guerra, em 1946, quando se descobriu que Th-232 poderia se transformar em U-233 por decaimento do Th-233, o interesse no tório aumentou, assim, o processamento de monazita passou a ser voltado principalmente para a produção de combustível nuclear, mas a decisão por se utilizar urânio como combustível base dos reatores atrasou o desenvolvimento dos reatores à base de combustíveis de tório. Nos anos 1950, mais países começaram a produzir tório, como o Canadá e a África do Sul, porque o elemento era encontrado junto aos conglomerados de quartzo de onde os minérios de urânio eram retirados [6].

O tório também é usado como elemento de liga em TIG não consumível (gás inerte de tungstênio), eletrodos de solda, filamentos de lâmpadas incandescentes, tubos de elétron. O dióxido de tório é utilizado em cadrinhos de laboratório e em moldes para fundição de metais e ligas que têm um alto ponto de fusão. [6]

2.6. Minérios de tório

2.6.1. Principais minérios contendo tório

O tório é um elemento relativamente comum na crosta terrestre, sua abundância é de 0,0006% (6.000 ppb), três vezes o de urânio, 0,00018%, e é encontrado naturalmente em seu isótopo Th-232, isso ocorre porque sua meia vida é longa quando compara com a do urânio ($4,5 \times 10^9$ anos). [6]

O tório não ocorre em sua forma metálica na natureza porque é um elemento altamente oxifílico e, portanto, ocorre como óxidos (torianita), silicatos (torita) e fosfatos (frequentemente junto com elementos de terras raras). [6]

Uma classificação provisória dos minerais de tório por composição química e características mineralógicas é a seguinte: Silicatos com tório como elemento principal; Silicatos com tório como constituinte menor; Óxidos, hidróxidos, fosfatos, carbonato com tório como maior ou menor elemento [7].

O mineral de tório mais comum da terra é a monazita $[(Ce,La, Nd,Th,U)PO_4]$, um fosfato, no qual o teor de tório pode chegar até 26%. Entretanto, as concentrações mais frequentes de tório na monazita não excedem 10%, por exemplo, uma monazita brasileira típica contém 39% de óxido de cério, 5% de ítrio, 6% de óxido de tório, 0,3% de U_3O_8 e o restante são REE [6].

Outras fontes potenciais de tório estão associadas com rochas magmáticas carbonatadas (carbonatos), contendo bastnaesita (até 2,8 wt.% ThO_2), parisita $[CaREE_2(CO_3)_3(F,OH)_2]$ (até 4,0 wt.% ThO_2), e sinquiste $[CaREE(CO_3)_2(F, OH)]$ (até 5,0 wt.% ThO_2) [6]. xenótimo, um fosfato de ítrio, e a zircônia, um óxido de zircônio, também são fontes de tório [7].

Já torianita, torita e uranotoria são os únicos verdadeiros minerais de tório, mas não possuem grande volume de reservas na crosta terrestre e não vem sendo produzidos recentemente [6].

2.6.2. Depósitos ao redor do mundo

Os depósitos de tório podem ser separados, de forma simplificada, em 5 principais tipos, como podem ser vistos na *tabela 1*:

Tabela 1 - Principais tipos de depósitos de tório [7].

Tipos de depósitos	Recursos (1k ton Th)	Porcentagem
Sedimentar	2 182	35,1
Carbonatito	1 783	28,7
Mineralizações tipo veia	1 528	24,6
Rochas alcalinas	584	9,4
Outros	135	2,2
Total	6 212	100

Os principais recursos disponíveis de tório estão acoplados a depósitos sedimentares de monazita em sedimentos fluviais ou marinhos que ocorrem principalmente na Austrália, Índia, Brasil, Venezuela, EUA e Egito. Os principais minerais que são minerados em estes depósitos são ilmenita, rutilo, zircônio e cassiterita. Monazita, quando também extraída, geralmente representa apenas um produto acidental da extração [7].

Depósitos sedimentares são encontrados em lugares que as ondas de água concentram grãos minerais pesados em praias marítimas. Estes depósitos podem ocorrer tanto nas costas mais modernas quanto nas mais antigas. Muitos dos depósitos de areia mineral pesada são concentrados pela ação das ondas tanto em dunas paralelas como transgressivas. Os minérios monazíticos são relatados da Austrália, Egito, Índia, Libéria, Brasil, Birmânia, Malásia, Sri Lanka e EUA [7].

Exemplos de depósitos sedimentares: depósitos sedimentares costeiros (Querala, Índia, Brasil), dunas (Australia), marítimos (Querala, Índia), depósitos fluviais (Australia), depósitos fósseis (Australia), depósitos metamórficos – conglomerados de quartzo (Canadá) [7].

Os carbonatitos, que atualmente representam a fonte mais importante de REE (elementos de terras raras), também são considerados como fonte potencial de tório. Os carbonatitos são rochas ígneas que contêm mais de 50%

de minerais carbonatados primários em sua composição. Essas rochas geralmente contêm menos de 50 ppm Th; no entanto, algumas podem ter concentrações mais altas [7].

De meados dos anos 1960 até 1985, o depósito de carbonatitos de Mountain Pass nos Estados Unidos foi a principal fonte mundial de elementos de terras raras, produzindo mais de 20 kt REO (óxidos de terras raras). Recentemente, quase toda (~97%, ou 120-130 kt REO) do fornecimento mundial de elementos de terras raras vem da China, com 40-50% desta produção vinda do depósito de Fe-REE-Nb em Bayan Obo, perto da Mongólia interior, ele representa 70% dos recursos mundiais de REE. Os minerais de terras raras mais abundantes em Bayan Obo são a monazita e a bastnaesita [7].

Carbonatitos com significativa mineralização de terras raras e tório foram relatados também em Khibiny (Kola, Rússia), Ozerny e Arshan (Sibéria, Rússia), Fen (Noruega), Sokli (Finlândia), Mount Weld, Cummins Range, Tanque de Lama (Austrália), Palabora (África do Sul), Khanneshin (Afeganistão), Amba Dogar (Índia), Barra do Itapirapuã (Brasil), Tundulu e Kangankunde (Malawi), e Wigu Hill (Tanzânia), entre muitos outros [7].

A mineralização do tipo veia é descrita como uma mineralização discordante, principalmente inclinada em vários países rochas (principalmente magmáticas e metamórficas) que ocupam falhas, juntas ou fissuras. Elas podem ser monometálicas ou polimetálicas. Além das concentrações de metais de base, metais raros, urânio e tório, elementos de terras raras. Os minerais comuns são quartzo, barita, carbonato etc [7].

Intrusões de rochas ígneas alcalinas e peralcalinas representam fontes de alto potencial de elementos de terras raras e tório. Alguns exemplos muito conhecidos destas séries de rochosas ígneas alcalinas e peralcalinas são a intrusão Ilímaussaq no sul da Groenlândia, os plutões alcalinos Lovozero e Khibiny na Península de Kola (Rússia), a província alcalina de Red Wine-Letitia no Canadá, o lacólito alcalino em Poços de Caldas (Brasil) e o sienito alcalino em Pilanesberg (África do Sul) [7].

A exploração recentemente realizada está concentrada no potencial recuperação de óxidos de terras raras, Y, juntamente com a produção de U e Zn como subprodutos valiosos. Algumas outras fontes potenciais de tório representam granitos e pegmatitos, que são encontrados em muitas partes do mundo. Os pegmatitos enriquecidos com tório ocorrem mais comumente em corpos quase graníticos ou simbióticos ou em séries de rochas metamórficas de alto grau perto de seus contatos com estoques graníticos ou batólitos. Os principais minerais que contêm tório nestes depósitos são uraninita, tório, branerite, uranotorita, monazita e alguns outros minerais acessórios REE-, Th-, e U- [7].

A maioria dos granitos e pegmatites enriquecidos com minérios de tório não são de importância comercial no momento, mas podem ser uma grande reserva de tório e urânio para o futuro [7].

As principais reservas de tório em volume por país no mundo estão listadas na *tabela 2* abaixo:

Tabela 2 - Recursos identificados de tório [6].

País	Volume de tório (m³)
Índia	846 000
Brasil	632 000
Australia	595 000
EUA	595 000
Egito	380 000
Turquia	374 000
Venezuela	300 000
Canadá	172 000
Rússia	155 000
África do Sul	148 000
China	100 000
Noruega	87 000

Groenlândia	86 000
Finlândia	60 000
Suécia	50 000
Cazaquistão	50 000
Outros	1 725 000
Total	6 355 000

2.6.3. Depósitos no Brasil

Em um 2011, Villas Boas [8]. menciona os seguintes ambientes geológicos importantes para a formação de depósitos e ocorrências de tório no Brasil:

- Pegmatitos com monazita e/ou Ta-Nb-minerais complexos;
- Monazita residual em depósitos eluviais e aluviais (principalmente sedimentares);
- Carbonatitos e Sienito nefelínico.

Além de um total de 44 depósitos/ocorrências e amostras contendo tório em concentrações variáveis, como estão listados na *figura 4*:

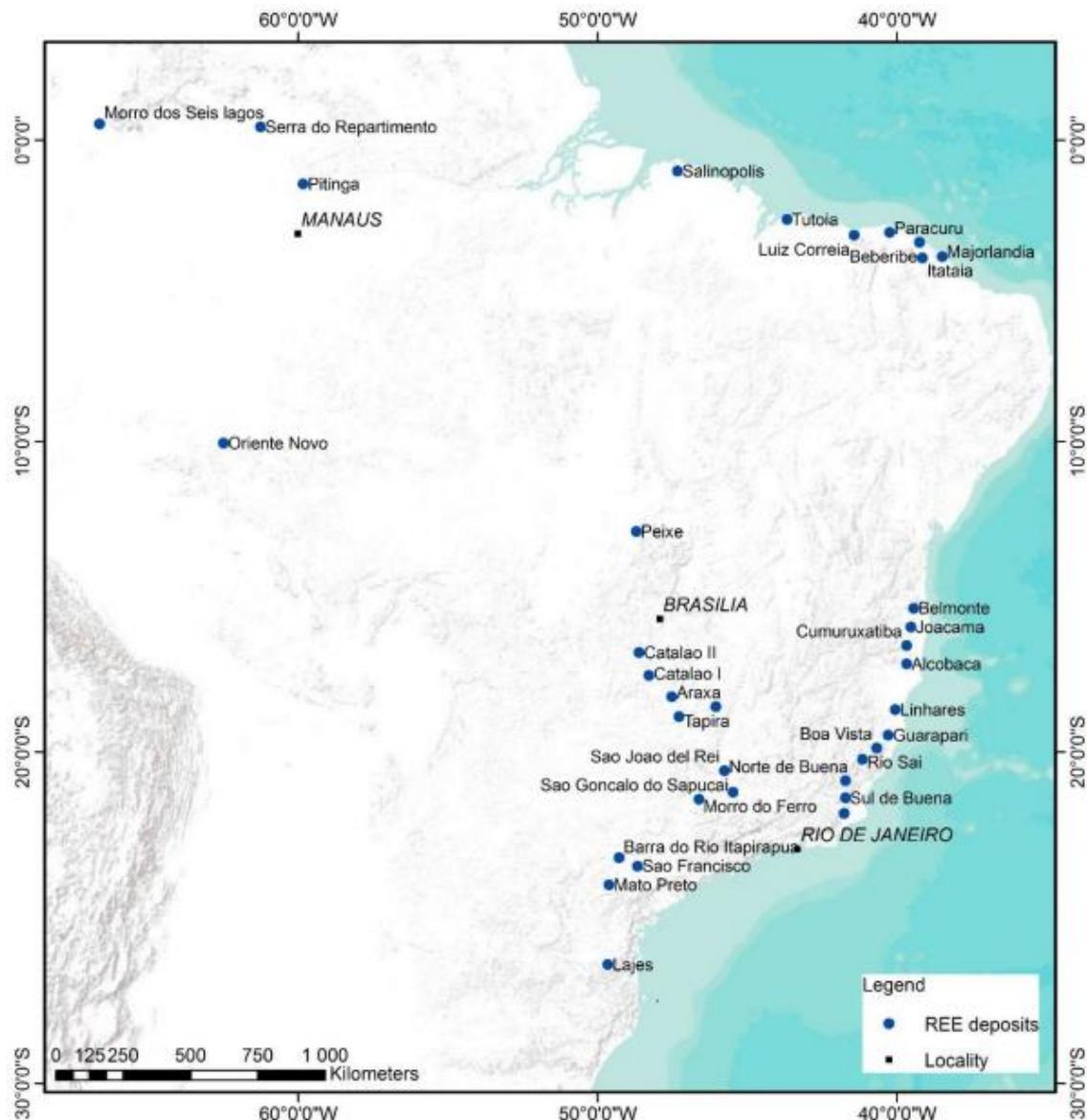


Figura 4 - Depósitos de terras raras no Brasil [9].

A maioria das avaliações de depósitos foi feita no passado, na expectativa de aumentar demanda pelo tório, e as estimativas de recursos podem ter sido otimistas. Este não é o caso apenas no Brasil, mas também em outros países. Os números dos recursos variam entre as publicações. Os números totais de recursos do tório in situ para este é de 632 000 t de tório, conforme relatado em [6].

Todos os recursos de tório conhecidos até agora no Brasil são extraíveis como subproduto de outros minerais e a disponibilidade depende das necessidades do produto principal. No passado, o tório foi extraído de monazita

(areias minerais pesadas) em depósitos sedimentares no litoral de São Paulo. Informações mais recentes não estão disponíveis [8].

Os principais depósitos de tório do Brasil podem ser separados geologicamente em 4 grupos: sedimentares, carbonatitos, intrusões peralcalinas, intrusões graníticas [6].

Os recursos de tório nas areias e locais de praia ao longo das áreas costeiras do Rio de Janeiro, Espírito Santo e Bahia são estimados em ~4000 ton Th contidos em minerais pesados, principalmente monazita (*Figura 5*). A monazita foi descoberta nas areias das praias em 1880 para ser um componente das areias minerais pesadas utilizadas como lastro para navios comerciais que retornavam à Europa. Por exemplo, na Alemanha, a Auer Company extraiu tório da monazita para a produção de mantas de gás. A monazita e outros minerais pesados (ilmenita, rutilo, zircônio etc.) nas placas são derivados das rochas pré-cambrianas do interior. Durante episódios de elevação e erosão, o material era transportado por rios até a costa, onde em locais específicos, por ação das ondas, minerais pesados eram acumulados em concentrações viáveis [6].

O conteúdo de minerais pesados nas areias das praias varia de 20-40%, e a monazita tem uma fração de 2-5%, em alguns locais até 20%. O teor de tório da monazita varia de 4-5%. Os locais conhecidos para extração da monazita são Itabapoana (Rio de Janeiro), Cumuruxatiba (Bahia) e Guarapary (Espírito Santo). O processamento posterior é feito em São Paulo. A mina de Buena, a única mina produtora de elementos de terras raras no Brasil, está localizada no nordeste do Rio de Janeiro. O corpo de minério é uma areia monazítica de praia [10].

Um dos maiores depósitos de carbonatito em escala mundial é o complexo de carbonatito de Araxá, no estado de Minas Gerais, que também é um dos maiores depósitos de nióbio do mundo (*Figura 6*). O carbonatito foi introduzido nos meta-ambientes pré-cambrianos durante a época Cretácea. A intrusão está localizada em uma linha estrutural de grande alcance profundo. O minério extraído é o pandaita, uma variedade de pirocloro contendo Ba- contendo até 2% Th e alguns U- [6].

O grau médio no minério extraído na zona climatizada (canga) atinge até 0,13% Th, o que resulta em um total de ~400 000 t Th. Esse tório não é recuperado em Araxá, pois durante a produção de ferronióbio, as impurezas e os subprodutos vão para a escória, e anualmente ~ 1000 t Th e ~ 100 t U são descartados na escória [11].

Se um processo econômico for desenvolvido para recuperar o tório e o urânio da escória, Araxá poderia se tornar um produtor desses subprodutos. Vários outros carbonatitos, a maioria deles com minério de nióbio, por exemplo, os encontrados no Morro dos Seis Lagos (Amazonas), Salitre (Minas Gerais), Serra Negra (Minas Gerais), Tapira (Minas Gerais) são conhecidas por conterem elevados quantidades de tório [6].

