



INSTITUTO SUPERIOR DE ENGENHARIA DE LISBOA

**Área Departamental de Engenharia de Sistemas de Potência e
Automação**



Reactores a tório - O futuro da energia nuclear de fissão

JOÃO PEDRO MARTINS VILARES
(Licenciado em Engenharia Electrotécnica)

Dissertação para a obtenção do grau de Mestre em
Engenharia Electrotécnica – ramo de Energia

Orientador:

Prof. Rui Alberto Serra Ribeiro dos Santos

Júri:

Presidente: Prof. Mário Augusto de Andrade Moreira (ISEL)

Vogais:

Prof. Rui Alberto Serra Ribeiro dos Santos (ISEL)

Prof. Jorge Miguel de Brito Almeida Sampaio (FC UL)

Dezembro de 2015

Resumo

A geração de energia eléctrica a partir de energia nuclear sob a forma de fissão afigura-se cada vez mais importante uma vez que a utilização de combustíveis fósseis terá necessariamente um fim, relacionado sobretudo com a crescente dificuldade de acesso a reservas desses combustíveis.

Com o presente trabalho pretende-se discutir as vantagens e os inconvenientes da utilização do tório em reactores nucleares relativamente aos reactores tradicionais a operar a urânio. É abordada a história da fissão nuclear, como surgiu e as diversas etapas históricas sobre acontecimentos relevantes para o tema. Descrever-se-ão os constituintes de um reactor nuclear, o seu funcionamento e alguns tipos de reactores de fissão mais comuns a operar um pouco por todo o mundo.

Seguidamente será analisado o elemento tório, nomeadamente a sua descoberta e proveniência, a sua abundância no planeta e em que medida este elemento poderá ser competitivo no sistema energético à escala mundial, salientando os prós e contras da sua utilização em reactores. Abordar-se-ão também aspectos relacionados com o U-233, isto é, a sua possível utilização em bombas visto ser um elemento fissionável, características importantes do elemento a favor da não proliferação nuclear e também comparativamente ao U-235 e U-238 como combustível nuclear. É também discutida a primeira experiência a nível mundial com um reactor a tório e o ciclo que possibilita obter energia a partir do elemento.

É feita uma abordagem aos reactores nucleares capazes de utilizar o tório como combustível, quer sejam reactores em que a tecnologia utilizada para o urânio permite ser adaptada para a introdução do tório, quer sejam diversas experiências em que são realizados estudos em tecnologias específicas a fim de ser possível implementar e desenvolver reactores a tório capazes de operar a uma escala comercial.

Finalmente, apresenta-se um caso específico de uma situação que permite estabelecer uma comparação entre o custo de uma central a operar a urânio e a mesma central operando com o tório como combustível.

O estudo é concluído com as principais conclusões que se podem tirar relativamente à utilização do tório como combustível em futuros reatores nucleares.

Palavras-chave: Tório, Fissão Nuclear, U-233.

Abstract

Electric energy generated from nuclear energy, in fission form, seems to be more and more important according to the fact that utilization of fossil fuels will have necessarily an end, that is related most of all with the growing difficulty to access to those fuel reserves.

This study aims to discuss the advantages and the inconvenient of thorium utilization in nuclear reactors comparatively to those operating with uranium. The story of nuclear fission is approached, how it was discovered and also several historical stages about relevant events to the topic. It will be described the main components of a nuclear reactor, his operation and some types of other common nuclear reactors operating across the world.

Afterwards, the analysis will focus on thorium element, namely his discovery and origin, his abundance in the planet and how this element can be competitive in the global energy system, emphasizing the positive and negative points of it utilization in nuclear reactors. The aspects related with the possible utilization of U-233 in bombs will be also mentioned, according to U-233 as a fissile element, his important characteristics in support of non-proliferation of nuclear weapons and also comparatively to U-235 and U-238 as nuclear fuel. Is also discussed the first thorium nuclear reactor experiment in the world and the thorium cycle that allows acquire energy from the element.

An approach is made to nuclear reactors capable of utilizing thorium as a fuel, such as reactors where the technology used for uranium can be adapted to allow the introduction of thorium, as also several experiments where studies are made on specific technologies to achieve the possibility of implement and develop thorium nuclear reactors able to operate on a commercial scale.

Finally, is presented a specific case that allows to establish a comparison between the cost of a nuclear power plant operating on uranium and the same power plant operating on thorium as nuclear fuel.

The study ends with the main conclusions observed relatively to thorium utilization as a nuclear fuel in future nuclear reactors.

Keywords: Thorium, Nuclear Fission, U-233.

Agradecimentos

Quero em primeiro lugar agradecer ao meu orientador, Professor Rui Santos, pela disponibilidade, motivação e acompanhamento semana após semana para que este trabalho fosse realizado e chegasse a bom porto.

Agradeço à minha família por todo o suporte e incentivo que nunca me faltou.

Um agradecimento muito especial à minha namorada, Cristina, pelo amparo, compreensão e pela motivação incessante ao longo desta etapa, que sem dúvida contribuiu para atingir o objectivo a que me propus.

Por último mas não menos importante, agradeço aos meus amigos, colegas e professores do ISEL que ao longo de todo o percurso académico contribuíram directa ou indirectamente para o ultrapassar das dificuldades com que me fui deparando e que sem a ajuda de todos, não teria sido possível atingir o sucesso.

ÍNDICE

Resumo.....	i
Abstract.....	iii
Agradecimentos	v
Índice de figuras	xi
Índice de tabelas	xiii
Lista de acrónimos	xv
Unidades.....	xvii
1 Introdução	3
1.1 Enquadramento	3
1.2 Motivação e Objectivos	4
1.3 Estrutura da tese.....	5
1.4 Notação	6
2 Fissão Nuclear	9
2.1 História.....	9
2.2 Energia Nuclear obtida a partir de Fissão Nuclear	12
2.2.1 Reacção em Cadeia	14
2.3 Reactores Nucleares de Fissão	16
2.3.1 Constituintes fundamentais de um Reactor Nuclear	17
2.3.2 Funcionamento do Reactor.....	19
2.3.3 Tipos de Reactores de Fissão	21
3 O elemento tório	29
3.1 Uma visão geral	29
3.2 O tório em Portugal.....	33
3.3 Aspectos positivos e negativos da utilização do tório	34

3.4	O urânio-232 contido no U-233 e o perigo acrescido que representa.....	35
3.5	Ensaio nucleares utilizando U-233	38
3.6	O que fazer com aproximadamente 1,5 milhões de toneladas de urânio-238 armazenado?	39
3.7	“Molten Salt Reactor Experiment”	42
3.8	Tório como parte do processo de fissão.....	44
3.8.1	O ciclo do tório.....	45
4	Os reactores e a sua tecnologia.....	49
4.1	Ciclos de combustível: aberto (único) e fechado	49
4.1.1	Ciclo aberto (único).....	50
4.1.2	Ciclo fechado.....	52
4.2	Reactores de água leve (Light Water Reactors – LWR)	52
4.3	Reactores de água pesada (Heavy Water Reactors – HWR)	54
4.3.1	Ciclos de tório: as várias opções.	54
4.3.2	Reactores de água pesada avançados (Advanced Heavy Water Reactors - AHWR)	58
4.4	Reactor a Gás de Alta Temperatura (High Temperature Gas Cooled Reactor - HTGR)	61
4.5	Reactor a Sais Fundidos (Molten Salt Reactor - MSR).....	62
4.5.1	Liquid Fluoride Thorium Reactor - LFTR.....	64
4.6	Reactores a neutrões rápidos – Fast Breeder Reactors (FBR)	67
4.7	Reactor subcrítico (Accelerator Driven System - ADS).....	67
4.8	Reactores nucleares utilizando tório como combustível nuclear.....	69
4.9	Visão global: O uso do tório em diversos países	71
4.9.1	Índia.....	71
4.9.2	Federação Russa	72
4.9.3	Noruega.....	74
4.10	Investigação e Desenvolvimento.....	76
4.10.1	Índia.....	76