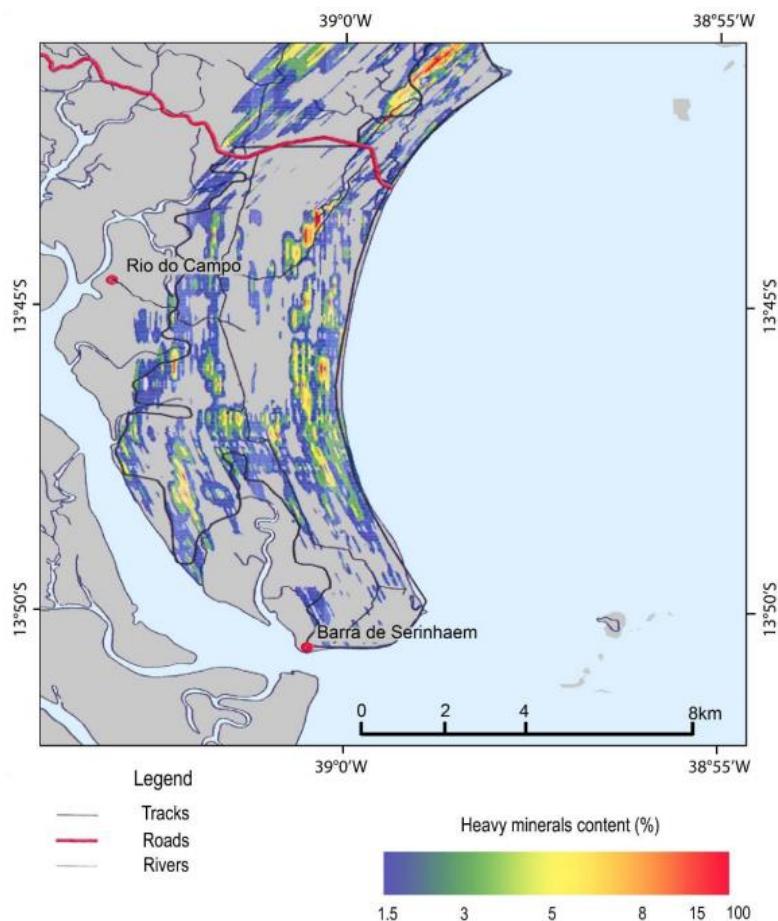


Figura 5 -Mapa de depósitos sedimentares na área do Pratigi no Brasil [12].

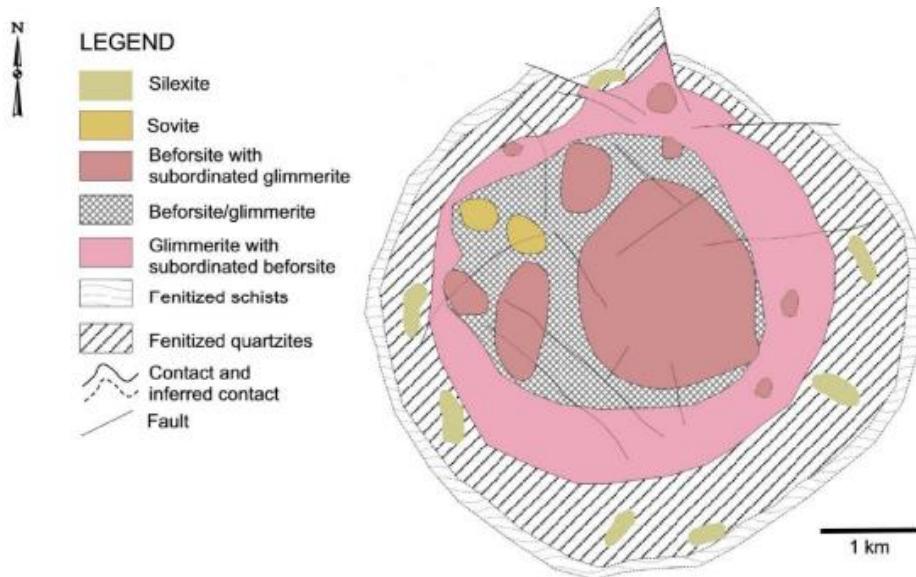


Figura 6 - Geologia do complexo de carbonatito de Araxá [13].

Outros recursos de tório estão localizados nos depósitos de complexos peralcalino do Morro de Ferro e em Poços de Caldas (Figura 20). Morro de Ferro contém ~17 500 t Th com grau médio de 1,2% Th e em Poços de Caldas os recursos totais de ~59 000 t de tório a um grau de 0,44% Th foram estimados e publicados em relatórios anteriores [14]. Além do tório, o depósito contém urânio, que esteve sujeito à mineração, ~1 000 t U até 1997, durante 10 anos, extraído pela INB. Esta cratera vulcânica alcalina, de 5 km de diâmetro, contém um conjunto dos maiores complexos peralcalinos do mundo. As localizações de todos os principais complexos alcalinos são mostradas na Figura 9 [16].

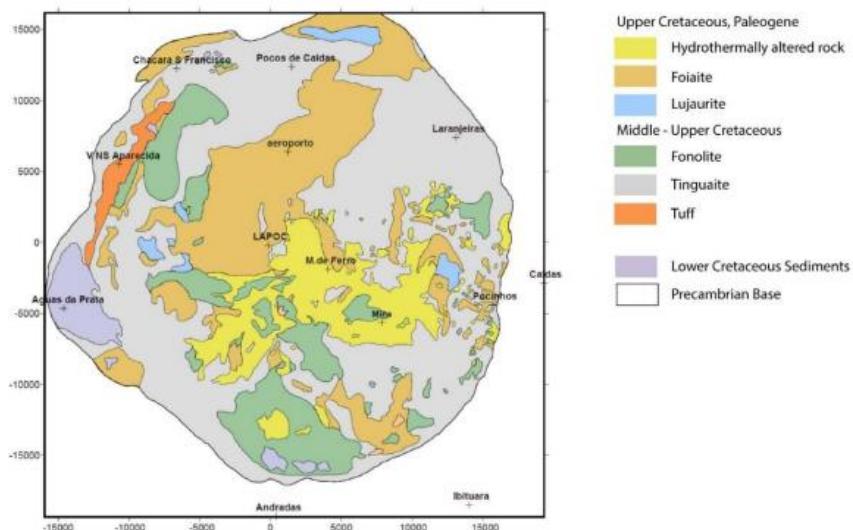


Figura 7 - Localização do depósito do Morro do Ferro no interior do complexo alcalino de Poços de Caldas.

Investigações na Mina de Pitinga, uma intrusão granítica, explorada por estanho, nióbio e tântalo, têm se mostrado importantes quantidades de recursos de tório totalizando ~251 000 t Th, dos quais ~40% estão já são recursos medidos, totalizando ~100 000 t de tório (Figura 8). As quantidades de tório nos minérios foram medidas em cerca de 0,07%. A extração do tório não é atualmente realizada e só seria possível como subproduto. Em [12], os recursos de tório medidos de ~251 000 t foram relatado em rochas duras a uma profundidade de 100 m.

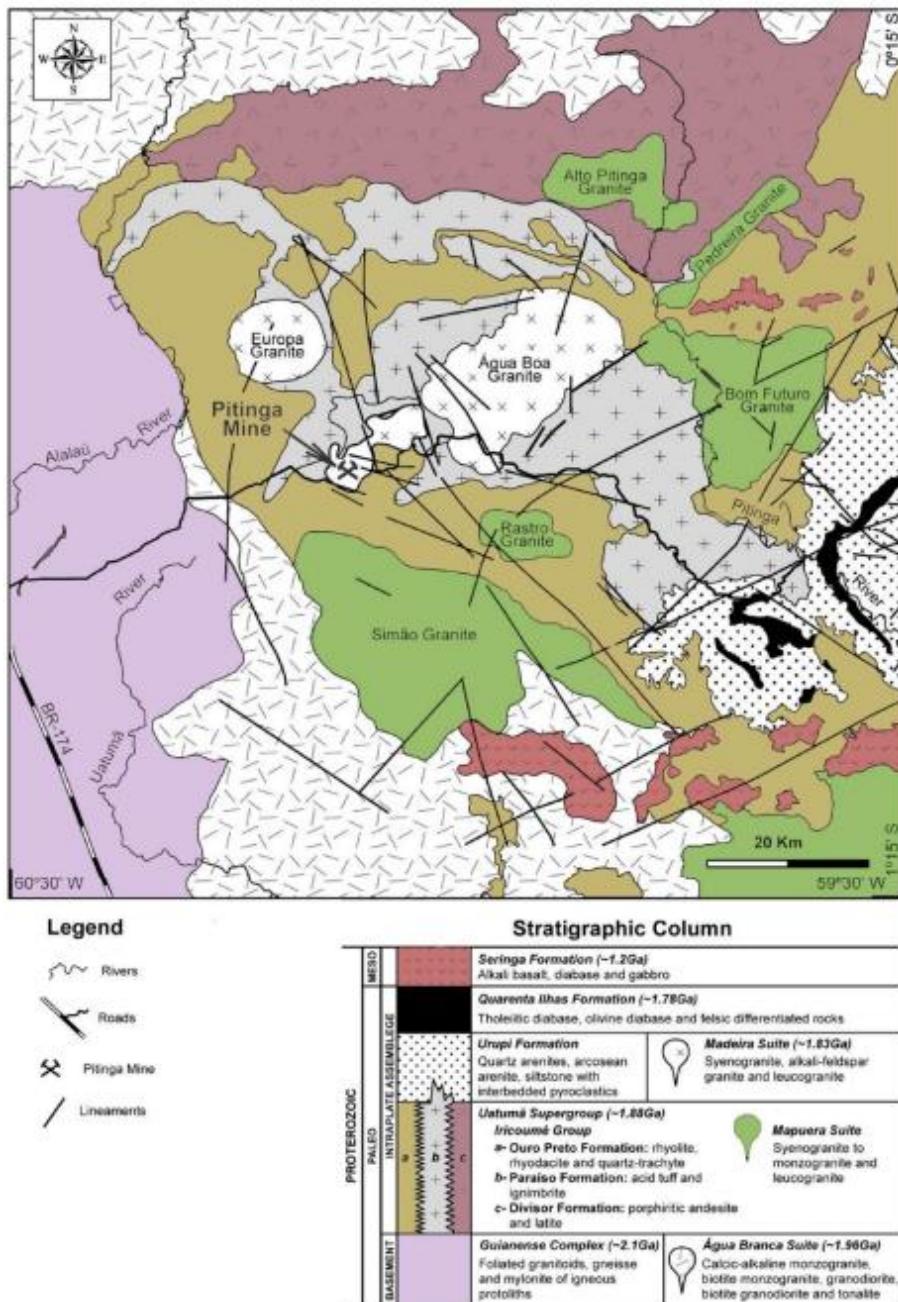


Figura 8 - Geologia da área da Mina de Pitinga [15].

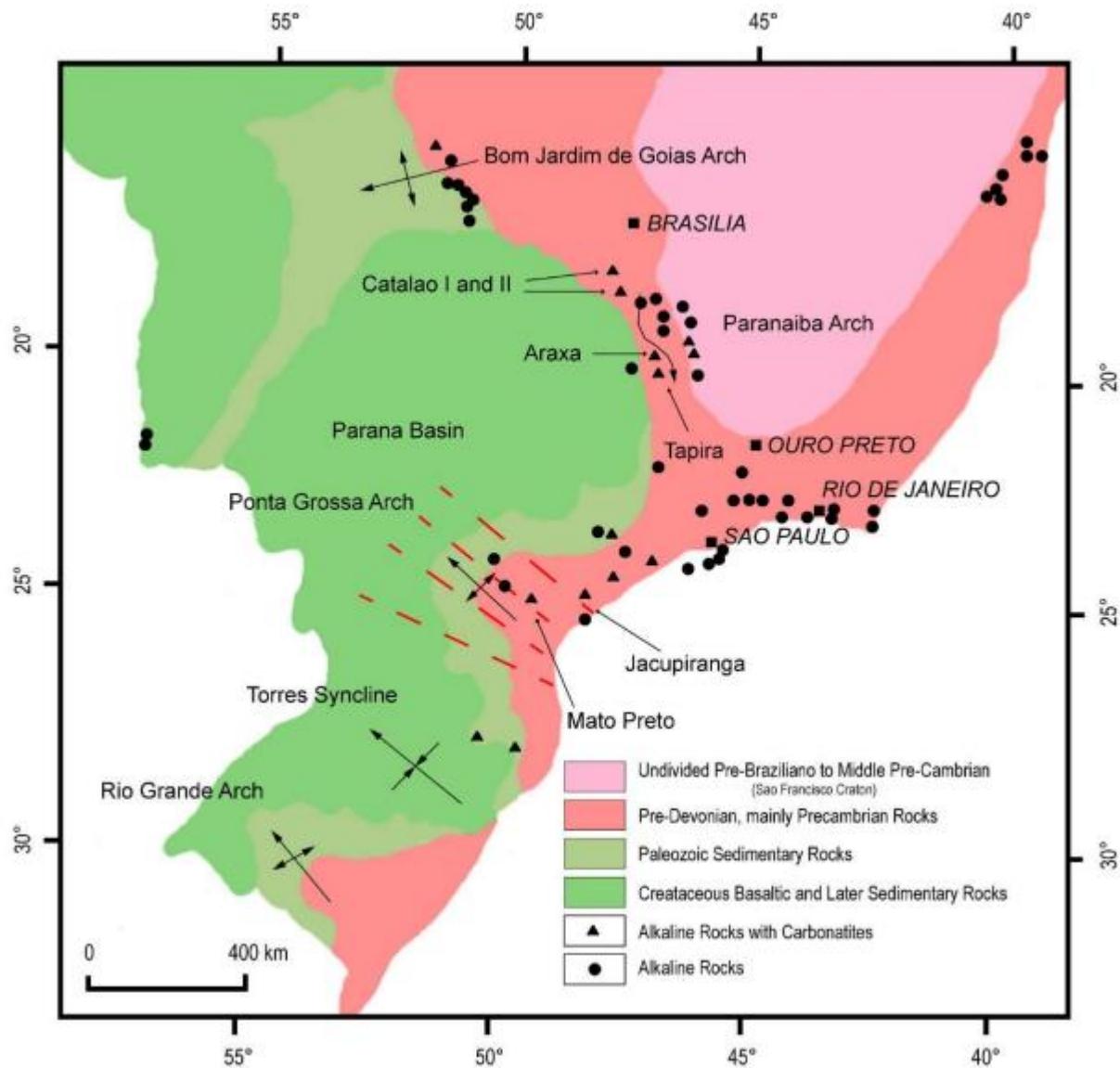


Figura 9 - Localização dos complexos alcalinos no Brasil [16].

2.7. O ciclo do tório

2.7.1. Obtenção do tório a partir da monazita

A primeira fase do processamento da monazita consiste em a extração, lavagem e secagem de monazita areias de rolamento retiradas das praias. Depois, físicas processos de separação separam os quatro minerais: ilmenita, rutilo, monazita e zircônio [3].

Existem dois métodos clássicos para processar quimicamente a monazita: ela pode ser atacada tanto por ácidos minerais fortes, como o ácido sulfúrico (H_2SO_4) ou os alcalinos, como o hidróxido de sódio ($NaOH$) [3].

No tratamento com o ácido sulfúrico, a areia monazítica, que já foi previamente finamente moída, é digerida em um composto altamente concentrado de ácido (93%) a uma temperatura entre 150 e 230 °C. Assim tanto o fosfato quanto às espécies metálicas da monazita são convertidas em espécies solúveis em água. A solução resultante entra em contato com amônia aquosa, primeiro precipitando o fosfato de tório hidratado como uma massa gelatinosa e depois transformando o fosfato de tório em hidróxido de tório (Th(OH)_4). Finalmente, o hidróxido de tório bruto é dissolvido em ácido nítrico para produzir uma solução contendo nitrato de tório pronto para a purificação final por uma extração com solvente [3].