4.10.2	Canadá.....	76
4.10.3	República da Coreia	77
4.10.4	Comissão Europeia	77
4.11	O cenário global.....	79
4.12	Conclusões do IAEA	82
5	Caso de estudo: O reactor LFTR.....	87
6	Conclusões	93
	Referências Bibliográficas	95

Índice de figuras

FIGURA 1 - POTÊNCIA INSTALADA DOS REACTORES NUCLEARES OPERADOS, SEGUNDO DADOS DO IAEA/PRIS.	3
FIGURA 2 - LISE MEITNER E OTTO HAHN NO KAISER-WILHELM INSTITUTE, BERLIM [10].....	10
FIGURA 3 - RÉPLICA DA MESA DO LABORATÓRIO DO DR. OTTO HAHN ONDE FOI DESCOBERTA A FISSÃO NUCLEAR, POR ALTURA DA COMEMORAÇÃO DOS 75 ANOS DA DESCOBERTA, NO VIENNA INTERNATIONAL CENTRE [9].	10
FIGURA 4 - EXEMPLOS DA FISSÃO DO ÁTOMO DE URÂNIO-235 [15].	12
FIGURA 5 - EXEMPLOS DE UMA REACÇÃO NUCLEAR EM CADEIA [16].	14
FIGURA 6 - SECÇÃO EFICAZ DE FISSÃO DO U-235 EM FUNÇÃO DA ENERGIA DOS NEUTRÕES [17].....	15
FIGURA 7 - CHICAGO PILE-1, O PRIMEIRO REACTOR ARTIFICIAL DE FISSÃO, CONSTRUÍDO NO WEST STANDS SECTION OF STAGG FIELD NA UNIVERSITY OF CHICAGO [18].	16
FIGURA 8 - DIAGRAMA ILUSTRATIVO DO FUNCIONAMENTO DE UM REACTOR PWR [20].....	22
FIGURA 9 - DIAGRAMA ILUSTRATIVO DO FUNCIONAMENTO DE UM REACTOR BWR [21].....	23
FIGURA 10 - DIAGRAMA ILUSTRATIVO DO FUNCIONAMENTO DE UM REACTOR CANDU [22].	24
FIGURA 11 - THOR, O DEUS NÓRDICO [23].	29
FIGURA 12 - MONAZITA, A PRINCIPAL FONTE DE TÓRIO [26].	30
FIGURA 13 - CADEIA DE PRODUTOS QUE SE FORMAM RESULTADO DA CAPTURA DE NEUTRÕES NOS ELEMENTOS TH-230, TH-232, U-235 E U-238 [28].....	36
FIGURA 14 - OPERAÇÃO TEAPOT: A BOMBA MET, COMPOSTA POR PLUTÓNIO-239 E U-233 [29].....	38
FIGURA 15 - O MINERAL DE URÂNIO [34].	40
FIGURA 16 - NÚMERO DE NEUTRÕES ABSORVIDOS VS NEUTRÕES LIBERTADOS, NO PU-239 [35].	41
FIGURA 17 - NÚMERO DE NEUTRÕES ABSORVIDOS VS NEUTRÕES LIBERTADOS, NO U-233 [35].	42
FIGURA 18 - O MOLTEN SALT REACTOR [36].	43
FIGURA 19 - CICLO DO TÓRIO [40].	46
FIGURA 20 - CICLO ABERTO, NO CASO DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR SER URÂNIO [43].	50
FIGURA 21 - O REACTOR WWER-1000, UM LWR [44].	51
FIGURA 22 - CABEÇA DO NÚCLEO DE UM PWR, COM AS BARRAS DE CONTROLO VISÍVEIS [48].	54
FIGURA 23 - CANFLEX <i>MIXED BUNDLE</i> [4].	56
FIGURA 24 - DOIS REACTORES CANDU 6 EM ZHEJIANG CHINA, DESENVOLVIDOS PELO AECL [51].	59

FIGURA 25 - O REACTOR HTGR [55].	62
FIGURA 26 - DIAGRAMA DE FUNCIONAMENTO DO MSR [56].	63
FIGURA 27 - O LFTR [58].	65
FIGURA 28 - COMPARAÇÃO DO COMBUSTÍVEL NECESSÁRIO E DO CICLO DE COMBUSTÍVEL PARA UM REACTOR A URÂNIO (LWR) E A TÓRIO NO ESTADO LIQUIDO (LFTR) [60].	66
FIGURA 29 - COMPARAÇÃO DO CONSUMO DE URÂNIO NATURAL NOS DOIS CENÁRIOS, INOVADOR E EVOLUTIVO, NA FEDERAÇÃO RUSSA, SEGUNDO O IAEA [4].	73
FIGURA 30 - TAXA DE CONVERSÃO NO NÚCLEO DO REACTOR PWR COM DIFERENTES TIPOS DE COMBUSTÍVEL [4].	78
FIGURA 31 - OS REACTORES DIABLO CANYON (PWR), NA CALIFÓRNIA [66].	88

Índice de tabelas

TABELA 1 - ESTIMATIVA DAS RESERVAS MUNDIAIS DE TÓRIO, SEGUNDO OECD & NUCLEAR ENERGY, "TRENDS IN NUCLEAR FUEL CYCLE", PARIS, FRANCE (2001).	31
TABELA 2 - ESTIMATIVA DAS RESERVAS MUNDIAIS DE TÓRIO, SEGUNDO OECD & IAEA, NO "URANIUM 2014: RESOURCES, PRODUCTION AND DEMAND ('RED BOOK')".	31
TABELA 3 - ESTIMATIVA DAS RESERVAS MUNDIAIS DE TÓRIO POR PAÍSES, SEGUNDO A USGS, EM "MINERAL COMMODITY"	32
TABELA 4 - ESTIMATIVA DAS RESERVAS MUNDIAIS DE TÓRIO POR PAÍSES, SEGUNDO A USGS.....	32
TABELA 5 - UTILIZAÇÃO DO TÓRIO EM DIFERENTES REACTORES, EXPERIMENTAIS E DE POTÊNCIA [63].	69
TABELA 6 - COMPARAÇÃO DE CUSTO ENTRE CENTRAL CONVENCIONAL A URÂNIO E CENTRAL A TÓRIO (LFTR) [65].	90

Lista de acrónimos

SWU – Separative Work Units

HEU – High Enriched Uranium (Urânio altamente enriquecido)

LEU – Low Enriched Uranium (Urânio pouco enriquecido)

WWER – Water-Water Energetic Reactor

MSR – Molten Salt Reactor

ADS – Accelerator Driven Subcritical (Acelerador de Neutrões Sub-crítico)

AHWR – Advanced Heavy Water Reactor (Reactor Avançado a Água Pesada)

ALWR – Advanced Light Water Reactor (Reactor Avançado a Água Leve)

LWR – Light Water Reactor (Reactor a Água Leve)

PWR – Pressurized Water Reactor (Reactor de Água Pressurizada)

PHWR – Pressurized Heavy Water Reactor (Reactor de Água Pesada Pressurizada)

BWR – Boiling Water Reactor (Reactor de Água Fervente)

LWBR – Light Water Breeder Reactor (Reactor *Breeder* a Água Leve)

HWR – Heavy Water Reactor (Reactor a Água Pesada)

CANDU – Canadian Deuterium Uranium

IAEA – Agência Internacional de Energia Atômica

INPRO – International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles

AECL – Atomic Energy of Canada Limited

EU – União Europeia

EUA – Estados Unidos da América

ORNL – Oak Ridge National Laboratory

LFTR – Liquid Fluoride Thorium Reactor

Xe – Xénon

Kr – Cripton

MOX – Mixed Oxide Fuel

WNA – World Nuclear Association

URSS – União das Repúblicas Socialistas Soviéticas

AGR – Advanced Gas Cooled Reactor (Reactor Refrigerado a Gás)

RMBK – Reaktor Bolshoy Moshchnosti Kanalnyy

ABWR – Advanced Boiling Water Reactor (Reactor Avançado de Água Fervente)

EPR – European Pressurized Reactor (Europa) / Evolutionary Power Reactor
(Internacional)

USGS – United States Geological Survey

KAMINI – Kalpakkam Mini Reactor

DAE – Department of Atomic Energy

Unidades

MWd/kg HM	Megawatt dia por quilograma de metal pesado
GWh/MT	Gigawatt-hora por tonelada
GWh	Gigawatt-hora
MW	Megawatt
MW _e	Mega Watt eléctrico
MW _{th}	Mega Watt térmico
GW	Gigawatt
GW _e	Gigawatt (eléctrico)
eV	Electrão-volt
MeV	Mega Electrão-volt
Kg	Quilograma
kWh	Quilowatt-hora
KW _{th}	Kilo Watt térmico
barn	10^{-24} cm ²
t	Tonelada
kt	Kilotonelada
cm ³	Centímetro cúbico
kW	Quilowatt
km	Quilómetro
g	Gramma
1 mill / kWh	0.1 cent / kWh
USD	United States Dollar

Capítulo 1

Introdução

Neste capítulo é feita uma introdução à fissão nuclear, abordando factos históricos acerca da sua descoberta e utilização ao longo dos tempos. São também apresentados os reactores nucleares de fissão, baseando a abordagem no seu funcionamento, tipos de reactores e seus constituintes.

1 Introdução

1.1 Enquadramento

Desde o comissionamento e entrada em operação do primeiro protótipo de um reactor nuclear para produção de energia eléctrica, em meados dos anos 50 do século passado, que a energia nuclear tem vindo a sofrer um desenvolvimento contínuo ao longo das últimas décadas, afigurando-se como uma tecnologia madura. É consensual entre muitas das nações mundiais fortemente industrializadas e desenvolvidas, que a energia nuclear irá desempenhar um papel importante não só ao longo do século XXI mas também e com muito mais relevância nos próximos séculos [1]. Actualmente, encontram-se em operação em todo o mundo 437 reactores nucleares ditos civis e 66 novos reactores estão em construção [2]. A figura 1 mostra a variação da potência instalada em reactores efectivamente operados desde 1995.

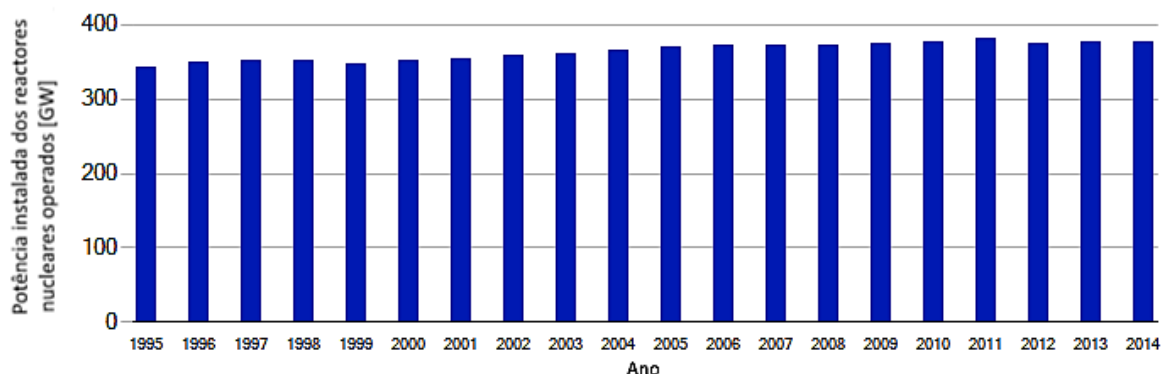


Figura 1 - Potência instalada dos reactores nucleares operados, segundo dados do IAEA/PRIS.

Durante os primeiros anos do programa *Atoms for Peace*, título com o qual foi catalogado o discurso do Presidente Americano Dwight D. Eisenhower que pretendia resolver o terrível problema atómico que se prendia com a utilização das descobertas efectuadas na área para fins não benéficos (bombas) [3], e desde meados dos anos 50 até meados dos anos 70, nações fortemente industrializadas como os EUA e a Alemanha desenvolveram um crescente interesse na utilização do tório, que se estima ser 3 a 4 vezes mais abundante na crosta terrestre que o urânio, para suprir as mais parcas reservas de urânio. No entanto, o entusiasmo inicial nos combustíveis à base de tório e nos seus ciclos de combustível não se manteve entre os países ditos

desenvolvidos, devido a uma nova descoberta de depósitos de urânio e à fácil viabilidade da sua extracção [1].

Historicamente, investigações acerca da potencial aplicação do tório, ^{232}Th , como combustível a utilizar em reactores nucleares começou paralelamente com os primeiros estudos da utilização do urânio e plutónio para o mesmo fim. O tório foi visto como uma opção atractiva para combustível nuclear devido não só à sua abundância na crosta terrestre, como também pela oportunidade de reduzir a necessidade de enriquecimento do combustível, tal como acontece com o urânio, pelo elevado rácio da conversão do ^{232}Th para ^{233}U num reactor a neutrões térmicos. Outros estudos relacionados com aspectos da física de neutrões e do desenho de reactores efectuados nos primórdios da história da energia nuclear levaram também a considerar interessante a opção tório como combustível nuclear. Apesar de ser possível apresentar uma longa lista de vantagens para a utilização do tório e de se ter assistido a um aumento significativo do preço do urânio ao longo dos últimos anos, a utilização do tório como seu complemento não está ainda à altura de rivalizar com o urânio ao nível do rendimento como combustível nuclear a uma escala comercial, embora os esforços na investigação acerca do ciclo do combustível de tório continuem. À data deste trabalho, não existe para o tório qualquer infra-estrutura para fabricação nem reprocessamento ao nível comercial do tório, ao contrário do que acontece com o urânio. Durante este século, acredita-se que as condições de mercado se possam alterar de modo a que produzir energia eléctrica através do tório se torne economicamente viável [4].

1.2 Motivação e Objectivos

A necessidade de produzir energia a um custo reduzido, de forma a tornar a economia competitiva, é clara e é certamente o principal factor a contribuir para o desenvolvimento de países pouco industrializados e de proporcionar aos países industrializados uma cada vez maior competitividade. Uma vez que estatisticamente o preço da produção de energia nuclear é substancialmente inferior ao preço da energia produzida por outros sistemas, nomeadamente os que recorrem aos combustíveis fósseis, é natural que esta opção esteja sempre na agenda energética de uma grande parte dos países do mundo.

Em qualquer país industrializado, os problemas que se prendem com o aumento dos preços dos combustíveis fósseis, assim como a necessidade de garantir a segurança

e a disponibilidade do seu abastecimento, bem como os flagelos ambientais como as emissões dos chamados gases de efeito de estufa, resultam na necessidade de se procurarem formas alternativas de energia. O custo do combustível nuclear, ainda que a construção de centrais possa ser dispendiosa, torna a energia nuclear uma séria alternativa para a produção de energia eléctrica.

Um aspecto importante da energia nuclear é o que fazer com os resíduos nucleares radioactivos que as centrais produzem, para os quais ainda não existe uma solução consensual e definitiva. Com os combustíveis à base de tório, pretende-se mitigar este problema visto que estes combustíveis têm potencial para reduzir significativamente não só a quantidade de lixo radioactivo produzido, mas também a quantidade de elementos com elevada radioactividade presentes nesse mesmo lixo. Mas existem muitas outras razões para explorar a introdução do tório como combustível. De entre elas é de destacar a sua grande abundância na terra quando comparada com a do urânio. Outro ponto importante a considerar é o da possível redução do material disponível para armamento apesar de essa ser ainda uma discussão em aberto sendo verdade que a utilização do tório, em teoria, irá reduzir os isótopos do urânio e plutónio passíveis de serem utilizados para a produção de bombas como as que foram utilizadas no passado.