No tratamento com o hidróxido de sódio, a areia monazítica, que já foi previamente finamente moída é digerida em um composto altamente concentrado de ácido (93%) a uma temperatura entre 130 e 140 °C, produzindo um produto sólido de hidróxido de tório. Em seguida, o Th(OH)_4 é tratado com ácido clorídrico e produz uma solução de tório e cloretos de terras raras. O tório é separado parcialmente das terras raras pela adição de mais hidróxido de sódio, assim, o hidróxido de tório é precipitado e posteriormente dissolvido em ácido nítrico para a purificação final por uma extração com solvente [3].

O processamento químico da monazita no Brasil se iniciou em 1949 para a produção de cloretos de lantanídeos e tri-sódio fosfato, pela Usina Santo Amaro, que pertence à empresa Orquima S/A de São Paulo, mas por problemas econômicos e da segurança com os subprodutos radioativos, esse processamento químico parou em 1992 [5].

A produção e purificação do tório foi realizada no IPEN (Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares), em São Paulo, durante cerca de 18 anos. As matérias primas utilizadas foram alguns concentrados de tório obtidos a partir da industrialização das areias monazíticas, feito na ORQUIMA, mais tarde na NUCLEMON (Nuclebrás Monazita). A ORQUIMA enviava sulfato de tório para a produção de nitrato de tório. Primeiramente, o sulfato de tório é transformado em carbonato de tório pela adição de água, carbonato de sódio e hidróxido de sódio. Em seguida, o carbonato de tório é transformado em nitrato de tório por dissolução com ácido nítrico, para obter maior pureza de nitrato de tório, o processo mais satisfatório é purificação por extração com solventes.

Esse nitrato de tório era o produto vendido e exportado, foram produzidas mais de 170 t. Ele pode ser tratado com amônia aquosa, produzindo hidróxido de tório, $\text{Th}(\text{OH})_4$, e este é calcinado para produzir ThO_2 e este é o óxido quando aquecido emite uma luz branca [5].

2.7.2. Fabricação de combustíveis de tório

Como o tório é um material fértil, é necessário que haja a presença de algum elemento físsil para que seja iniciada a reação nuclear de fissão ao ser bombardeado por nêutrons térmicos, os principais combustíveis são aqueles de tório (ThO_2) associados com Plutônio-239 (vindo de combustível reprocessado), Urânio-235 e vem sendo estudada a possibilidade de fabricação com Urânio-233, estes três são os principais elementos físseis quando bombardeado por nêutrons térmicos [3].

Esta seção analisa a experiência com a fabricação de combustíveis nucleares com base na tório, com base em trabalhos passados ou em andamento realizados na Alemanha, França e Noruega [17].

2.7.2.1. $\text{Th}_{0.92}\text{Pu}_{0.08}\text{O}_2$

Pastilhas de óxidos mistos de tório e plutônio foram fabricados como parte do projeto europeu "OMICO". e foram disponibilizados pelo JRC-ITU (Joint Research Centre - Institute for Transuranium Elements). A técnica Sol-Gel foi utilizada para misturar os dois óxidos, resultando na distribuição relativamente homogênea do plutônio dentro da matriz de tório mostrada na *Figura 10* [18].

Processo Sol-gel: um líquido contendo partículas sólidas que são distribuídas uniformemente e suspensas de forma estável e que podem ser geladas pela remoção das forças repulsivas entre as partículas. A ideia por trás da síntese sol-gel é "dissolver" o composto em um líquido a fim de recuperá-la como um sólido de forma controlada; resulta em pequenas partículas, que são facilmente sinterizáveis. A viscosidade é ajustada pela adição de quantidades vestigiais de espessantes orgânicos. Esta solução de alimentação é dispersa em gotículas, que são então coletados em um banho de hidróxido, onde a

gelificação ocorre dentro das gotas originais, formando microesferas. Finalmente, as microesferas são lavadas, secas e calcinadas [18].

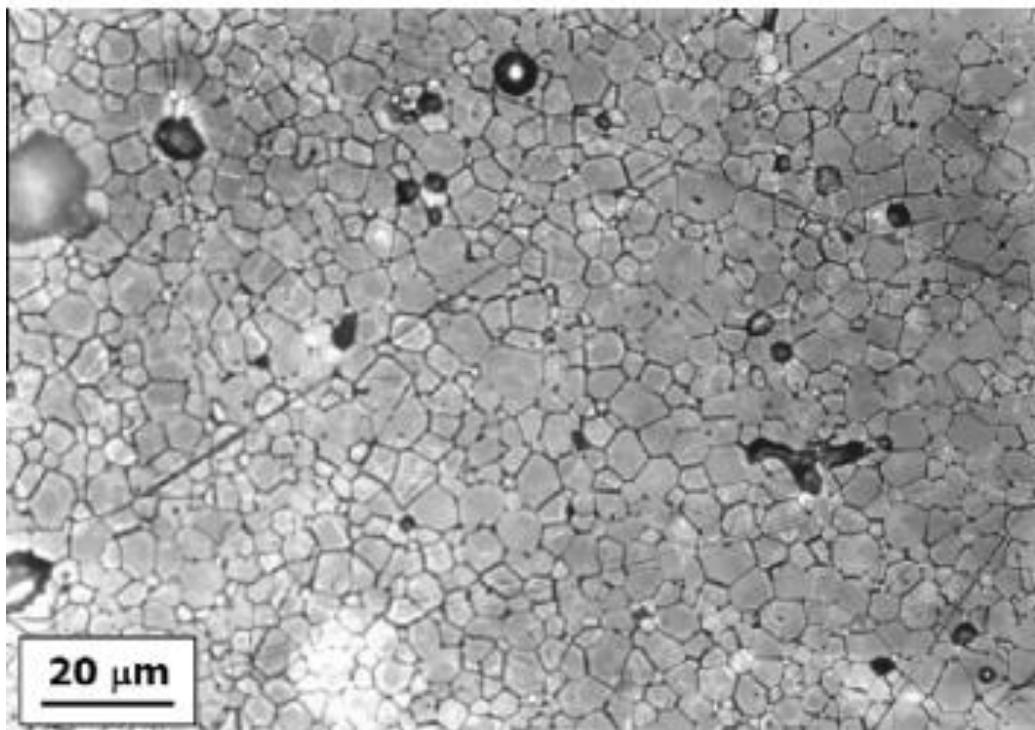


Figura 10 - Micrografia do $\text{Th}_{0.92}\text{Pu}_{0.08}\text{O}_2$ [18].

2.7.2.2. Fabricação de combustíveis de teste à base de tório na IFE, Noruega

A IFE realizou uma série de testes com diferentes tipos de combustível contendo tório, pois realizou uma parceria com a também norueguesa, Thor Energy, considera a maior empresa privada de tório do mundo, como parte de uma campanha de teste de irradiação de combustíveis à base de tório [17].

Pastilhas foram feitas na IFE a partir de pós de ThO_2 e UO_2 misturados e de ThO_2 e CeO_2 misturados, simulando a fabricação de Th-MOX4. Concentrando-se também em encontrar procedimentos ideais para o condicionamento do pó tório e em encontrar os parâmetros ideais para prensagem e sinterização do pó para produzir uma cerâmica com densidade próxima de 94% da real [17].

Alguns exemplos estão demonstrados nas seções seguintes.

2.7.2.3. $\text{Th}_{0.86}\text{Pu}_{0.14}\text{O}_2$

O programa Seven-Thirty no Halden Research Reactor na Noruega testa, a partir de 2014, o desempenho de irradiação de pastilhas de combustível $(\text{Th},\text{Pu})\text{O}_2$ com uma fração elementar de plutônio de 14 % de peso, que é o limite superior para o teor de plutônio físsil no combustível testado de 10%. A adição de óxido de plutônio à matriz de óxido de tório degrada o desempenho do combustível, então um alto teor de plutônio nas pastilhas combustíveis vem sendo testado para verificar a relação ao comportamento do combustível [17].

O $(\text{Th},\text{Pu})\text{O}_2$ foi produzido a partir de $(\text{Th},\text{Ce})\text{O}_2$ para melhorar a qualidade da tório, pois verificou-se que o dióxido de tório recebido não é ideal para a fabricação do combustível nuclear, pois o pó recebido possui uma área superficial específica que é de apenas $2 \text{ m}^2/\text{g}$, enquanto o pó desejável possui uma área superficial específica em cerca de $8 \text{ m}^2/\text{g}$, assim, ele é moído por um prolongado tempo em moinhos de bolas [17].

Em seguida, o pó é prensado até chegar a 67% da densidade real. O processo de sinterização em atmosfera redutora. As densidades finais de pastilhas de combustível são normalmente 95% da densidade real [17].

2.7.2.4. $\text{Th}_{0.42}\text{U}_{0.58}\text{O}_2$

As pastilhas $\text{Th}_{0.42}\text{U}_{0.58}\text{O}_2$ foram projetadas para ter uma reatividade próxima à das pastilhas $\text{Th}_{0.92}\text{Pu}_{0.08}\text{O}_2$ para que funcionassem em níveis de potência similares durante toda a irradiação. Em comparação com o plutônio, o teor de urânio na mistura precisa ser bem maior, porque existe uma alta quantidade de U-238, que não é físsil, na composição do dióxido de urânio. O teor de tório escolhido foi o mais alto possível, dado que o urânio com maior enriquecimento disponível para a fabricação dessas pastilhas com enriquecimento de 19,8% de U-235 [17].

Estas pastilhas também foram fabricadas na IFE, Kjeller, na Noruega, utilizando o urânio padrão processo de fabricação de combustível após uma mistura seca dos pós dos óxidos de urânio e tório. Uma seção transversal polida das pastilhas de combustível resultantes é mostrada na *Figura 11* [17].

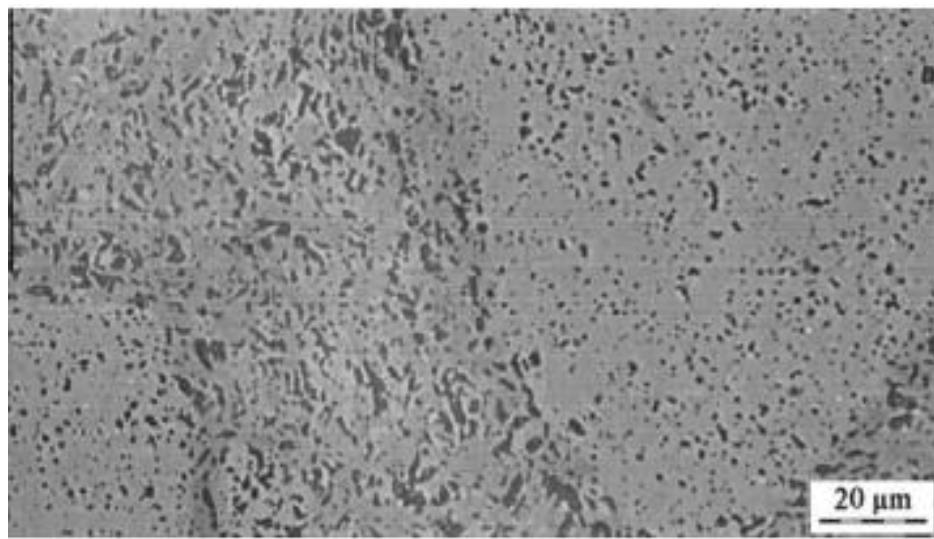


Figura 11 - Seção polida a partir do centro de uma pastilha de Th0.42U0.58O_2 com 61% de volume de porosidade [17].

2.7.2.5. $\text{Th}_{0.07}\text{U}_{0.93}\text{O}_2$

O combustível com baixo teor de tório é reconhecido como um meio potencial para a primeira introdução dele no ciclo do combustível nuclear, com uma fração de cerca de 7% é típica para esta aplicação [19]. O combustível foi fabricado também na IFE, Kjeller, também com um procedimento padrão de fabricação de combustível de urânio. Uma seção transversal polida das pastilhas de combustível resultantes é mostrada na *Figura 12* [17].

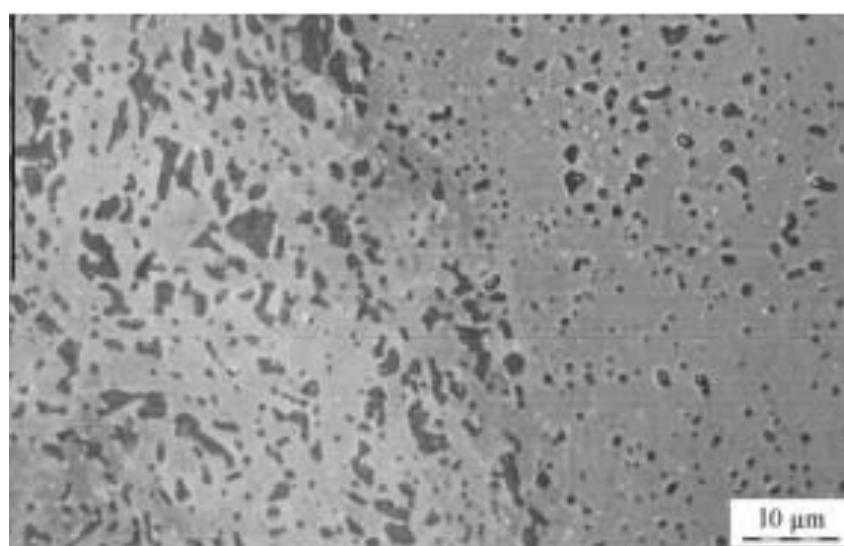
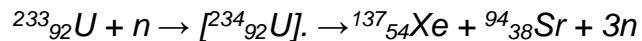
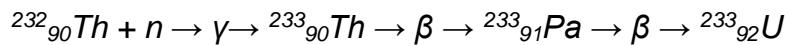


Figura 12 - Micrografia da porosidade em uma seção polida da borda de um $\text{Th}_{0.07}\text{U}_{0.93}\text{O}_2$ pastilha com Th-aditivo [17].

2.7.3. Decaimento do tório

Ao ser iniciada a reação nuclear de fissão no reator o tório é bombardeado por nêutrons térmicos, gerando Th-233, em seguida, decaindo para protactínio (Pa-233) que tem uma baixíssima meia vida (cerca de 27 dias), que decai em urânia (U-233), o elemento que sofrerá fissão nuclear gerando energia, como pode ser visto nas equações abaixo [3]:



2.7.4. Comparação com o ciclo do urânia

O ciclo do combustível nuclear feito à base de urânia é formado pelas seguintes etapas: prospecção, mineração e beneficiamento; conversão; enriquecimento; reconversão; fabricação das pastilhas; fabricação do elemento combustível [3].

2.7.4.1. Conversão

A conversão é uma etapa preparatória para que seja possível realizar o enriquecimento do urânia natural de 0,7% para um valor entre 4 e 5% de U-235, pois o hexafluoreto de urânia (UF_6) é um produto químico ideal para processos de enriquecimento devido suas propriedades físico químicas desse sal como: o flúor só apresentar um isótopo, poder ser manuseado em temperaturas e pressões razoáveis e ser solúvel em água, apresenta uma relativa estabilidade molecular e por fim, a mais importante característica, o enriquecimento só acontece com o urânia na forma gasosa e o UF_6 é o único composto volátil de urânia, sublimando a 56,2 °C, apesar de seu alto peso molecular.

Logo é necessário que haja o processo de conversão para que seja realizado o enriquecimento do combustível. É importante ressaltar que essa é uma etapa que ainda não é realizada no Brasil, sendo necessário enviar o minério de urânia para fora do país e importar o urânia beneficiado, mas a INB (Indústrias nucleares do Brasil) está implementando em sua unidade em

Resende a FCN - Conversão. A INB está na fase de preparação para contratação do Projeto Básico e obtenção das licenças do local junto ao IBAMA e à Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), quando esse processo for concluído, o Brasil terá dominado o ciclo do urânio completamente em escala industrial, permitindo que ele se torne independente de outros países no processo de enriquecimento.