Relativamente a Portugal, a construção de uma central nuclear a tório no nosso país seria certamente benéfica se se conseguisse que o custo de geração de energia fosse substancialmente inferior ao custo das centrais convencionais que se encontram em operação, nomeadamente as centrais que utilizam combustíveis fósseis como o carvão e o gás natural. Um dos grandes entraves seria indubitavelmente o custo da central, sendo que num futuro próximo este problema poderá ter menor expressão quando a tecnologia estiver amadurecida e implementada em diversos países.

1.3 Estrutura da tese

A dissertação é composta por seis capítulos, o primeiro dos quais, o presente capítulo, é a introdução.

O capítulo 2 aborda a fissão nuclear, a sua descoberta e os acontecimentos que marcam o seu desenvolvimento e contributo para a produção de energia eléctrica. São também abordados os constituintes de um reactor nuclear de fissão e apresentados diversos tipos dos reactores nucleares mais comumente utilizados no sistema energético até aos dias de hoje.

O capítulo 3 apresenta o elemento tório, onde são abordados aspectos sobre a sua descoberta, abundância na crosta terrestre, o tório em Portugal e os prós e contras na sua possível utilização como combustível nuclear. É ainda analisado o U-233 e as suas propriedades de fissão nuclear.

No capítulo 4 descrevem-se os principais reactores em estudo e em operação no qual se investigam e projectam sistemas capazes de utilizar o tório em detrimento do urânio como combustível nuclear.

No capítulo 5 é apresentado um caso de estudo com um reactor do tipo LFTR, em que se comparam os custos de diversos factores de um reactor a operar a urânio e o custo de construir uma central nos dias de hoje, utilizando dados relativos ao ano de 1966. Analisar-se-á o mesmo reactor a operar a tório. Apresentar-se-á o custo total da central em 2012, tomando os valores em 1966 e actualizando os mesmos para o ano de 2012, através do índice de preço do produtor tendo por base esse ano.

No capítulo 6 são apresentadas as principais conclusões do estudo.

1.4 Notação

As figuras e tabelas são apresentadas e numeradas de forma contínua ao longo do documento. As referências bibliográficas são numeradas de forma sequencial e a sua identificação é apresentada entre parêntesis rectos [], segundo a norma IEEE 2006. As expressões em língua estrangeira são apresentadas em itálico.

Capítulo 2

Fissão Nuclear

Neste capítulo é feita uma introdução à fissão nuclear, abordando factos históricos acerca da sua descoberta e utilização ao longo dos tempos. São também apresentados os reactores nucleares de fissão, baseando a abordagem no seu funcionamento, tipos de reactores e seus constituintes.

2 Fissão Nuclear

2.1 História

O ano de 1938 é o ano em que definitivamente se conseguiu produzir fissão nuclear, processo que consiste em dividir átomos em átomos mais “leves”, libertando dessa forma grandes quantidades de energia.

Depois de em 1932 Ernest Walton e John Cockcroft, dois físicos de nacionalidade irlandesa e britânica, respectivamente, ambos condecorados com a Medalha Hughes (1938) e Prémio Nobel da Física (1951), terem observado a divisão de um núcleo de lítio e a consequente libertação de energia através de uma reacção nuclear levada a cabo em laboratório, utilizando para tal protões acelerados também de forma artificial, estava dado o primeiro passo para aquilo que se pode chamar “fissão do átomo” [5], [6].

A experiência foi referida por Albert Einstein, físico teórico alemão, Prémio Nobel da Física (1921), entre outras medalhas e condecorações, como uma prova experimental da fórmula de sua autoria, equivalência massa-energia: $E=mc^2$ [6]. Como resultado da referida experiência, na divisão do núcleo foram emitidas duas partículas alfa. A partir deste momento a designação “dividir o átomo” seria então utilizada pela primeira vez, mas estávamos ainda longe das reacções de fissão nuclear utilizadas mais tarde e que ocorrem um pouco por todo o lado nos nossos dias. Ainda no ano de 1932, foi descoberta e provada a existência do neutrão, por James Chadwick, físico britânico, condecorado também com a Medalha Hughes (1932) e Prémio Nobel da Física (1935), entre outras condecorações e prémios [7].

Acredita-se que no final do ano de 1938, a fissão nuclear foi descoberta por Otto Hahn, químico alemão e Prémio Nobel da Química (1944), também apelidado de “O pai da química nuclear”. Hahn contou com a ajuda de Fritz Strassmann, químico alemão, e Lise Meitner, física austríaca, que no decorrer de uma experiência em laboratório observaram fissão nuclear em urânio, depois de irradiado com neutrões. Este processo experimental teve lugar em Berlim no *Kaiser Wilhelm Institute for Chemistry*. A experiência e todos os dados recolhidos foram então interpretados e explanados no início de 1939 por Lise e o seu sobrinho e também físico, Otto Robert Frisch [8], [9].

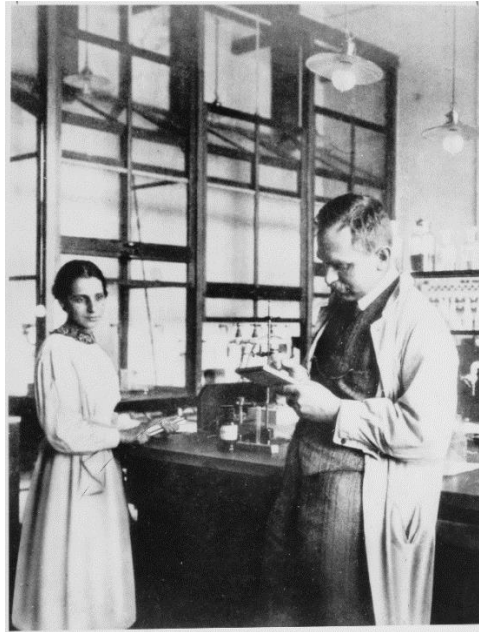


Figura 2 - Lise Meitner e Otto Hahn no Kaiser-Wilhelm Institute, Berlim [10].

Após esta importante descoberta que na altura representava pesquisa de ponta, Hahn, Strassmann e Meitner demarcaram-se de qualquer envolvimento no desenvolvimento de armas nucleares e declararam mesmo a sua veemente oposição à utilização de tecnologia nuclear para fins militares [9].



Figura 3 - Réplica da mesa do laboratório do Dr. Otto Hahn onde foi descoberta a fissão nuclear, por altura da comemoração dos 75 anos da descoberta, no Vienna International Centre [9].

Entre outras experiências com mais ou menos relevância para o tema, Enrico Fermi, físico italiano e Prémio Nobel da Física (1938), prémio atribuído por ter descoberto que utilizando neutrões em vez de protões, produz-se-ão uma maior variedade de radionuclídeos artificiais, observou que, ao irradiar núcleos de átomos pesados com neutrões, estes vão ser capturados pelo núcleo e irão formar-se novos isótopos radioactivos. O trabalho experimental levado a cabo proporcionou também a descoberta dos neutrões lentos, também chamados neutrões térmicos. Mais tarde, esta experiência possibilitou a realização de fissão nuclear utilizando neutrões térmicos e permitiu também a produção de elementos que até então não existiam na Tabela Periódica [11].

No ano de 1942, em Chicago, Fermi, já depois de ter sido recrutado para fazer parte do “Manhattan Project”, projecto secreto dos Estados Unidos da América no qual foram desenvolvidas as bombas atómicas com as quais os EUA bombardearam Hiroshima e Nagasaki no decorrer da segunda guerra mundial, liderou o projecto no qual se alcançou a primeira reacção nuclear em cadeia controlada, no que seria considerado como o primeiro reactor nuclear artificial: Chicago Pile-1 (CP-1) [12]. Este reactor tinha a particularidade de não possuir qualquer escudo para evitar que a radiação se espalhasse em seu redor, nem qualquer sistema de refrigeração [13]. Seguiram-se dois novos projectos, X-10 Graphite Reactor e B Reactor [14]. Todos estes projectos foram desenvolvidos no âmbito da produção de armamento nuclear. Estes reactores nucleares tiveram um contributo importante para que a utilização da energia nuclear, sob a forma de fissão nuclear, viesse mais tarde a ser utilizada para fins comerciais, como por exemplo para produção de energia eléctrica, entre outros. Assistiu-se a partir de 1960, e de forma crescente, ao aumento do número de centrais nucleares em construção e a sua conseqüente entrada em funcionamento.

De acordo com o *World Nuclear Association* (WNA), hoje em dia, 11% da energia eléctrica consumida no planeta é gerada a partir de fontes nucleares, praticamente livre da emissão de gases de efeito de estufa (GEE).

2.2 Energia Nuclear obtida a partir de Fissão Nuclear

A energia nuclear é a única forma de energia descoberta em laboratório. A fissão nuclear consiste na divisão do núcleo de um átomo pesado em partes mais pequenas e portanto, núcleos mais leves. Ocorre quando o efeito da força eléctrica no núcleo se torna superior ao efeito da força forte. Em núcleos como o do urânio, o efeito da força forte é particularmente reduzido, tendo desta forma uma maior facilidade em ser fissionado relativamente a outros núcleos.

Fissão nuclear é uma forma de transmutação nuclear pois o que resulta da divisão do núcleo inicial são núcleos de elementos diferentes do núcleo original. Foi descoberta bombardeando urânio com neutrões, que podem ser chamados “projecteis”, do qual resultaram novos elementos, como referido anteriormente.

O neutrão é uma partícula sem carga eléctrica que não pode ser acelerado nem orientado, e adquire bastante importância neste contexto visto que como não é repellido pelos núcleos-alvo, provoca facilmente reacções nucleares, sendo uma delas a fissão do núcleo.

A figura seguinte mostra dois exemplos de fissão do átomo de U-235, através do bombardeamento com neutrões, oriundos de reacções do tipo (α, n) [15].

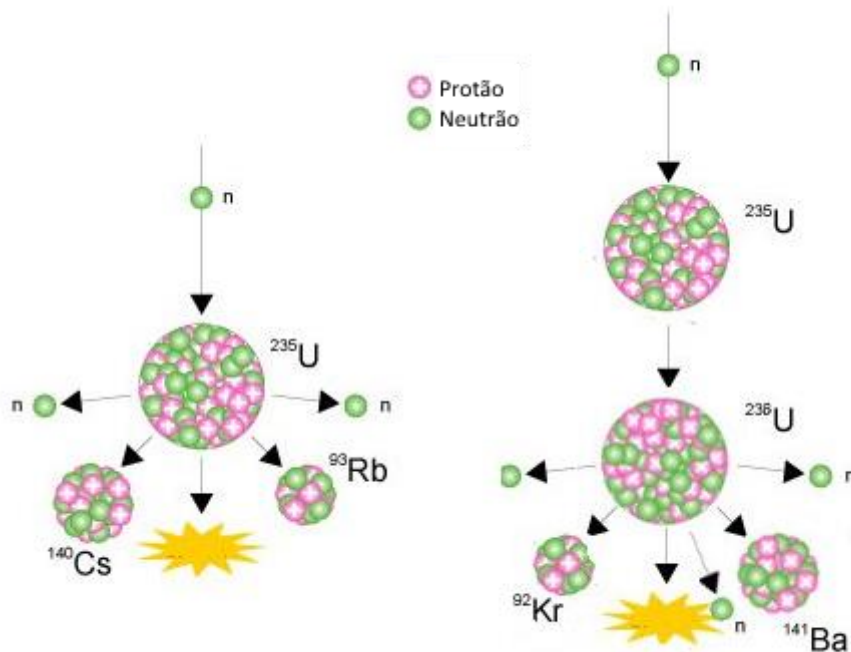
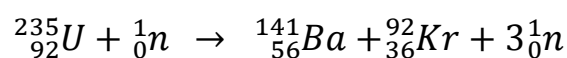


Figura 4 - Exemplos da fissão do átomo de Urânio-235 [15].

Uma das reacções na figura pode traduzir-se pela seguinte expressão:



em que n é um neutrão e U, Ba e Kr representam respectivamente isótopos dos elementos urânio, bário e kripton.

Logo após a descoberta documentada por Meitner, outras confirmações experimentais da fissão surgiram e puseram em evidência a emissão de neutrões resultantes da fissão do átomo de U-235, como se exemplifica na figura 4. Veremos adiante que esses neutrões serão responsáveis por alimentar uma reacção de fissão nuclear em cadeia.

Meitner e Frisch estimaram que como resultado da fissão do Urânio, para este tipo de reacção se libertaria energia da ordem de 200 MeV. Esta energia é libertada maioritariamente sob a forma de energia cinética dos fragmentos resultantes da fissão. A libertação desta quantidade de energia e a consequente produção de neutrões dão extrema importância a esta forma de reacção nuclear. Os fragmentos do núcleo que resultam da fissão são radioactivos e decaem por emissão de radiação β^- (emissão de um electrão) e radiação γ (emissão de um fotão). A soma das massas dos fragmentos é menor que o valor da massa do núcleo que deu origem à reacção. Esta diferença é explicada de acordo com a equação de Einstein (equivalência massa-energia: $E=mc^2$), em que a massa é convertida em energia. A quantidade de massa que intervém na grande maioria das reacções nucleares de fissão é muito reduzida, podendo ser de apenas 0,1% da massa original. No entanto esta pequena massa traduz-se numa grande quantidade de energia. A fissão de um núcleo de um átomo pesado pode ocorrer quando o mesmo captura um neutrão ou pode acontecer de forma espontânea.

2.2.1 Reacção em Cadeia

Para estarmos na presença de uma reacção em cadeia, os neutrões libertados através da fissão de um núcleo têm de provocar a fissão em pelo menos mais outro núcleo. Por sua vez o núcleo atingido produzirá mais neutrões, que irão dar continuidade à reacção atingindo outros núcleos [16].

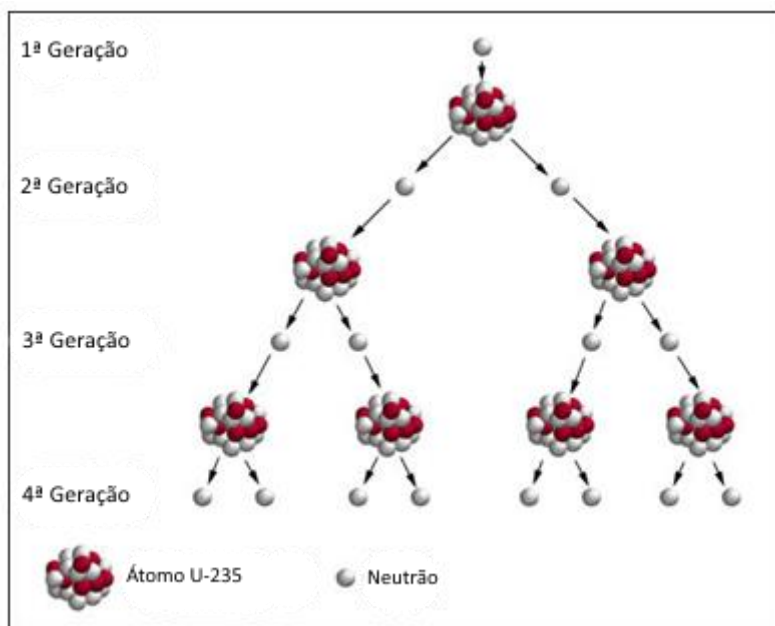


Figura 5 - Exemplos de uma reacção nuclear em cadeia [16].