2.7.4.2. Enriquecimento isotópico

Como o urânio encontrado em sua forma natural é abundante em material não físsil (99,28% de U-238), é necessário que ele seja enriquecido para que aumente a concentração do isótopo físsil Urânio-235. A tecnologia de enriquecimento do urânio, pelo processo da ultracentrifugação, foi desenvolvida no Brasil pelo Centro Tecnológico da Marinha de São Paulo (CTMSP), em parceria com o Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN / CNEN).

O gás de hexafluoreto de urânio (UF_6) entra no sistema de diversas ultracentrífugas instaladas em forma de cascatas na Usina de Enriquecimento Isotópico de Urânio, da Fábrica de Combustível Nuclear da INB, em Resende/RJ, nesses equipamentos o gás hexafluoreto de urânio (UF_6) é submetido a velocidades extremamente altas, separando os isótopos mais leves (urânio-235) dos mais pesados (U-238). Isso faz com que a concentração do isótopo mais leve (U-235) passe de 0,7%, como é encontrado na natureza, para até 5%.

Como o efeito separativo dos isótopos numa ultracentrífuga é pequeno, para conseguir-se a concentração desejada de até 5% do isótopo mais leve (urânio-235), torna-se necessária a passagem sequencial do gás por inúmeras máquinas conectadas em série e em paralelo, formando as chamadas cascatas. Nesse processo não há geração de efluentes líquidos e gasosos, adição de insumos químicos, nem reações químicas.

A Usina de Enriquecimento de Urânio está sendo implantada em etapas na Fábrica de Combustível Nuclear (FCN), localizada em Resende, no Rio de Janeiro. Grande parte do urânio enriquecido ainda é importada.

2.7.4.3. Reconversão

Após o processo de enriquecimento, é necessário retornar o urânio de hexafluoreto de urânio (UF_6) para seu estado sólido e esta é a finalidade da reconversão. No Brasil, esse processo é desenvolvido na CN – Reconversão, na unidade da INB em Resende/RJ.

Primeiramente, tem a reconversão do UF_6 em TCAU (tricarbonato de amônio e uranilo), depois há a transformação química do TCAU em UO_2 em leito estático ou fluidizado e obtendo-se um pó de UO_2 com alta homogeneidade. *Como visto na figura 13.*

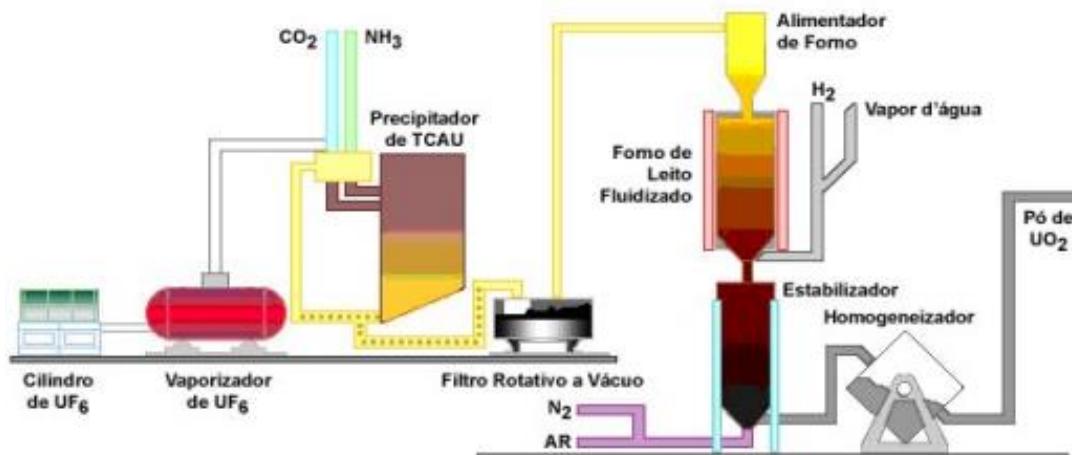


Figura 13 - Reconversão do Urânio para combustível nuclear de reatores de potência

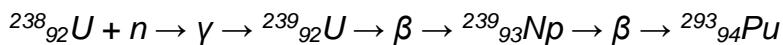
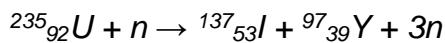
2.7.4.4. Fabricação das pastilhas de UO_2

Por final, o pó de UO_2 obtido é, então, homogeneizado e prensado formando pastilhas que são sinterizadas, onde adquirem resistência mecânica para operação dentro de um reator nuclear. As pastilhas passam por um processo de retífica e são armazenadas para a produção do elemento combustível.

O elemento combustível é composto pelas pastilhas de dióxido de urânio montadas em tubos de uma liga metálica especial formando um conjunto de varetas, cujo arranjo é mantido rígido por grades espaçadoras dentro do reator nuclear.

2.7.4.5. Reações nucleares e decaimento do urânio

Ao ser iniciada a reação nuclear de fissão no reator o urânio (U-235) é bombardeado por nêutrons térmicos, podendo gerar diversas combinações de produtos diferentes de fissão, além disso, parte do U-238 gera plutônio (Pu-239). como pode ser visto nas equações abaixo [3]:



2.7.4.6. Comparação

A grande diferença entre os combustíveis nucleares feitos à base dos dois elementos e seus dois ciclos é a característica físsil do urânio-235 e a característica fértil do tório-232.

Assim, na fabricação das pastilhas à base de urânio não é necessária a adição de nenhum outro óxido, enquanto a fabricação das pastilhas à base de tório, é necessário adicionar e misturar outro óxido que contenha algum elemento físsil (Pu-239, U-235, U-233), como visto nas seções anteriores. Existe uma vasta discussão de qual seria o elemento ideal para essa mistura e qual seria a composição ideal para que a eficiência da transformaçãoas do tório em U-233 e sua posterior fissão. Logo, o urânio apresenta vantagens utilização como combustível por não ser necessária a mistura com outro elemento nuclear físsil.

A segunda grande diferença está no fato do isótopo mais abundante de tório já ser o elemento fértil Th-232, enquanto o isótopo mais abundante do urânio é o U-238, contendo somente em média 0,7% da quantidade de U-235, o isótopo físsil.

Terceira diferença são os actinídeos gerados no decaimento desses elementos. No caso do ciclo do urânio, são geradas quantidades significativas

de três elementos transurânicos de longa meia-vida (excluindo o plutônio): ^{237}Np (com meia-vida de 2,14 milhões de anos), amerício (principalmente ^{241}Am , com uma meia-vida de 432 anos e ^{243}Am , com uma meia-vida de 7.380 anos) e curio (principalmente ^{245}Cm , com uma meia-vida de 8.530 anos). Estes nuclídeos são particularmente emissores de partículas alfa radiotóxicos e nenhum deles pode ser reprocessado ou reciclado.

No ciclo do combustível puro Th/ ^{233}U , quase nenhum dos actinídeos acima mencionados é produzido (os subprodutos do decaimento do ^{233}U não são actinídeos), somente os que vêm do plutônio, como o amerício e curio, enquanto ^{237}Np vem principalmente de ^{235}U (via formação de ^{237}U , que decai para ^{237}Np). Os combustíveis Th/ ^{233}U irradiados produzem, entretanto, outros radionuclídeos de meia vida longa, porém em quantidades praticamente desprezíveis, tais como ^{231}Pa (meia-vida de ~33.000 anos), que resulta do decaimento beta de ^{231}Th (meia-vida de ~25 horas) que, por sua vez, é formado por reações ($n,2n$) de ^{232}Th .

No combustível Th/ ^{233}U , os actínideos associados ao ciclo urânio-plutônio que também são encontrados, aparecem em quantidades muito menores: num combustível Th/ ^{233}U com uma queima de ~60 GWd/t, há aproximadamente 30 vezes menos ^{237}Np . Ou seja, os combustíveis à base de tório apresentam consideravelmente menos subprodutos.

3. Utilização de tório em reatores de geração III

3.1. Gerações dos reatores

Os reatores nucleares é uma câmara controladora de reações nucleares, onde há transformações a partir das interações dos núcleos atômicos com nêutrons livres, advindos de fissões nucleares. A fissão nuclear é a reação inicial dentro dos reatores. [21]

Existem três gerações de reatores nucleares de potência operando no mundo, neste momento está havendo a transição para a geração IV de reatores com a China iniciando a operação o primeiro *Molten Salt Reactor (MSR)* do mundo em agosto de 2022 [21].

Os primeiros projetos para a produção de reatores nucleoelétricos foram desenvolvidos na década de 1940 com propósito de serem usados na propulsão naval. Os protótipos de reatores nucleares da Geração I foram os primeiros a serem desenvolvidos para a produção de energia nuclear para uso civil, nas décadas de 1950 e 1960, esses investimentos foram liderados pelos EUA e pelo Reino Unido. As últimas usinas dessa geração foram fechadas na década passada [21].

Os reatores da Geração II foram projetados para serem mais econômicos e confiáveis, desenvolvidos entre as décadas de 1970, 1980 e 1990 e desenhados para ter um ciclo de vida operacional de cerca de 40 anos. Nesta geração foram desenvolvidos alguns tipos de reatores como *Pressurized Water Reactors (PWR)*, *CANada Deuterium Uranium Reactors (CANDU)*, *Boiling Water Reactors (BWR)*, *Advanced Gas-Cooled Reactors (AGR)*, e *Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reactors (VVER)*. A maior parte dos mais de 400 *Light Water Reactors (PWRs e BWRs)* ao redor do mundo começaram a operar nesse período [21].

A maioria das usinas de geração II ainda em operação no Ocidente foram fabricadas por uma das três empresas: Westinghouse, Framatome (agora parte da AREVA), e General Electric (GE). Essas usinas exigem redes elétricas relativamente grandes e produzem quantidades significativas de combustível usado que requerem um depósito de resíduos de alto nível ou reprocessamento como parte de um ciclo de combustível parcial ou totalmente fechado. Os desastres que se desenrolam nas usinas nucleares de Fukushima Daiichi e Daini geraram um maior foco na segurança dentro dessas usinas [21].

A Geração III é essencialmente a Geração II com evoluções e melhoramentos no design dos reatores nucleares. Essas melhorias estão nas áreas de tecnologia de combustível, eficiência térmica, construção modularizada, sistemas de segurança (especialmente o uso de sistemas passivos ao invés de ativos) e projeto padronizado. As melhorias tecnológicas têm visado aumentar a vida operacional dos reatores, normalmente em cerca de 60 anos de operação, potencialmente podendo exceder muito esse limite [21].

Os principais tipos de reatores utilizados hoje no mundo e suas características se encontram na tabela abaixo [21]:

Tabela 3 - Principais tipos de reatores nucleares de potência

Tipo de reator	Combustível	Moderador	Refrigerante	País de origem
PWR	UO ₂	H ₂ O	H ₂ O	EUA
BWR	UO ₂	H ₂ O	H ₂ O	EUA
GCR	U metálico	Grafite	CO ₂	Reino Unido
AGR	UO ₂	Grafite	CO ₂	Reino Unido
HTGR	ThC ₂ + UC ₂	Grafite	He	EUA, Reino Unido e Alemanha
PHWR	UO ₂	D ₂ O	D ₂ O	Canadá
SGHWR	UO ₂	D ₂ O	H ₂ O	Reino Unido
RBMK	UO ₂	Grafite	H ₂ O	URSS
FBR	UO ₂	-	Na líquido	Diversos

Conceitualmente, os reatores de Geração IV têm todas as características das unidades Geração III+, bem como a capacidade, quando operam em altas temperaturas, de suportar a produção econômica de hidrogênio, a energia térmica fora de uso e talvez até mesmo a dessalinização da água. Os reatores de Geração IV incluem: reatores de altíssima temperatura baseados em água, gás, sal fundido como refrigerantes ou moderadores [21].

3.2. HTGR

O único tipo de reator nuclear de potência, dentre os tipos principais, a ser inventado, projetado e lançado se utilizando de tório como parte do combustível nuclear é o *High Temperature Gas-Cooled Reactor*, liderado pela iniciativa alemã. Este é um reator de nêutrons térmicos resfriado a gás inerte que trabalha em altas temperaturas, entre 750°C e 950°C, utilizando um combustível esférico revestido com materiais cerâmicos como carbono ou carboneto de silício, gás hélio inerte como refrigerante, e grafite como moderador [22].

O HTGR foi projetado buscando a maior eficiência possível do material nuclear, por isso o tório foi escolhido para integrar o combustível. Isso somado a ausência de qualquer líquido como refrigerante ou moderador e ausência de estruturas metálicas de revestimento de combustível no núcleo resulta em uma utilização muito mais eficiente do combustível [24].

HTGR pode fornecer calor a temperaturas muito altas porque utiliza gás hélio como refrigerante, cerâmica com alta resistência térmica como revestimento do combustível, e tem o núcleo composto de grafite. A temperatura de saída do refrigerante dos *Light Water Reactors* (LWR) é de 290°C a 340°C, enquanto a do HTGR é de 750°C a 950°C. Devido à alta temperatura de saída do reator, o HTGR tem maior eficiência térmica do que os LWRs. Enquanto a eficiência da geração de energia da turbina a vapor LWR é inferior a 35%, o HTGR pode atingir alta eficiência energética de cerca de 46%. A alta eficiência traz baixo consumo de energia e excelente desempenho de segurança energética [22].

Em 1958, o Reino Unido em conjunto com outros 11 países da união europeia colaborou para desenvolver o primeiro HTGR. Foi o primeiro HTGR a atingir a criticalidade, mas não gerou energia elétrica, ele serviu como uma ferramenta de pesquisa mais produtiva para a demonstração do uso de tório fértil em conjunto com urâno físsil como combustível e grafite como moderador, acumulando uma valiosa experiência na operação e manutenção de um HTGR, e a usina foi encerrada em 1976 [22].

Os EUA e a Alemanha começaram a desenvolver seus HTGRs no início da década de 1960. Os dois países construíram e operaram reatores experimentais e de testes, mas ambos desistiram de construir de um reator comercial por razões políticas e econômicas. Atualmente, o desenvolvimento está focado nos projetos comerciais da próxima geração, a nova versão do HTGR, alternadamente chamado *Very-High Temperature Reactor* (VHTR), para uma gama de aplicações, das quais a principal é a produção de hidrogênio [22].

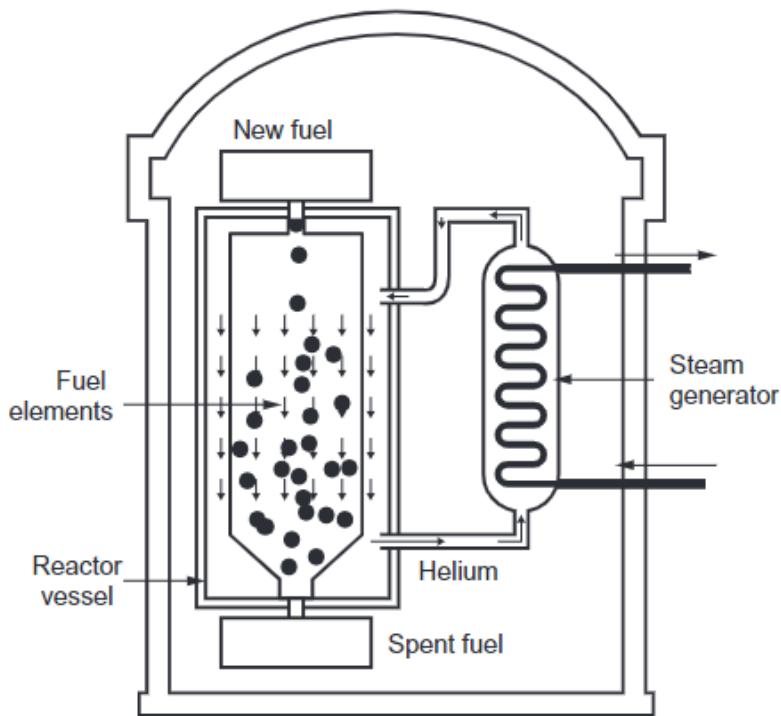


Figura 14 - Esquema de um HTGR [25].

A Ásia é o lar das construções mais recentes, o *High Temperature Test Reactor* (HTTR) é um reator Japonês de alta temperatura que está operacional hoje, produzindo hidrogênio, tem uma temperatura de saída do refrigerante do reator de 950°C. Na China, uma planta de teste (HTR-PM) está em construção e os programas para construção de reatores comerciais estão praticamente em andamento [22].