As centrais nucleares são desenvolvidas e dimensionadas, quer no aspecto do seu desenho, quer nas componentes de controlo que possuem, para que a reacção em cadeia seja controlada. Existe no entanto uma possível utilização de uma reacção em cadeia em que a reacção é propositadamente não controlada ou descontrolada: em armas nucleares, mais propriamente na bomba atómica [16].

Idealmente, para a reacção em cadeia se auto sustentar, os neutrões produzidos em cada fissão devem provocar tantas fissões quanto o número de neutrões libertados, que são em média entre dois e três. O que pode impedir que a reacção em cadeia se perpetue é que os neutrões se percam a uma taxa superior à sua formação através de cada fissão. Para tal, a quantidade do isótopo ^{235}U presente no urânio, responsável pela reacção, tem de ser suficientemente grande para que o neutrão não se perca antes de encontrar outro núcleo e fissioná-lo. Surge assim o conceito de *massa crítica*,

que é a quantidade necessária de material fissionável para que após a ocorrência de uma fissão se produza em média pelo menos mais outra fissão de outro núcleo.

Os neutrões que irão provocar a fissão dos núcleos terão de ser de baixa energia (“têrmicos”, com cerca de 0,025 eV), pois o U-235 possui uma secção eficaz de fissão elevada para este tipo de neutrões. A secção eficaz representa a probabilidade de um dado processo ocorrer.

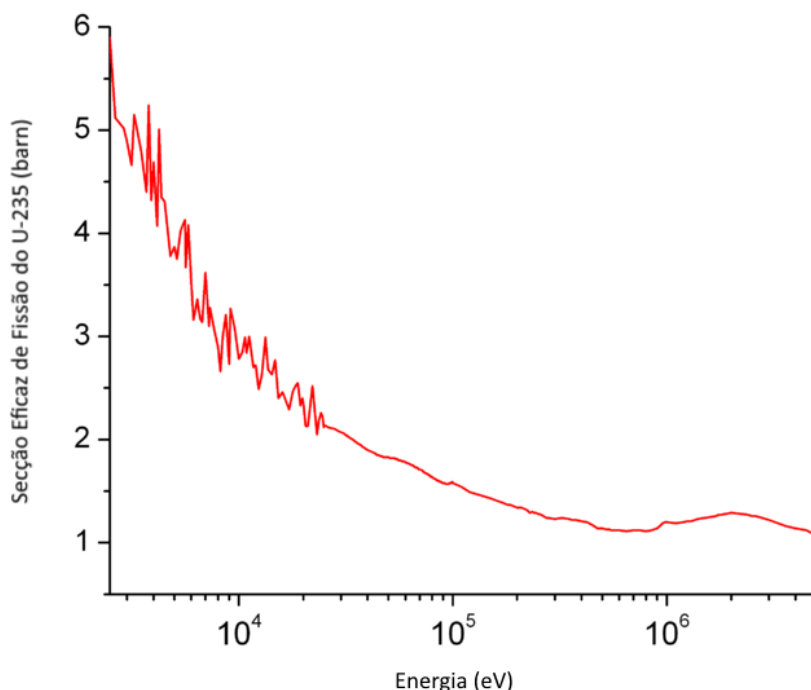


Figura 6 - Secção eficaz de fissão do U-235 em função da energia dos neutrões [17].

Os valores da secção eficaz variam de acordo com a energia da respectiva partícula incidente. Para baixar a energia dos neutrões, ou seja, para moderá-la, existe um importante constituinte dos reactores nucleares que é responsável por essa função: o moderador. O moderador é na grande maioria dos casos água pesada ou água no seu estado normal, mas poderá ser também grafite.

Em suma, para manter e controlar a reacção nuclear, dos 2 ou 3 neutrões libertados por fissão, apenas um é necessário e suficiente para provocar outro evento de fissão. A reacção não se irá auto-sustentar se este rácio for inferior a 1, mas por outro lado, poder-se-á descontrolar se o mesmo for superior a 1. Para controlar a reacção, os reactores nucleares possuem barras de controlo feitas a partir de materiais com grande capacidade de absorção de neutrões, tal como o Cádmiu ou o Boro.

2.3 Reactores Nucleares de Fissão

Um reactor nuclear de fissão tem com principal função a produção de energia eléctrica a partir de uma reacção nuclear controlada, aproveitando a energia libertada pela reacção sob a forma de calor para gerar energia eléctrica. O calor é utilizado para aquecer água que depois de vaporizar acciona uma turbina, a qual está acoplada a um gerador eléctrico que produz energia.

O primeiro reactor artificial de fissão entrou em funcionamento em 1942 em Chicago, tal como referido anteriormente. O nome Chicago Pile-1 (CP-1) terá surgido naturalmente pois de acordo com o seu criador, não era mais do que uma pilha de tijolos pretos em bruto, onde figuravam também vigas de madeira. O reactor era constituído por grafite e urânio, sendo a grafite utilizada como moderador, e possuía também barras de controlo em cádmio, índio e prata. O moderador e as barras de controlo são dois dos constituintes principais dos reactores nucleares, como iremos ver mais à frente. O CP-1 foi construído para investigação, no decorrer da 2ª Guerra Mundial, e foi nele que se atingiu pela primeira vez uma reacção nuclear em cadeia controlada [12].

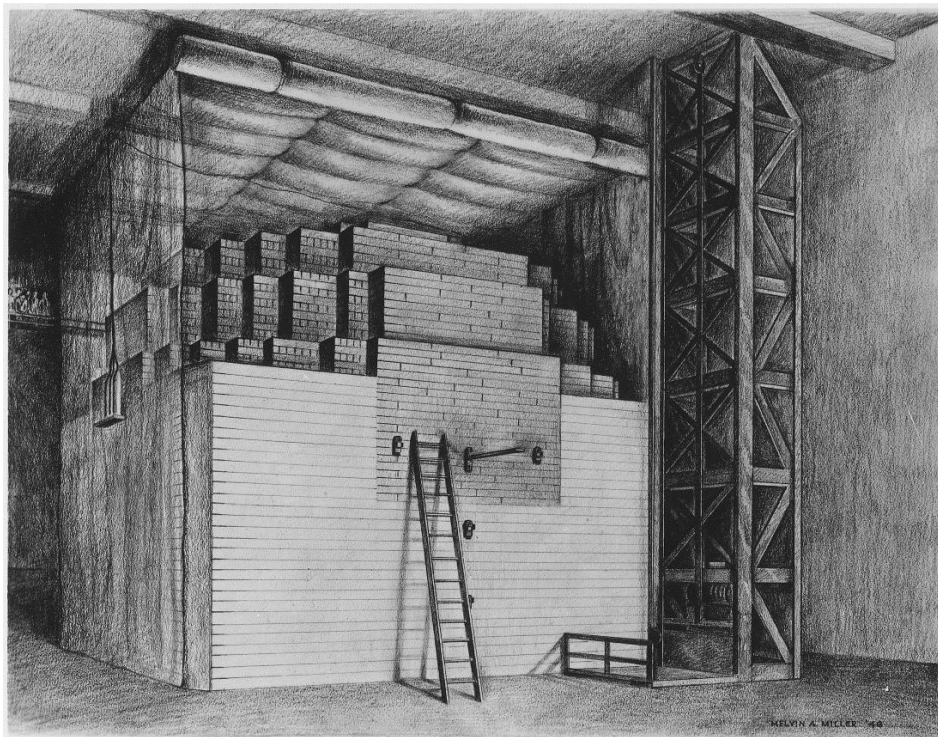


Figura 7 - Chicago Pile-1, o primeiro reactor artificial de fissão, construído no West Stands section of Stagg Field na University of Chicago [18].

O CP-1 apresentava uma construção simplista, que como já foi dito, não possuía qualquer escudo para conter a radiação nem qualquer sistema de refrigeração, mas o princípio de funcionamento de um reactor nuclear estava já presente na sua estrutura e concepção.

O primeiro reactor nuclear construído para fins civis, estando integrado numa rede de transporte de energia eléctrica, entrou em funcionamento em 1954 em Obninsk na antiga URSS. A potência instalada seria de 5 MW_e. Mais tarde em 1956, entrou em funcionamento a primeira central nuclear em Calder Hall, Inglaterra, que tinha como potência inicial instalada 50 MW e que mais tarde atingiria os 200 MW.

2.3.1 Constituintes fundamentais de um Reactor Nuclear

Qualquer reactor nuclear, qualquer que seja a sua idade, assenta nos mesmos princípios de funcionamento e num determinado número de constituintes fundamentais indispensáveis ao seu funcionamento. Estes constituintes comuns a grande parte dos reactores presentemente em operação são (mais adiante voltaremos a discutir alguns destes componentes e a sua função em reactores específicos):

Combustível nuclear

O combustível terá que ser um material fissionável e é na grande maioria dos casos U-235, ou seja, urânio natural enriquecido com o seu isótopo 235 (que será descrito em mais detalhe à frente), mas poderá ser urânio natural ou Pu-239, dependendo do reactor. É colocado nos reactores em estado sólido, sob a forma de barras, varas ou placas [19].

Moderador

O moderador é utilizado para reduzir a velocidade dos neutrões. A redução da velocidade é uma redução na energia cinética o que faz aumentar a secção eficaz de colisão com os núcleos, ou seja aumenta a probabilidade de estes atingirem o combustível e darem origem a novos eventos de fissão, como foi descrito anteriormente. O moderador deverá possuir uma baixa secção eficaz de absorção para que desacelere os neutrões sem no entanto os absorver ou captar. Recordar-se

que é para neutrões de baixa energia que o U-235 apresenta uma secção eficaz de fissão mais elevada [19].

O material que constitui o moderador deverá apresentar um número de massa (A) baixo. Devido a este facto os mais usados são a grafite, água natural, água pesada e o berílio. Outro aspecto importante é que o moderador terá de ser líquido ou sólido. O moderador é pois um constituinte importante e fundamental nos reactores nucleares a neutrões térmicos [19].

Barras de controlo

As barras de controlo como o próprio nome indica servem para controlar ou comandar a reacção. Podem ser utilizadas para regular o nível de potência do reactor ou simplesmente para evitar uma reacção em cadeia descontrolada. Devem ser de um material com elevada secção eficaz de absorção de neutrões, mais ou menos elevado dependendo da função para a qual vão ser utilizadas e podem classificar-se em dois tipos: de regulação, para ajuste da reactividade do reactor, e de segurança, para efectuar uma paragem de emergência. As barras são partes móveis introduzidas verticalmente no núcleo do reactor de modo a comandar a reacção em cadeia. O material de que são feitas é normalmente o cádmio e o boro [19].

Fluido de refrigeração

Decorrente da fissão dos núcleos, liberta-se energia sob a forma de energia calorífica no núcleo do reactor, aquecendo os elementos do combustível. O fluido de refrigeração é necessário para que para arrefecer o reactor quer para recuperar a energia libertada, transferindo esse calor para as turbinas que vão accionar o gerador eléctrico. Os mais comuns são a água natural, a água pesada, o gás carbónico e o sódio líquido. Existem reactores em que o moderador poderá também funcionar como líquido de refrigeração [19].

Reflector

Alguns reactores são construídos com um material reflector que tem como objectivo recuperar alguns dos neutrões que eventualmente se iriam escapar do reactor, de

modo a diminuir a “fuga” de neutrões do núcleo do reactor. À semelhança do moderador, para os reactores a neutrões térmicos este material deverá possuir baixa secção eficaz de absorção de neutrões. A água pesada, o berílio e a grafite são pois os reflectores mais utilizados [19].

Blindagem

A blindagem funciona como um escudo biológico que impede que a quase totalidade da radioactividade saia do núcleo para as zonas de trabalho do reactor. O escudo diminuirá as radiações emitidas, para um valor admissível. O betão e o chumbo são os materiais mais utilizados [19].

2.3.2 Funcionamento do Reactor

Um reactor nuclear é extremamente complexo quando temos de considerar todos os aspectos que é preciso ter em conta para o seu funcionamento. Para manter a reacção controlada, é necessário regular uma grandeza fundamental em física de reactores, o factor K , denominado factor de multiplicação de neutrões. Este pode ser definido como sendo a razão entre o número total de neutrões produzidos nas reacções de fissão num dado intervalo de tempo e o número total de neutrões absorvidos e perdidos devido a fuga. Este factor indica se o reactor está com um funcionamento subcrítico ($K < 1$), crítico ($K = 1$) ou supercrítico ($K > 1$).

Sendo N o número de neutrões livres no núcleo do reactor, a expressão que permite controlar o factor K é a seguinte:

$$N(t) = N_0 e^{(k-1) \frac{t}{\tau}}$$

Em que:

N_0 – Densidade neutrónica no instante $t=0$.

τ – Tempo médio em que a emissão de um neutrão resulta num evento de fissão.

No funcionamento em regime subcrítico, $N(t)$ decai exponencialmente, enquanto que para o regime supercrítico cresce exponencialmente. Para $K=1$, o regime é crítico, e $N(t) = N_0$.

Ao ocorrer uma fissão de um núcleo é libertada uma energia de cerca de 200 MeV, como referido anteriormente. Desde modo, o valor de K tem que ser controlado para que a reacção se mantenha estável.

Para determinarmos K vamos admitir que temos uma massa de urânio infinita. Existe uma fórmula conhecida como a fórmula dos quatro factores, em que K_{∞} é o factor de multiplicação considerando que a quantidade de combustível é infinita. Este factor representa a capacidade máxima de multiplicação de um meio com uma composição e geometria bem definidos, onde não há perda de neutrões devido a fuga. A expressão é a seguinte:

$$K_{\infty} = \eta \epsilon p f$$

Onde:

η – Factor de reprodução, ou probabilidade de fissão

ϵ – Factor de fissão rápida

p – Factor de escape às ressonâncias

f – Factor de utilização térmica

Para comandar o reactor actua-se na taxa de reacções de fissão, de modo a garantir o estado de funcionamento desejado: subcrítico, crítico ou supercrítico. Define-se ainda o conceito de “controlo” do reactor, relacionado com a segurança da sua operação. As funções de controlo são realizadas sobretudo pelas barras de comando, que controlam e/ou comandam a reacção em cadeia mas também por detectores de neutrões, que fornecem informações sobre a densidade neutrónica e permitem acompanhar a reacção em cadeia.

2.3.3 Tipos de Reactores de Fissão

Os reactores nucleares de fissão são usados essencialmente para produção de energia eléctrica, para investigação ou ainda para produção de material para armamento nuclear e para produzir outros isótopos para serem utilizados em medicina, na agricultura, nos alimentos, etc., ou seja para fins benéficos. Podem ser ainda utilizados para propulsão de submarinos, navios ou satélites.

Os reactores podem classificar-se quanto à geração, da seguinte forma:

- **Geração I** – Primeiros reactores, reactores de investigação e reactores de potência não comerciais;
- **Geração II** – Os reactores nucleares mais comuns (1965-1996): PWR, BWR, AGR, RBMK e CANDU;
- **Geração III** – LWR de tecnologia mais avançada: ABWR, System 80+, AP600 e EPR;
- **Geração III+** – Evolução dos reactores de geração III;
- **Geração IV** – Tecnologias a ser desenvolvidas, procurando minimizar o capital investido, aprimorar a segurança, reduzir o lixo radioactivo.