A Polônia planeja construir seu próprio HTGR, com apoio do Japão via o plano com cooperação internacional. O Reino Unido, o Canadá e os Estados Unidos são planejando introduzir seus *Small Modular Reactor* (SMR) utilizando o HTGR [22].

Na Índia, estão sendo desenvolvidos HTRs com temperaturas de 1000°C para produzir hidrogênio comercial. Como parte deste programa, um HTR compacto (CHTR) de 100 kWth está sendo desenvolvido para demonstrar as tecnologias associadas a reatores de alta temperatura. Os conhecimentos adquiridos nessa experiência serão utilizados como base para o desenvolvimento de um HTR inovador de 600 MWth [23].

3.3. LWRs

3.3.1. EUA

Alguns dos primeiros *Light Water Reactors* (LWRs) comerciais desenvolvidos no final dos anos 1950 e início dos anos 1960 nos Estados Unidos foram inicialmente operados com combustíveis à base de tório; destaca-se o *Boiling Water Reactor Elk River* (BWR). [3].

O *Pressurized Water Reactor* Edison Indian Point-1 (PWR) começou a operar em 1962 com um núcleo inicial de tório misturado com ^{235}U enriquecido. A demonstração da viabilidade de um LWR *breeder* foi realizada no reator PWR de Shippingport nos anos 70 e 80 usando um ciclo ^{233}U /tório, onde foi alcançado um alto fator de conversão de 1,0139. Este foi o único reator de energia a utilizar ^{233}U como material físsil e a operar a uma potência de aproximadamente 70 MWe. Foi assim demonstrado experimentalmente que é possível produzir mais ^{233}U do que é consumido em um LWR. No entanto, este desempenho só foi alcançado utilizando um projeto sofisticado de núcleo de reator, que seria difícil de extrapolar para reatores comerciais (por exemplo, ausência de envenamento ou absorvedores neutrônicos) e prejudicial a outros parâmetros de desempenho (por exemplo, baixa queima) [3].

3.3.2. Alemanha

A Alemanha também estudou o ciclo do combustível do tório desde os primeiros dias de sua indústria nuclear, como uma alternativa interessante para o ciclo do combustível urânio/plutônio estabelecido. Vários programas de testes foram iniciados com o objetivo de preencher as lacunas de conhecimento e focalizar o uso do tório nos LWRs (além do programa de HTGR já citado no 3.2). Houve quatro fases de pesquisas sobre a utilização do tório nos LWRs na Alemanha [3]:

1. A fase inicial, de 1968 a 1977, com a cooperação da indústria e institutos de pesquisa na investigação das possibilidades de reciclagem de plutônio como tório/plutônio MOX em PWRs.
2. Segunda fase com diversos programas de pesquisa e desenvolvimento (P&D) sobre a irradiação de combustível tório/plutônio no BWR em Lingen (KKL), financiados pelo governo federal alemão através do Ministério de Pesquisa e Desenvolvimento.

3. Terceira fase, a cooperação entre a Kraftwerk Union AG, KFA-Jülich, NUKEM e NUCLEBRAS/CDTN, Brasil de 1979 a 1988 e financiado pelo governo federal alemão, à qual será abordada na seção 6.
4. E por fim a última fase, que testou a irradiação de uma haste de teste com combustível de tório/plutônio (Th/Pu) no Obrigheim Power Station de 2000-2005. Este projeto foi realizado no âmbito da União Europeia.

3.3.3. Noruega

Um experimento de irradiação de combustível de tório está em andamento em Halden, Noruega, desde 1958, o Halden Reactor Project da *Nuclear Energy Agency* (NEA). Ele reúne uma grande rede técnica internacional na área de segurança nuclear que vai desde a segurança do combustível e margens operacionais em reatores comerciais, incluindo desempenho e comportamento de combustível e revestimento tanto em condições normais de operação como transitórias, com ênfase no uso prolongado do combustível, envelhecimento e degradação dos materiais do núcleo do reator BWR e PWR sob os efeitos combinados da química da água e ambiente nuclear e controle/monitoramento da usina e fatores humanos [3].

O programa de trabalho do projeto é atualizado a cada três anos e o mandato atual é de janeiro de 2021 a dezembro de 2023. Desde janeiro de 2021, o projeto foi dividido em dois projetos separados: um que aborda a área temática de combustíveis nucleares e materiais e outro que aborda a área humana, tecnologia e organização (HTO) [3].

3.3.4. Overview do uso de tório em LWR

Ainda hoje, não há preferência identificada para o uso de combustíveis de tório em LWRs, embora estudos abrangentes de projeto nuclear tenham sido realizados para determinar a viabilidade técnica da implementação de um ciclo de combustível de tório nestes reatores. Estes demonstraram que um conteúdo razoável de material físsil nos combustíveis de tório seria adequado para criar ciclos anuais equivalentes com os ciclos de U/Pu [3].

As características de segurança dos projetos de núcleo com combustíveis de tório não indicam a necessidade de adaptações no reator ou

outros sistemas relacionados à segurança em relação aos utilizados para o combustível de urânio. É viável que os PWRs padrão operem com combustíveis de tório sem alterações no projeto da montagem do combustível. Entretanto, avaliações de segurança mais detalhadas, especialmente com cálculos transitórios tridimensionais, seriam necessárias antes que conclusões finais pudessem ser tiradas e possíveis limitações pudessem ser identificadas. Uma visão mais geral sobre os prós e contras do uso de combustíveis de tório em PWR derivada dos resultados de programas de P&D anteriores, alguns dos quais são mencionados na tabela abaixo [3].

Tabela 4 - Prós e contras do uso de tório em LWR [3].

	Pró	Contra
Características do tório	A seção de choque com alta captura de nêutrons térmicos resulta em alta relação de reprodução de ^{233}U . Elemento estável, sem oxidação ou corrosão.	Requer alta quantidade de material físsil inicial para início do ciclo do tório. O processo resulta em alta produção de ^{232}U e seu subproduto ^{208}Tl
Características dos combustíveis de tório	Altas temperatura de fusão e alta condutividade térmica	-
^{233}U	Altos valores η na região térmica de toda a fissão nuclear. Reciclagem mais atraente.	A fissão in situ de ^{233}U é menor que a de Pu no ciclo U/Pu ($\sigma_f, \text{U}_{233} < \sigma_f, \text{Pu}$).
Urânio altamente enriquecido (HEU)	O mais alto teor de tório no combustível.	Não disponível para uso comercial. Preocupações com a proliferação.
Urano de baixo enriquecimento ($<20\% \text{ }^{235}\text{U}$)	Pode, até certo ponto, evitar preocupações com a proliferação	Redução significativa do uso de tório em comparação ao HEU. Resulta em significativa produção de plutônio.
Plutônio	Disponível a partir de reprocessamento. Redução significativa da quantidade de plutônio.	Pode comprometer os inventários de plutônio necessários para implantar os futuros FRs.
^{233}Pa	-	Redução significativa da taxa de conversão em alta fluxo de nêutrons.

^{232}U	-	Grandes quantidades de subproduto de ^{208}TI
Ciclo único do combustível	Em combustível Th/Pu alta degradação e taxa de redução de plutônio. Não há mais produção de Pu em Th/HEU e os ciclos Th/Pu.	Alto conteúdo de material físsil na descarga. O ciclo Th/U apresenta apenas uma pequena economia de urânio natural em comparação com o ciclo U/Pu.
Ciclo fechado do combustível	Maior fator de conversão do que o ciclo do combustível U/Pu (10%-15% mais alto). O processo THOREX é semelhante ao processo PUREX	Combustível de tório é mais difícil de dissolver, necessidades adição de ácido fluorídrico. O processo THOREX precisa ser industrialmente desenvolvido.
Fabricação	Tecnologia conhecida	Nenhuma experiência com reprocessamento de combustíveis A fabricação de nucleo com Th/U pode precisar de blindagem. Combustível Th/Pu/U ainda não foi desenvolvido

3.4. HWRs

O uso do tório como material combustível pode ser implementado em *Heavy Water Reactors* (HWRs). Estes reatores são resfriados e moderados utilizando água pesada e são continuamente alimentados durante funcionamento em plena potência. As vantagens de usar água pesada como moderador já são bem compreendidas entre a comunidade nuclear. Sua razão de moderação é cerca de oitenta vezes a da água leve, devido a utilização de deutério ao invés de hidrogênio, proporcionando uma economia de nêutrons substancialmente melhor do que a da água leve. Para um ciclo de reprodução, que se baseia na disponibilidade de nêutrons para criar nuclídeos fissionáveis, a economia de nêutrons do sistema do reator é particularmente importante [26].

O combustível é colocado em canais horizontais. O refrigerante flui através dos feixes de combustível nos canais, que são mantidos em alta pressão. O espaço entre os canais é preenchido com um moderador de água pesada. Todos os materiais estruturais são feitos de ligas de zircônio, que têm seções transversais de baixa absorção de nêutrons [3].

A maioria dos reatores de potência de água pesada em operação hoje em dia são de projeto de tubo de pressão, empregando pequenos e simples feixes de combustível. O projeto do feixe de combustível facilita muito a produção de combustíveis exóticos e potencialmente radioativos. A alimentação de energia permite uma gestão cuidadosa da reatividade sem a necessidade de absorção excessiva de nêutrons por dispositivos de controle ou venenos de nêutrons. A capacidade de alimentar canais de combustível individuais também oferece a possibilidade de ajustar independentemente o tempo de residência de diferentes tipos de combustível no mesmo núcleo do reator [26].

O urânio pouco enriquecido e o plutônio (reciclado do combustível usado) foram considerados como materiais de condução de combustíveis de tório nos *Pressurized Heavy Water Reactors* (PHWRs) [3].

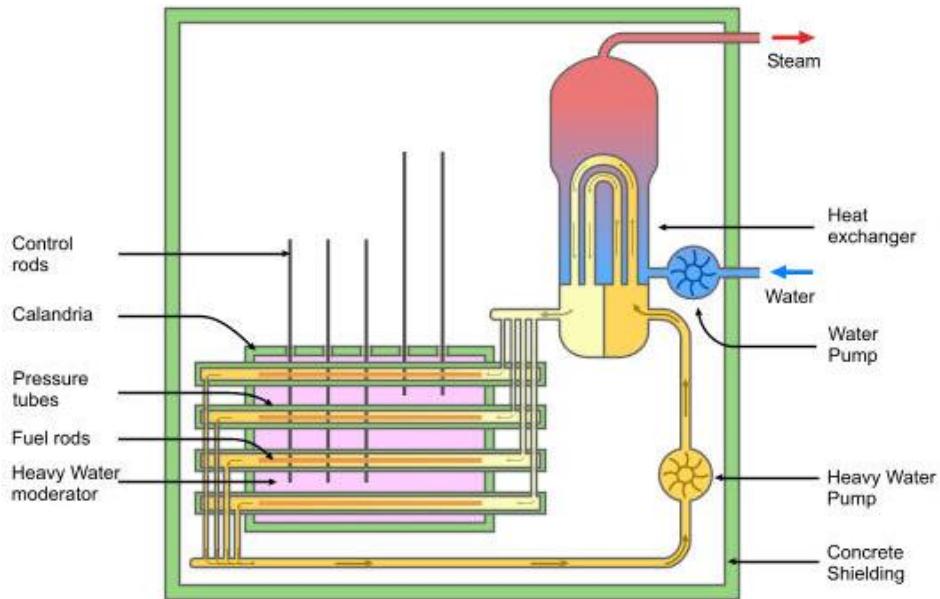


Figura 15 - Esquema de um HWR [26].

Projetos avançados de água pesada estão sendo implementados no Canadá e na Índia que utilizam água pressurizada, fervente ou super-crítica como o refrigerante. Esses projetos oferecem custos de capital substancialmente reduzidos e permitem melhorias em outras características operacionais de reatores [26].

3.4.1. Índia

No programa de energia nuclear indiano, o tório sempre tem um lugar de destaque, principalmente, pois o país possui uma das maiores reservas de tório do mundo enquanto reservas limitadas de urânia. Um programa constituído de três estágios foi desenvolvido para utilizar eficientemente os recursos disponíveis de forma sustentável [3].

O desenvolvimento do ciclo do combustível à base de tório foi, portanto, realizado desde o início do programa de energia nuclear indiano. Estudos em escala de engenharia foram realizados em todos os aspectos do ciclo do combustível - mineração e extração, fabricação de combustível, utilização em diferentes sistemas de reatores, avaliação de suas diversas propriedades, comportamento de irradiação, reprocessamento e reciclagem. O ciclo de combustível do tório está sendo desenvolvido para ser utilizado em *Advanced Heavy Water Reactors (AHWR)*. A implantação em larga escala de reatores à base de tório também exige várias características adicionais, como

competitividade econômica, maior segurança, que tem vários desafios tecnológicos a serem superados. O ponto chave do programa é criar um ciclo de combustível de tório autossustentável e independente [23].

O primeiro estágio do programa tem como objetivo multiplicar o material nuclear físsil. Isso foi realizado através da queima do urâno natural dentro de *Pressurised Heavy Water Reactors* (PHWRs). Gerando principalmente plutônio e urâno empobrecido que são utilizados como combustível MOX junto com o tório. Esse estágio atingiu seu estado de maturidade comercial, com 18 PHWRs em operação e outros em fase de construção e planejamento [23].

O segundo estágio utiliza o material físsil gerado na fase anterior, dentro de um *Fast Breeder Reactor* (FBR) para transformar o tório fértil em urâno-233 físsil. Esta etapa está bem encaminhada, com um reator de testes em funcionamento desde 1985 e um protótipo de um FBR de 500 MWe em fase de construção. Uma *Fast Reactor Fuel Cycle Facility* (FRFCF) também está em construção na cidade de Kalpakkam. O planejamento é de que após operar inicialmente os FBRs com combustível MOX, ele seja substituído por combustível metálico, o que melhora a relação de reprodução e reduz substancialmente o tempo de duplicação, acelerando assim o crescimento do estoque de material físsil [23].

O terceiro estágio consiste na exploração do combustível gerado nos estágios anteriores, pelo AHWR que está sendo desenvolvido pelo Departamento de Energia Atômica Indiano. Ainda estão sendo feitas pesquisas para demonstrar a efetividade da exploração do ciclo do tório em escala industrial. Após atingir o nível exigido de capacidade instalada na terceira etapa, será possível manter este nível de capacidade de energia nuclear principalmente com tório praticamente sem nenhum recurso físsil de plutônio ou urâno, tornando o ciclo de combustível totalmente autossuficiente. Esta experiência essencialmente abrirá o caminho para o desenvolvimento de vários reatores avançados que utilizam tório com urâno-233 em grande escala como os reatores HTR (citado nessa seção) e MSR (citado na seção 4) que estão sendo estudados no país [23].

3.4.2. CANDU

CANDU (Canadian Deuterium Uranium) é o reator PHWR canadense tendo a água pesada como moderador e como refrigerante. O Canadá acabou indo na contramão das tendências mundiais e se focando em PHWRs quase por acidente. Durante a 2^a Guerra Mundial, o Canadá, em conjunto com o Reino Unido, desenvolveu pesquisas envolvendo o potencial da água pesada como moderador em reatores nucleares. Assim, na década de 1950, o CANDU foi o modelo de reator escolhido para desenvolvimento para aproveitar a experiência adquirida na década anterior e no ano de 1955 o primeiro protótipo do CANDU foi lançado [27].

Hoje, todos os 19 reatores nucleares de potência comerciais canadenses são PHWRs do tipo CANDU. A grande vantagem do CANDU é que seu combustível é de urânio natural, não há necessidade de enriquecimento, pois possui uma grande economia neutrônica, tornado o gasto com combustível mais barato [27].

O reator CANDU tem um grau insuperável de flexibilidade do ciclo de combustível, como consequência de seu design, excelente economia de nêutrons, reabastecimento do combustível sem necessidade de parar a operação e um elemento combustível simples. Estas características facilitam a introdução e o pleno aproveitamento dos ciclos de combustível de tório nos reatores CANDU. Por isso, ao longo das últimas décadas vem se estudando a possibilidade e as vantagens de se introduzir tório ao elemento combustível do CANDU [28].

3.5. Resumo

Ainda é necessário que se aprofunde os estudos técnicos e econômicos para avaliar a viabilidade comercial do uso de tório em reatores de Geração III. Essa viabilidade comercial depende dos seguintes fatos: flutuações do preço do urânio que podem tornar o tório mais atrativo; desempenho de conversão e *breeding* nos diversos reatores; custos do urânio-233 reciclado, do plutônio e demais etapas do ciclo do combustível; questões de não proliferação. Ainda não existe infraestrutura para explorar e fornecer o minério e o combustível de tório.

Está claro que se os recursos econômicos necessários para dedicar esforços industriais significativos ao ciclo do combustível nuclear de tório, a oportunidade e prioridade mais clara a curto prazo seria a implementação de combustíveis parcialmente ou majoritariamente à base tório em LWRs ou HWRs. Mas mesmo sendo uma perspectiva de curto prazo, ainda levaria um tempo considerável para que as tecnologias dos combustíveis de tório atingissem uma maturidade minimamente equiparada com a dos combustíveis de urânio.

Embora um trabalho extenso de pesquisa e desenvolvimento já tenha sido feito nos diferentes níveis de utilização do tório, ainda há um longo caminho a ser percorrido. Existe pouco feedback sobre a utilização de combustíveis à base de tório em HWRs e menos ainda em LWRs.

Mais programas de pesquisa devem ser elaborados para tratar as lacunas na tecnologia dos combustíveis à base de tório em escala industrial, tais como: a qualificação do design de reatores, análises de segurança, operação do reator, manuseio, transporte e armazenamento, design dos combustíveis à base de tório, determinando os dados das hastes de controle, coeficientes de reatividade, quantidade de xenônio e samário, fração de atraso de nêutrons; Validação e análises de segurança do combustível; Determinação das incertezas do processo de fissão do combustível; Qualificação e testes de irradiação e pós-irradiação .

4. Utilização de tório em reatores de geração IV

Assim como dito na seção anterior, os reatores de Geração IV são reatores nucleares que possuem todas as características importantes das gerações anteriores, porém diferente da ruptura que aconteceu entre as Gerações II e III, esta apresenta modelos totalmente diferentes de reatores, como, por exemplo, o *Molten Salt Reactor* (MSR) que pela primeira vez contêm sal fundido como material refrigerante [21].

As melhorias feitas nesta geração têm como objetivos principais obter reatores: altamente econômicos, mais seguros, que tenham menor quantidade de lixo radioativo possível e que contribuam para a não proliferação de armas atômicas. O tório se encaixa em todos os quesitos por: ser um material fértil, e

não físsil, assim, ele é mais resistente a acidentes no núcleo do reator e, por consequência, mais seguro, além disso, essa característica faz dele um material radioativo não ideal para a fabricação de armas nucleares, logo, contribuindo para a não proliferação; como já abordado neste trabalho, os combustíveis à base tório geram uma quantidade muito menor de rejeito radioativo; e, por fim, países que possuem altas reservas de tório, como o Brasil e a Índia, podem explorar melhor suas reservas. Assim, esta geração surge como uma boa porta de entrada para o desenvolvimento de reatores que utilizem tório [21].

Os principais reatores de potência da geração IV são 6: *Gas-Cooled Fast Reactor* (GFR), *Supercritical-Water-Cooled Reactor* (SCWR), *Sodium-Cooled Fast Reactor* (SFR), *Lead-Cooled Fast Reactor High* (LFR), *Very-Temperature Reactor* (VHTR), *Molten Salt Reactor* (MSR) [21].

4.1. Reatores não desenvolvidos para o uso do tório

Dentre os 6 reatores apresentados acima, somente o MSR foi projetado e desenhado desde sua criação para ter combustíveis nucleares à base de tório. Mesmo assim, há uma pesquisa intensa para que todos os reatores da Geração IV possam receber o tório. Para exemplificar todas as pesquisas realizadas em cada um dos outros cinco modelos, esta seção irá tratar das pesquisas realizadas por H. Gyorgy and Sz. Czifrus no *Institute of Nuclear Techniques, Budapest University of Technology and Economics, Budapest, Hungary* [29].

No trabalho foram investigados cinco dos seis conceitos, o tipo MSR é excluído porque ele funciona exclusivamente com combustíveis de tório, foram escolhidos um exemplo de cada reator para realizar os cálculos. As seguintes variáveis foram analisadas nos reatores: fator de multiplicação, o ^{233}U produzido e fração de atraso de nêutrons em modelos de arranjo infinito. Para as investigações, modelos simplificados de um elemento combustível. O tório foi aplicado de forma semelhante ao urânio em cada caso: O ThO_2 foi utilizado se o urânio estiver na matriz de UO_2 , e o ThC se o urânio estiver na matriz de carboneto de urânio [29].

Para os cálculos, foi utilizado o MCNP6 (Monte Carlo N-Particle Transport Code) que permite calcular a propagação de nêutrons no núcleo dos reatores. Para cada nêutron, este código calcula o caminho livre médio e deduz o comprimento percorrido, utilizando um gerador de números aleatórios. Em seguida, a reação e seus produtos são determinados de acordo com tabelas de probabilidade que constam em arquivos de dados nucleares [29].

O representante do VHTR escolhido foi o modelo *Gas Turbine Modular Helium Reactor* (GT-MHR). Dois tipos diferentes de esferas de combustível são projetados: o primeiro é físsil, que contém urânio enriquecido (19,8% ^{235}U), enquanto o segundo é fértil com urânio natural. A composição do combustível é $\text{UC}_{0.5}\text{O}_{1.5}$ (mistura bifásica de UO_2 e UC_2). O tório é implementado no lugar das partículas férteis na composição de carboneto de tório [29].

O representante do SCWR escolhido foi o modelo europeu *High-Performance Light Water Reactor* (HPLWR). Este reator é projetado com um núcleo de três diferentes partes: a primeira é o evaporador, no qual o líquido refrigerante atravessa o ponto crítico, na segunda e terceira partes o refrigerante é aquecido ainda mais. A direção do fluxo é diferente em cada zona. O conjunto de combustível contém 40 varetas de combustível. Seis casos diferentes foram investigados. No caso de referência (projeto), todas as varetas de combustível contêm UO_2 com um enriquecimento uniforme de 5%. Nos outros modelos, 4 ou 8 varetas de combustível com ThO_2 são colocadas em diferentes posições [29].

O representante do GFR é o reator europeu ALLEGRO. O gás refrigerante deste reator é o hélio, o elemento combustível é constituído de $(\text{U},\text{PU})\text{C}$. Cada elemento combustível possui 90 varetas revestidas por SiC e nesse caso em especial foram testados a troca de 6, 12 e 18 varetas por ThC [29].

O representante do LFR é o *European Lead-cooled System* (ELSY). Ele tem um combustível MOX com ~17% de plutônio. Com 162 conjuntos de combustíveis, somando o total de 428 varetas combustíveis. Os modelos de teste são com 4, 8, 12 e 16 varetas de combustível com ThO_2 colocadas em diferentes posições [29].

O representante do SFR é o *European Sodium cooled Fast-Reactor* (ESFR). O modelo com combustível em forma de óxido foi analisado, com 225 varetas combustível, com ~15% de plutônio. Os modelos de teste são com 6, 12 e 18 varetas de tório [29].

Os resultados do estudo mostram que a utilização do tório pode influenciar positivamente a tendência de mudança do fator de multiplicação. Como consequência, um ciclo de combustível mais longo pode ser alcançado ou ser necessária uma menor reatividade inicial para um mesmo tamanho de ciclo. Com base nos resultados, a quantidade produzida de ^{233}U , que está relacionada à capacidade de conversão dos reatores, mostrou que os reatores LFR e SFR são os mais promissores neste aspecto. O ALLEGRO que já possui uma baixa fração de nêutrons atrasados no caso de referência e se torna um pouco mais baixo quando o tório é utilizado, o que pode ser uma importante questão de segurança. Os resultados de HPLWR mostram que este reator é o modelo menos preferível dessa geração para a aplicação do tório porque a taxa produção de ^{233}U é muito baixa [29].

4.2. MSR

Os reatores de sal fundido (MSR) são uma classe de reatores de fissão nuclear em que o material refrigerante e próprio combustível é uma mistura de sal fundido. Os MSRs funcionam em temperaturas muito mais altas, até 750°C, e a uma pressão próxima a atmosférica [30].

O combustível nuclear é dissolvido no refrigerante de sal de flúor fundido e formado por: elementos físseis como UF_4 , PuF_3 , actinídeos fluoretos menores e elementos férteis como ThF_4 , dependendo da aplicação desejada (reator reprodutor, queimador de actinídeos etc.). No núcleo, a fissão ocorre dentro do sal fundido, que então flui para um trocador de calor intermediário, onde o calor é transferido para um refrigerante secundário também de sal fundido. Os sais são flúor derretidos porque ele tem apenas um isótopo estável (^{19}F) ao contrário dos sais à base de cloreto [30].

Os MSRs utilizam combustíveis à base de tório, por ser considerado mais conveniente do que o ciclo do combustível U-Pu para minimizar a geração de elementos transurânicos altamente radiotóxicos. Entretanto, ele ainda

requer ajuda de isótopos físsveis do ciclo do urânio para iniciar a fissão e o seu ciclo do combustível. As principais vantagens do MSR são: [30].

1. Como o combustível é líquido, se expande quando aquecido, tornando o reator autorregulador;
2. A possibilidade de remoção contínua dos produtos de fissão usando processos físicos e piroquímicos. Combustíveis de sal fundido podem ser processados durante a operação do reator, a fim de recuperar produtos de fissão e actinídeos.
3. Melhor utilização de recursos através de uma maior taxa de queima de combustível do que com reatores convencionais de urânio que utilizam combustível sólido.
4. Evitar as despesas de transporte e fabricação de novos elementos de combustível.
5. Por não ser moderado pela água, não possibilidade de ocorrerem explosões pelo vapor ou LOCA (Loss Of Coolant Accident).

Tabela 5 - Lista de diferentes MSRs em desenvolvimento ao redor do mundo [31].

Reator	Combustível	Sal base	Moderador	Origem
MSR de nêutrons térmicos				
Thorium Molten Salt Reactor–Liquid Fuel (TMSR-LF)	$\text{ThF}_4\text{-}^{233\text{-}235}\text{UF}_4$	$\text{LiF}\text{-}\text{BeF}_2$	Grafite	SINAP, China
ThorCon Reactor	$\text{ThF}_4\text{-}^{233\text{-}235}\text{UF}_4$	$\text{NaF}\text{-}\text{BeF}_2$	Grafite	ThorCon, Singapore
Liquid-Fluoride Thorium Reactor (LFTR)	$\text{ThF}_4\text{-}^{233}\text{UF}_4$	$\text{LiF}\text{-}\text{BeF}_2$	Grafite	Flibe Energy, USA
FUJI-U3	$\text{ThF}_4\text{-}^{233}\text{UF}_4$	$\text{LiF}\text{-}\text{BeF}_2$	Grafite	Japan
AMBIDEXTER	$\text{ThF}_4\text{-}^{233}\text{UF}_4$	$\text{LiF}\text{-}\text{BeF}_2$	Grafite	Ajou University, Republic of Korea
MSR de nêutrons rápidos				
Molten Salt Fast Reactor (MSFR)	$\text{ThF}_4\text{-}\text{UF}_4$	LiF	-	SAMOFAR, France
MOSART	TRU ou $\text{ThF}_4\text{-}\text{UF}_4$	$\text{LiF}\text{-}\text{BeF}_2$ ou $\text{NaF}\text{-}\text{BeF}_2$	-	Kurchatov Institute, Russia
Indian Molten Salt Breeder Reactor	$\text{ThF}_4\text{-}\text{UF}_4$	LiF	-	BARC, India

4.2.1. EUA

As pesquisas e o desenvolvimento dos reatores de sal fundido começaram com a experiência do reator aeronáutico dos EUA (ARE) em apoio ao programa de aviões a propulsão nuclear dos EUA. O ARE foi um reator experimental de sal derretido a alta temperatura, foi desenvolvido no Laboratório Nacional de Oak Ridge (ORNL). Em 1954, o ARE foi operado com sucesso por 100h em temperaturas de até 860°C utilizando sal de flúor fundido $\text{NaF-ZrF}_4\text{-UF}_4$ (53-41-6 mol%) como combustível, o moderador era o óxido de berílio (BeO) e usava sódio líquido como refrigerante secundário. A liga Inconel 600 (à base de níquel) para as estruturas metálicas e tubulações. Este reator tem a vantagem de ser facilmente iniciado e interrompido [30].

A ORNL esteve à frente da pesquisa do MSR até os anos 60, para investigar os projetos de reatores de potência para serem conversores ou *breeders*. Vários projetos foram realizados utilizando núcleos com um ou dois fluidos, moderados por grafite. Devido a complexidade de acomodar e separar dois fluidos e vida útil limitada do grafite (4 anos) em contato com o sal combustível derretido, a ORNL passou a se focar na construção de um reator com design mais simples, um reator monofluido: MoltenSalt Reactor Experiment (MSRE) [30].

Este reator de teste atingiu o estado crítico em 1965 e operou com grande sucesso dentro do espectro de nêutrons térmicos durante 4,5 anos até seu desligamento em dezembro de 1969. O sal combustível era $\text{LiF-BeF}_2\text{-ZrF}_4\text{-UF}_4$ (65-29-5-1 mol.%), moderado por grafite pirolítico, seu refrigerante secundário era a mistura de sal fundido 2LiF-BeF_2 . A MSRE operava com três combustíveis físseis diferentes: ^{233}U , ^{235}U e ^{239}Pu , mas o sal combustível não continha tório. Todas as partes metálicas em contato com o sal eram feitas da liga à base de níquel INOR-8 (mais tarde chamada Hastelloy-N), que foi especialmente desenvolvido para superar problemas de corrosão encontrado no programa ARE com o Inconel 600 [30].

A experiência favorável adquirida com o reator de teste MSRE levou ao design de um *breeder* com dentro do espectro térmico e com ciclo de combustível de tório, o *Molten Salt Breeder Reactor* (MSBR) de 1000 MWe. O

projeto proposto do MSBR que usaria $\text{LiF-BeF}_2\text{-ThF}_4\text{-UF}_4$ (72-16-12-0,4 mol.%) como sal combustível e NaF-NaBF_4 (8-92 mol.%) como refrigerante secundário. Apesar do relativo sucesso, o MSR na ORNL foi fechado no início da década de 1970 quando os EUA consolidaram suas pesquisas de *breeder* no reator *Liquid Metal Fast Breeder Reactor* (LMFBR), no qual haviam sido investidos uma quantidade de recursos muito maior e que já tinha resultados bem avançados em 1972 [30].

4.2.2. Europa

No início, os MSRs eram considerados principalmente como reatores moderado por grafite com nêutrons térmicos. Desde 2005, a P&D de MSR na Europa tem se concentrado em opções com espectro rápido combinando os ativos genéricos dos reatores de nêutrons rápidos. A Russia desenvolveu o *Molten Actinide Recycler & Transmuter* (MOSART) de 1000 MWe e na França desenvolveu o *Molten Salt Fast Reactor* (MSFR) de 1400MWe, ambos funcionando com nêutrons rápidos. O desempenho e parâmetros dos MSRs têm sido amplamente estudados na Europa em três diferentes projetos da EURATOM, mantendo uma ligação com os projetos russos sobre estes reatores [30].

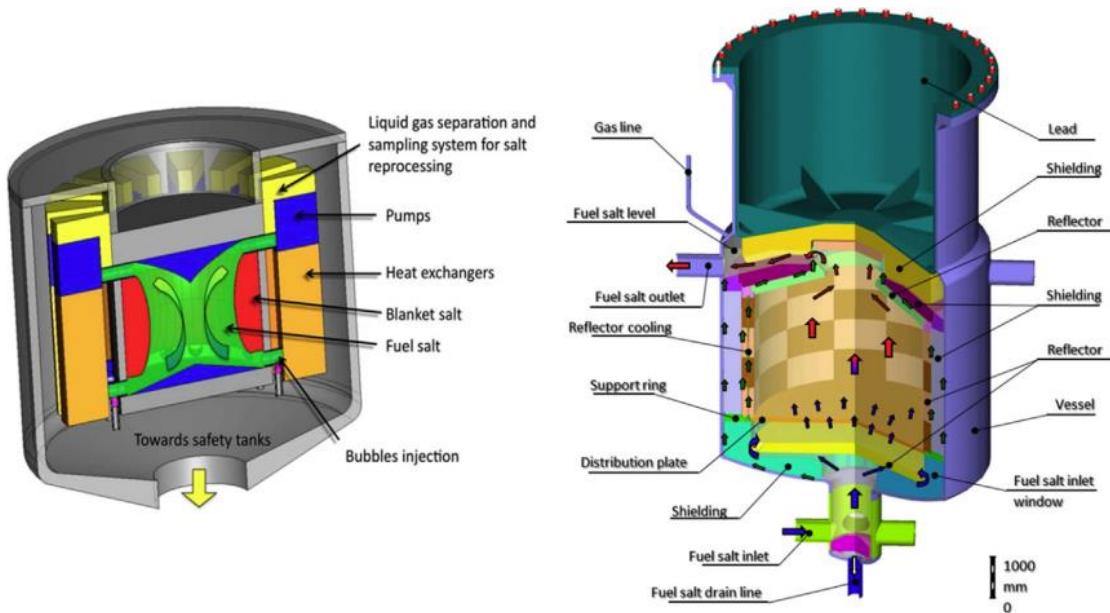


Figura 16 - designs conceituais do MSFR e MOSART [30].

4.2.2.1. Rússia

O MOSART foi projetado para ser usado de duas formas, a primeira como um queimador eficiente de TRU (resíduo transurânico) vindo de combustíveis usado de LWR sem qualquer suporte de urânio e tório. A segunda é como *breeder* se utilizando do ciclo do combustível à base de tório, mas seriam necessárias altas densidades de potência para evitar inventários excessivos de físsil (300 MW/m^3). Ele é um reator de núcleo cilíndrico e homogêneo com moderador de grafite. É viável projetar um núcleo homogêneo crítico alimentado apenas por trifluoretos de TRU vindos de UOX ou MOX usados como combustível em LWRs, enquanto a concentração de equilíbrio para trifluoretos de actinídeos é de 0,4 mol% para o núcleo de Li, Be/F. O reator trabalha em temperaturas entre 600°C a 720°C [32].

Na última década, a flexibilidade do ciclo de combustível do MOSART vem sendo explorado, particularmente, com a possibilidade dele funcionar de modo autossustentável, com um fluido único de Li, Be/F contendo aproximadamente 2 mol% de ThF_4 e 1,2 mol% de TRUF_3 (como material físsil), e após 12 anos de lento aumento de tório no solvente, o reator poderia operar sem qualquer TRUF_3 , contando apenas com o tório em um sistema autossustentável. Um pequeno grupo de pesquisadores do Kurchatov Institute vem desenvolvendo um novo reator MOSART de 1000MWe. Também, em 2019, Rosatom, companhia estatal de energia nuclear russa, anunciou a construção de um MOSART experimental perto de Krasnoyarsk para incinhar TRUs [32].

4.2.2.2. França

O projeto do MSFR começou a ser desenvolvido em 1997 pela CNRS (Centre National de la Recherche Scientifique), ele foi projetado com o objetivo de se aproveitar dos resíduos nucleares industriais (urânio, plutônio e TRU) como material físsil e fechar o ciclo destes combustíveis [32].

O MSFR é um reator com um único cilindro compacto onde as reações nucleares ocorrem dentro do sal de flúor líquido atuando como combustível e como o líquido refrigerante, de 3000 MWth com núcleo com um volume total de sal combustível de 18 m^3 operando a uma temperatura máxima de 750°C . O

sal combustível é composto de $\text{LiF}-\text{ThF}_4-\text{UF}_4-(\text{TRU})\text{F}_3$. A grande mudança deste reator para outros MSR é a ausência do moderador de grafite, fazendo com que os nêutrons entre no espectro rápido [32].

4.2.3. China

Em janeiro de 2011, a Chinese Academy of Science (CAS) lançou o projeto de desenvolvimento de um MSR, o *Thorium Molten Salt Reactor Nuclear Energy System* (TMSR), o Instituto de Física Aplicada de Shanghai (SINAP) é responsável por este projeto, que tem como foco ter uma utilização eficaz de tório e a produção de hidrogênio em reatores dentro de 20 a 30 anos. Em agosto de 2013, o projeto do TMSR se tornou um dos candidatos a se tornar o projeto principal da *Chinese National Energy Administration* [33].

Em 2018, um protótipo de MSR, o TMSR-SF0, foi construído pela SINAP, sem combustível nuclear, somente com o sal fundido de flúor como refrigerante. Esse experimento tinha como objetivo levantar dados experimentais preliminares para o futuro desenvolvimento de um MSR comercial. Em 2020, iniciou-se a construção do TMSR-SF1 de 10 MWt, com o combustível sólido, esperava-se que entrasse em operação em 2022, ainda nada foi divulgado [34].

Em setembro de 2018, iniciou-se a construção do TMSR-LF1 de 2 MWt, em Wuwei, na província de Gansu. Seu principal objetivo é fornecer tecnologia, parâmetros e experiência para o desenvolvimento futuro de um TMSR de larga escala comercial. Esse objetivo pode ser dividido em três áreas de investigação: verificar a física, a termo hidráulica e as características de segurança de um MSR [35].

O design do TMSR-LF1 é flexível, podendo usar combustível puramente de urânio ou à base de tório. O controle da reatividade pode ser feito de diversas formas, tais como barras de controle, ajuste do percentual do sal combustível, descarga de combustível etc. O combustível nuclear do TMSR-LF1 é à base de $\text{LiF}-\text{BeF}_2$, ZrF_4 com UF_4 e com ou sem ThF_4 . O sal é mantido acima de $\sim 450^\circ\text{C}$ (500°C para combustível contendo tório) e tem excelente fluxo, propriedades de transferência de calor e baixa pressão de vapor. O sal é bombeado em um circuito fechado com o moderador de grafite e é aquecido a

cerca de 640°C. O reator terá remoção de produtos de fissão gasosos durante o seu funcionamento, mas haverá um descarregamento total do sal combustível após 5-8 anos para reprocessamento, separação de produtos de fissão e actinídeos menores para armazenamento. Ele avançará para um processo contínuo de reciclagem de sal, urânio e tório, com separação durante funcionamento de produtos de fissão e actinídeos menores [35].

A construção do TMSR-LF1 foi finalizada em agosto de 2021, em agosto de 2022 a SINAP conseguiu a autorização junto ao Ministério da Ecologia e do Meio Ambiente para iniciar a operação do reator e muito em breve o núcleo receberá seu primeiro carregamento. Hoje, a China lidera os investimentos mundiais em pesquisa no desenvolvimento de MSRs e, por consequência, no desenvolvimento de combustíveis à base de tório. Hoje o foco está no projeto de desenvolvimento do TMSR-SF2 de 100MWt e do TMSR-LF2 de 10 WMt. E se os reatores se provarem bem-sucedidos, a China planeja construir um TMSR de 373 WMt até 2030 [35].

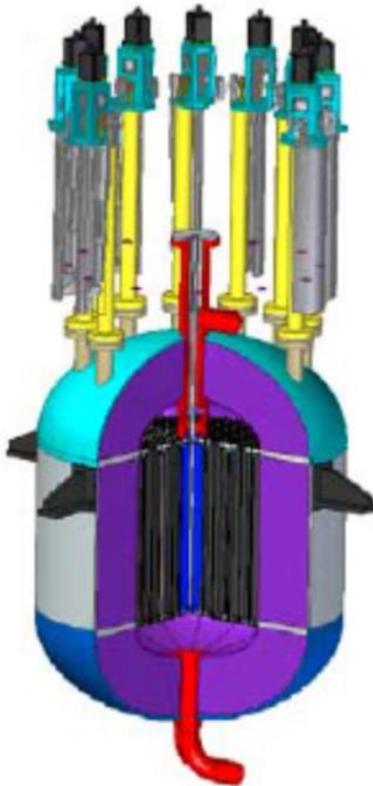


Figura 17 - desenho conceitual do TMSR [32].

4.2.4. Índia

Como já dito na seção anterior, a terceira fase do programa nuclear indiano prevê a construção de reatores à base de tório autossustentáveis nas suas necessidades de material físsil. Por isso, o desenvolvimento de um MSR indiano se apresenta muito atrativa nesta fase [23].

Por isso o *Indian Molten Salt Breeder Reactor* (IMSR), um *breeder* de 850 MWe, vem sendo desenvolvido. Algumas das principais áreas tecnológicas que estão sendo estudadas como parte do projeto e desenvolvimento do IMSR são: um código de fluido dinâmica computacional para analisar a viabilidade de reprocessamento durante o funcionamento do reator; estudo de caracterização dos sais fundidos; seleção de matérias para o núcleo em interação com os sais fundidos; um modelo de reprocessamento com o desligamento do reator, mas sem resfriamento do sal; desenvolvimento de instrumentos e maquinário que opere em ambientes com sais fundidos em altas temperaturas e altamente radioativos; e técnicas de controle químico do reator em pleno funcionamento [23].

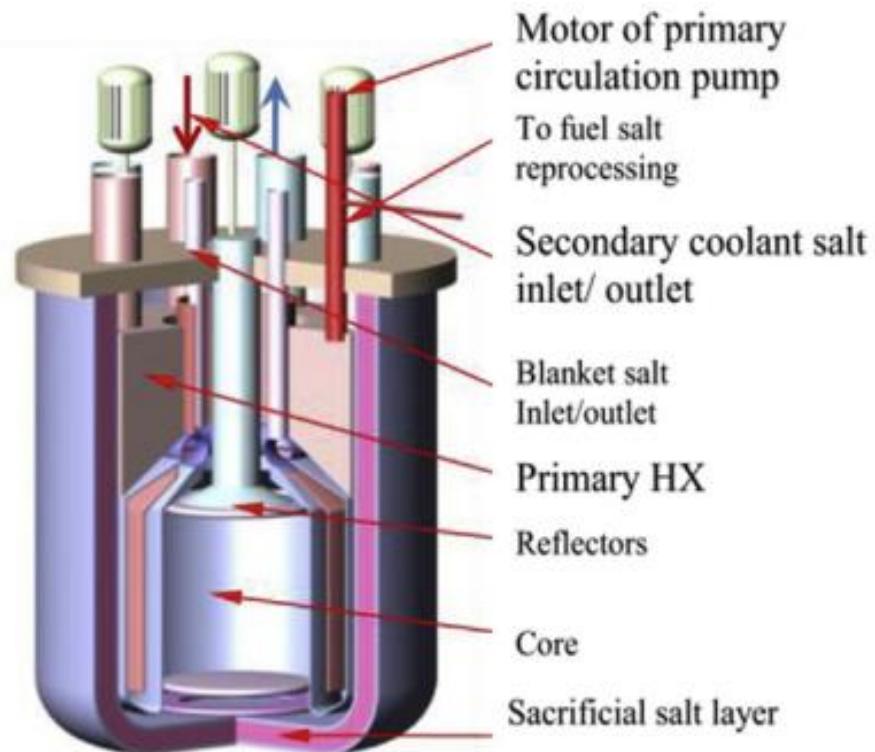


Figura 18 - Modelo de referência do IMSR [23].

4.2.5. Japão

Na década seguinte após o encerramento dos estudos sobre MSRs na ORNL, o Japão decidiu investir no seu próprio programa de pesquisa para desenvolvimento de um MSR nacional, que já dura mais de 30 anos, para desenvolver o *Thorium Molten Salt Nuclear Energy Synergetic System* (THORIMS-NES), um sistema de formado por dois reatores: o *Molten Salt Reactor* (MSR-FUJI) e o *Accelerator Molten Salt Breeder* (AMSB) para a produção de urânio-233 físsil [30].

O projeto conceitual do MSR-FUJI começou no final dos anos 1980, com baseado nos estudos da ORNL. O FUJI tem tamanho e potência flexíveis, variando entre 100-200 MWe. Ele é moderado por grafite, o vaso e tubos do reator são feitos de Hastelloy N. O sal combustível é baseado em LiF-BeF₂ com fluoretos de U/Pu/Th como material físsil e fértil [30].

Após o acidente de Fukushima em março de 2011, o programa nuclear japonês criou um protocolo novo de investigação da segurança dos reatores, diminuindo a velocidade do desenvolvimento do FUJI, mas ele vem se provando efetivo contra acidentes, principalmente aos de LOCA, como ocorreu em Fukushima. Outra questão é a diminuição do material físsil utilizado no FUJI, pois se iniciou na última década discussões sobre o uso de plutônio nos reatores japoneses, então alternativas vem sendo investigadas [30].

4.3. Resumo

A Geração IV está se apresentando como a esperança na utilização do tório, apesar de reatores de gerações anteriores poderem receber o tório se adaptados e até existir um reator desenhado para isso (HTGR), os reatores desta geração apresentam alta sinergia com o tório, pois os objetivos dela se alinham com as características fornecidas por estes combustíveis.

Dentre os seus modelos principais, o reator que se apresenta como o mais promissor (MSR) funciona praticamente de forma exclusiva com o tório, o VHTR tem modelos baseados em tório e somente o SCWR apresenta baixa sinergia com esse combustível.

Apesar do otimismo, todas as pesquisas em torno desta geração ainda são muito incipientes, somente a China está em uma etapa mais avançada de testes, então não é possível provar ainda a total extensão do potencial dos reatores desta geração, nem da utilização dos combustíveis à base de tório. Assim, este será um movimento a longo prazo, no qual os resultados começarão a aparecer de fato somente entre as décadas de 2040 e 2050.

5. Pesquisas do tório como elemento combustível no Brasil

Como apresentado na seção 2, o Brasil possui a segunda maior reserva de tório do mundo, que é 2,5 vezes maior do que as reservas nacionais de urânio (cerca de 244 kton de U_3O_8). Assim, o tório se apresenta como um recurso de longo prazo para o país, potencial que foi observado na década 1960, quando se intensificaram as pesquisas nucleares no país [36].

No primeiro semestre de 1965, a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), cumprindo a determinação do governo brasileiro, montou o Comitê de Estudos do Reator de Potência (CERP). O CERP encomendou um estudo para testar a efetividade da utilização do tório no programa nuclear brasileiro, pois na época, as reservas nacionais de urânio não eram conhecidas, assim, levantando preocupações quanto ao fornecimento de combustível. Então, no final de 1965, nasceu o Grupo do Tório, dentro da divisão de engenharia de reatores do Instituto de Pesquisas Radioativas (IPR), da Escola de Engenharia da Universidade Federal de Minas Gerais, posteriormente chamado de Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN). Inicialmente o Grupo era integrado por 12 engenheiros [36].

Entre 1965 e 1988, foram realizados dois projetos de pesquisa sobre reatores de potência abastecidos por combustível à base de tório. Entre 1965 e 1970, foi realizado pelo CNEN e a UFMG o projeto “Instinto/Toruna” em parceria com a França. E entre 1979 e 1988, foi realizado pela NUCLEBRÁS um projeto de P&D na utilização de tório em PWRs, em parceria com a Alemanha. Em ambos os projetos o IPR foi o instituto responsável pela condução das pesquisas [37].

5.1. Projeto “Instinto/Toruna”

Esse projeto foi realizado em cooperação com o French Commissariat à l’Energie Atomique (CEA), ele era ambicioso e visava o desenvolvimento de um design nacional de PHWR com combustível à base de tório protegido por um vaso de concreto protendido [37].

Ele foi desenhado para ser realizado em três fases: a primeira de 1966 a 1967, nomeada de Projeto Instinto, com o objetivo de avaliar o conceito de um PHWR com combustível à base de tório; a segunda de 1968 a 1971, com o objetivo de P&D de um design conceitual de um PHWR com combustível à base de urânio natural; a terceira a partir de 1971, com o objetivo de desenvolver um protótipo do PHWR [37].

A primeira fase foi concluída com sucesso, com a divulgação de um Relatório Final com conclusões e recomendações positivas que levaram à continuação do projeto [38].

A segunda fase foi orientada para o projeto conceitual de um PHWR alimentado com urânio natural para a produção de plutônio que seria utilizado como material físsil para o início do ciclo de combustível do tório. Este trabalho foi concluído também com um Relatório Final [39]. Esta fase contemplou também um forte esforço de P&D em diferentes áreas, tais como desenvolvimento da tecnologia do combustível nuclear, projeto da física do núcleo, projeto do reator e da planta termo hidráulica, projeto do vaso do reator, testes dos materiais e dos componentes, e da economia do ciclo do combustível. Várias instalações e laboratórios foram projetados e implementados no IPR: uma instalação de água pesada subcrítica ("Capitu"), o loop experimental termo hidráulico ("CT1"), o laboratório de combustível e materiais, e o laboratório de teste de componentes [37].

A continuação deste projeto em sua terceira fase, que incluía um maior esforço de P&D visando o projeto e a construção de um protótipo PHWR, não foi implementada, devido à decisão de adotar o PWR para a primeira *nuclear power plant* (NPP) brasileira. Os principais resultados foram: a avaliação e o próprio desenvolvimento de know-how relacionado à tecnologia e economia de reatores refrigerados a água, o que possibilitou dar um forte apoio ao programa

de implementação das NPPs brasileira, baseado em reatores de água leve; e, talvez, um dos resultados mais frutíferos, foi a formação de uma equipe altamente qualificada em diferentes aspectos de análise e projeto de centrais nucleares, posteriormente solicitadas pelas diferentes organizações envolvidas no implementação do programa nuclear de Angra 1 e Angra 2/3 [37].

5.2. Projeto de P&D na Utilização de Tório em PWRs

O segundo projeto foi desenvolvido numa cooperação entre Brasil e Alemanha. A motivação foi direcionada para a melhoria do conhecimento no campo de utilização do tório em reatores de potência, com o objetivo de cumprir a "Legislação Governamental Acordo de Cooperação no Campo da Ciência e Tecnologia" (1969) e o "Memorandum of Understanding between the Kernforschungszentrum Jülich, GmbH - KFA and the Empresas Nucleares Brasileiras S.A - NUCLEBRÁS" (1978). O "International Nuclear Fuel Cycle Evaluation - INFCE", organizado na mesma ocasião (1977), foi um incentivo ao desenvolvimento conjunto da CDTN, KFA Jülich, Siemens A.G./Group KWU e Nukem GmbH R&D program [37].

Os objetivos gerais do programa eram: analisar e desenvolver a utilização de tório em PWRs; desenvolver o elemento combustível e o núcleo de um reator PWR para se adaptar ao ciclo do tório; fabricar, testar e qualificar elementos combustíveis de Th/U e Th/Pu; estudar o ciclo do tório fechado utilizando reprocessamento de tório contido no combustível usado dos PWRs [37].

Ele foi desenhado para ser realizado em três fases: a primeira de 1979 a 1982, com o objetivo de adaptar os métodos e tecnologias já existentes para elementos combustíveis à base de tória e testes de irradiação de $(\text{Th},\text{U})\text{O}_2$ dentro de um reator de testes, a segunda de 1982 a 1986, com o objetivo de realizar o P&D do comportamento do combustível de $(\text{Th},\text{U})\text{O}_2$ em reatores; e a terceira a partir de 1986, com a demonstração da utilização do $(\text{Th},\text{U})\text{O}_2$ [37].

A primeira fase foi concluída já em 1983, com a publicação de um Relatório final [40]. O projeto foi encerrado na segunda fase, em 1988, após nove anos de pesquisa, mas antes que pudesse ser realizada a demonstração da utilização do $(\text{Th},\text{U})\text{O}_2$ dentro de um PWR comercial [37].

Os resultados do programa confirmaram em detalhes que os combustíveis desenvolvidos com base em tório, produzidos pela fusão do processo padrão de fabricação de pastilhas combustível de reatores de água leve com o processo químico ex-gel desenvolvido para o combustível do reator de alta temperatura, podem ser usados nos PWRs atuais [37].

No que diz respeito ao desenvolvimento e transferência de tecnologia para o combustível Th/U, os objetivos do programa foram alcançados. Entretanto, demonstração da utilização do combustível Th/U em um reator de potência; e a fabricação e qualificação de combustível Th/Pu; bem como o fechamento o ciclo do combustível de tório exigiriam um esforço substancialmente maior [37].

As principais conclusões de este programa conjunto brasileiro-alemão foram: a utilização do tório nos PWRs se apresentou como uma boa opção de longo prazo, proporcionando em alguns aspectos resultados interessantes. A aplicação mais atraente dos combustíveis tório é o uso de plutônio reciclado como material físsil em um ciclo de queima prolongada; do ponto de vista da cooperação e transferência de tecnologia, a experiência do programa mostrou a importância do uso de metas orientadas a hardware, definições claras dos resultados, incluindo trabalho conjunto em tarefas de interação [37].

5.3. Outras Atividades

Outras pesquisas foram realizadas em diferentes institutos brasileiros. Nas décadas de 1960 e 1970, o Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN) estudaram intensamente o desenvolvimento do conceito de um HTGR à base de tório, além de alguns estudos na utilização de tório em PWRs e em *Gas Cooled Fast Breeder Reactors*. O Instituto de Estudos Avançados (IEAv) do Centro Tecnológico Aeroespacial (CTA), em São José dos Campos, estudou entre as décadas de 1970 e 1980 a utilização de combustíveis de tório tanto em *Gas Cooled Fast Breeder Reactors* e *Sodium Cooled Fast Breeder Reactors* (FBR) e recentemente passou a estudar um reator de pesquisa de nêutrons moderados *Sodium Cooled Research Reactor*. O Departamento de Energia Nuclear (DEN) da UFMG tem estudado a implementação de reatores *breeder* no Brasil, considerando O Molten Salt Termal Breeder Reactor (MSBR)

similar aos desenvolvidos nos EUA e no Japão, em segundo candidato seria um FBR [37].

5.4. Barreiras para a introdução do ciclo do tório no Brasil

A principal barreira à introdução do ciclo do combustível do tório no Brasil é a necessidade de um inventário inicial extenso de material físsil. Assim, seria necessária a produção de urânio altamente enriquecido reprocessamento de plutônio vindo de combustível usado do ciclo U/Pu. O governo brasileiro não enxerga o desenvolvimento de alguma dessas duas plantas como prioridade em curto ou médio prazo devido as salvaguardas internacionais quanto ao armazenamento de material nuclear e as políticas de não proliferação [37].

6. Conclusões

O uso do tório no ciclo do combustível nuclear como complemento ao ciclo urânio/plutônio mostra potencial para melhorar o aproveitamento da energia nuclear a médio prazo e sua sustentabilidade a longo prazo, o tório apresenta diversas vantagens em relação ao urânio e ao plutônio como: queima que gera menor quantidade de subprodutos e com menos radioativos; abundância três vezes maior na crosta terrestre; maior segurança e resistência a acidentes, por ser um material fértil.

As opções para a introdução do tório no ciclo do combustível nuclear ainda estão em aberto e devem continuar a ser investigadas, inclusive como: meio de queimar plutônio e outros TRUs; a possibilidade de alcançar fatores de conversão mais elevados nos espectros de nêutrons térmicos, usando combustíveis à base de tório, em sistemas evolutivos de geração III+, com o objetivo de reciclar o material físsil dos combustíveis usados; substitutos para os combustíveis à base de urânio.

Porém, o desenvolvimento de novos combustíveis ou novos conceitos de reatores envolvendo tório é um processo que consome tempo, recursos e que provavelmente se estenderá por várias décadas, enquanto o ciclo do urânio vem sendo exaustivamente estudado a mais de 80 anos. Além do mais, qualquer aplicação industrial do tório como combustível nuclear continuaria a exigir a entrada de material físsil do ciclo U/Pu existente até que as

quantidades necessárias de ^{233}U pudesse ser produzidas para tornar o ciclo do tório autossustentável.

Em última análise, as tecnologias do tório requerem um desenvolvimento significativo. As iniciativas de P&D do tório estão sendo atualmente financiadas por alguns países preocupados com a sustentabilidade da energia nuclear a longo prazo. Entretanto, dado seu custo e a falta de incentivos econômicos claros para que os operadores de usinas nucleares sigam esta rota, as atividades de desenvolvimento industrial do tório permanecem de certa forma limitadas no momento.

Se os ciclos de combustível do tório forem seguidos, é de se esperar que, o desenvolvimento de combustíveis de tório seja realizado de forma gradual e em sinergia com o ciclo do combustível urânio/plutônio existente. A longo prazo, a introdução potencial de sistemas de reatores avançados (Geração IV) tem a oportunidade de alavancar todos os benefícios de um ciclo de combustível à base de tório, principalmente em reatores reprodutores *breeders* que estão atualmente em fase de estudo e desenvolvimento.

Os MSRs em particular podem oferecer a perspectiva promissora de utilizar combustíveis de tório em um ciclo fechado com reprocessamento de urânio-233, enquanto recicla TRUs e garante perdas mínimas para o fluxo final de resíduos. Deve-se reconhecer, no entanto, que o desenvolvimento, licenciamento e construção de tais reatores ainda é muito incipiente e precisa ser extensivamente estudado.

Referências

- [1] **Electricity production by source, World**, Our World in Data.
- [2] **International Nuclear and Radiological Event Scale (INES)**, International Atomic Energy Agency.
- [3] Allibert, M.; et al, **Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle**, OECD, 2015.
- [4] <http://www.rsc.org/periodic-table/element/90/thorium>, Acesso em: 06 de julho de 2022
- [5] Lainetti, Paulo E. O., **Thorium and Its Future Importance for Nuclear Energy Generation**, Journal of Energy and Power Engineering, 600-605, 2016.
- [6] Milos, René, **Nature, Sources, Resources, and Production of Thorium**, Intechopen, 2017.
- [7] **World Thorium Occurrences, Deposits and Resources**, IAEA TECDOC SERIES, 2019.
- [8] Villas-Boas, R., **Thorium in South America**, 2011.
- [9] Lapido, Santes, CETEM, **Rare earth deposits of Brazil**, 2011.
- [10] **Anuário Mineral Brasileiro**, 2010.
- [11] Lainetti, Paulo E. O., **Purification of thorium compounds obtained from monazite**, paper apresentado na IAEA Tech. Mtg on World Thorium Resources, 2011.
- [12] Neto, R.A., **Rio do Carmo Ilmenite**, Companhia Baiana de Pesquisa Mineral.
- [13] Traversa G., Gomes C.B., Brotzu P., Buraglini N., Morbidellil., Principato M. S., Ronca S., Ruberti E., **Petrography and mineral chemistry of carbonatites and mica-rich rocks from the Araxá complex (Alto Paranaíba Province, Brazil)**, Academia Brasileira de Ciências, 73, 74, 2011.

[14] Bonotto, D.M., Fujimori, K., Moreira-Nordemann, L.M., **Determination of weathering rate of the Morro do Ferro Th-REEs deposit**, Brazil using U-isotope method, *Applied Radiation and Isotopes*, 65, 474–481, 2007.

[15] Pierosan R., Lima E. F., Nardi L. V. S., De Campos C. P., Bastos Neto A.C., Ferron J. M. T. M., Prado M., **Paleoproterozoic felsic volcanism of the Iricoumé Group in the Pitinga Mining District area, Amazonian Craton, Brazil: insights in ancient volcanic processes from field and petrologic data**, Academia Brasileira de Ciências, 83, 932, 2011.

[16] Santos R.V., Clayton R.N., **Variations of oxygen and carbon isotopes in carbonatites: A study of Brazilian alkaline complexes**, *Geochimica et Cosmochimica Acta*, 59, 7, 1339–1352, 1995.

[17] Insulander Bjork, K., et al., **Commercial thorium fuel manufacture and irradiation: Testing (Th,Pu)O₂ and (Th,U)O₂ in the Seven-Thirty program**, *Annals of Nuclear Energy*, 75, 79-86, 2015.

[18] Verwerft, M., et al., **OMICO final report, Technical Report EUR 23104**, European Commission, FIKS-CT-2001-00141, 2007.

[19] Lau, C.W., Demazière, C., Nylén, H., Sandberg, U., **Improvement of LWR thermal margins by introducing thorium**, *Progress in Nuclear Energy*, 61, 48–56, 2012.

[20] L. Mathieu, et al., **The thorium molten salt reactor: Moving on from the MSBR**, *Progress in Nuclear Energy*, 48, 664-679, 2006.

[21] M. Goldberg, R. Rosner, **Nuclear Reactors: Generation to Generation**, American Academy of Arts & Science, 2011.

[22] Iwatsuki J., Kunitomi K., et al., **Overview of High Temperature Gas-Cooled Reactor**, Sector of Fast Reactor and Advanced Reactor Research and Development, Japan Atomic Energy Agency, 2021.

[23] P.K. Vijayan, V. Shivakumar, S. Basu, R.K. Sinha, **Role of thorium in the Indian nuclear power programme**, *Progress in Nuclear Energy*, 101, 43-52, 2017.

[24] A.L. Habush, A.M. Harris, **330-MW(e) Fort St. Vrain high-temperature gas-cooled reactor**, Nuclear Engineering and Design, 7, 312-321, 1968.

[25] P. Breeze, **Power Generation Technologies (Third Edition)**, 399-429, 2019.

[26] IAEA, **Thorium Fuel Cycle-Potential Benefits and Challenges**, International Atomic Energy Agency, 2005.

[27] G. L. Brooks, **A Short History of the CANDU Nuclear Power System**, Ontario Hydro, 1993.

[28] P.G. Boczar, P.S.W. Chan, G.R. Dyck, R.J. Ellis, R.T. Jones, J.D. Sullivan, P. Taylor, **Thorium Fuel-Cycle Studies for Candu Reactors**, Atomic Energy of Canada Ltd, IAEA, 1998.

[29] H. György, Sz. Czifrus, **The Utilization of Thorium in Generation IV Reactors**, Progress in Nuclear Energy, 93, 306-317, 2016.

[30] J. Serp, et al., **The molten salt reactor (MSR) in generation IV: Overview and perspectives**, Progress in Nuclear Energy, 2014.

[31] T. Dolan, **Molten Salt Reactor and Thorium Energy**, Woodhead Publishing, Elsevier, 2017.

[32] J. Guidez, **Chapter 7 - Update on molten salt fast reactors, Fast Reactors**, Academic Press, 127-175, 2023.

[33] D. Zhang, **Generation IV concepts: China - Handbook of Generation IV Nuclear Reactor**, Xi'an Jiaotong University, Xi'an.

[34] D. Jiang, et al., **Fluoride-salt-cooled high-temperature reactors: Review of historical milestones, research status, challenges, and outlook**, Renewable and Sustainable Energy Reviews, 161, 2022.

[35] Y. Liu, **Sensitivity/uncertainty Comparison and Similarity Analysis Between TMSR-LF1 and MSR Models**, Progress in Nuclear Energy, 122, 2020.

[36] R. Brant Pinheiro, **Grupo do tório – Breve Histórico**, NUCLEBRÁS/CDTN, 1979.

[37] R. Brant Pinheiro, **Brazilian Experience on Thorium Fuel Cycle Investigations**, Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear, 1997.

[38] S. S. Brito, et al., **“Instinto” Project - Final Report for the Period 1966/67**, IPR, 1967.

[39] R. Brant Pinheiro, et al., **PT-500 Toruna/Prototype Project: Preliminary Design of a Nuclear Power Plant with a 520 MW Natural Uranium-Heavy Water-Cooled Reactor with Prestressed Concrete Reactor Vessel**, IPR, 1971.

[40] KFA, NUCLEBRÁS, KWU and NUKEM, **Program of Research and Development on the Thorium Utilization in PWRs - Final Report for Phase 1 (1979-1983)**, Jülich, KFA, 1984.