Existem vários tipos de reactores de fissão, com várias configurações, geometria e modos de funcionamento. Podem ser classificados quanto ao tipo, dependendo da energia dos neutrões, em reactores a neutrões rápidos e a neutrões térmicos. Focaremos-nos nos reactores a neutrões térmicos, que são os mais comuns.

Os reactores em funcionamento são maioritariamente *Light Water Reactors* (LWR). Dentro desta categoria, dividem-se em PWR e BWR, utilizam como moderador e refrigerante a água natural, e como combustível o urânio enriquecido, U-235. Abordar-se-á também outro reactor, chamado CANDU, sigla para *Canadian Deuterium Uranium*, que ao contrário do PWR e BWR, utiliza água pesada como moderador e urânio natural como combustível nuclear.

Apesar de existirem muitos outros reactores em funcionamento no mundo, é suficiente tendo em conta os objectivos deste trabalho, fazer uma descrição sucinta do funcionamento e construção dos reactores LWR e CANDU.

2.3.3.1 PWR (Pressurized Water Reactor) – Reactor de água pressurizada

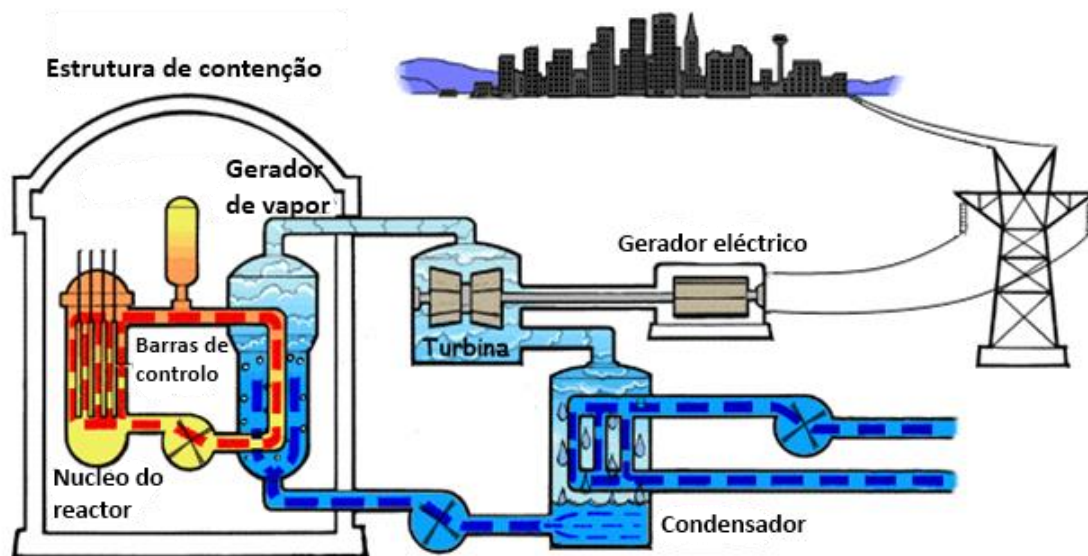


Figura 8 - Diagrama ilustrativo do funcionamento de um reactor PWR [20].

Num reactor deste tipo, a água funciona como moderador e refrigerante mas tem a particularidade de não ser utilizada directamente para produzir electricidade, ou seja, esta água é mantida sobre uma elevada pressão num circuito primário fechado no núcleo do reactor. Esta configuração impede que em caso de acidente esta água de natureza radioactiva entre em contacto com os restantes constituintes. A água aquecida pelas reacções nucleares no núcleo do reactor flui pelo circuito fechado para um permutador de calor onde a energia térmica proveniente dessa água é transferida para um circuito secundário, circuito esse onde a água em forma de vapor irá accionar a turbina acoplada a gerador de energia eléctrica. O vapor depois de “turbinado” segue para um condensador onde passa novamente a água, que é depois bombeada para o permutador de calor, onde será reaquecida e dá origem a vapor e o ciclo continua.

Este tipo de reactor apresenta como vantagens o facto da água com material radioactivo estar contida no circuito primário e não se misturar com a água do circuito secundário, e são de reduzidas dimensões face aos reactores do tipo BWR, o que permite inclusive que sejam os escolhidos para os navios e submarinos movidos utilizando energia nuclear.

2.3.3.2 BWR (Boiling Water Reactor) – Reactor de água em ebulição

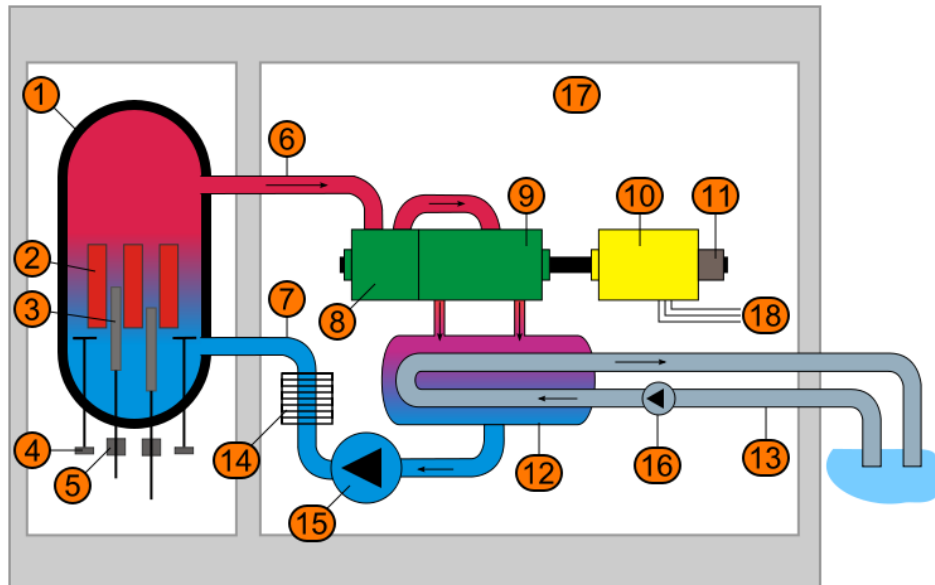


Figura 9 - Diagrama ilustrativo do funcionamento de um reactor BWR [21].

Os constituintes do reactor são:

- | | |
|------------------------------|-------------------------------|
| 1 – Núcleo do reactor | 10 – Gerador eléctrico |
| 2 – Combustível | 11 – Excitatriz |
| 3 – Barras de controlo | 12 – Condensador |
| 4 – Bombas de recirculação | 13 – Água para refrigeração |
| 5 – Controlador das barras | 14 – Pré-aquecedor |
| 6 – Vapor | 15 – Bomba |
| 7 – Água | 16 – Bomba |
| 8 – Turbina de alta pressão | 17 – Escudo de betão |
| 9 – Turbina de baixa pressão | 18 – Ligação à rede eléctrica |

Nos reactores do tipo BWR, contrariamente aos PWR, a água é aquecida directamente no núcleo do reactor, passando a vapor ainda dentro do núcleo e é esse vapor que vai accionar a turbina a vapor. Apresenta uma particularidade em relação aos reactores PWR que consiste na inserção vertical das barras de comando a partir de baixo, que no caso do PWR são inseridas a partir de uma posição superior ao

núcleo. Como no BWR a densidade da água na parte superior do núcleo é inferior devido à formação de vapor, a moderação dos neutrões torna-se menos eficiente o que resulta numa menor probabilidade de existir fissão, daí as barras serem inseridas por baixo. Este aspecto poderá trazer complicações ao nível da segurança do reactor em caso de falha de energia, podendo ser muito difícil ou mesmo impossível introduzir as barras de comando.

2.3.3.3 CANDU (Canada Deuterium Uranium Reactor)

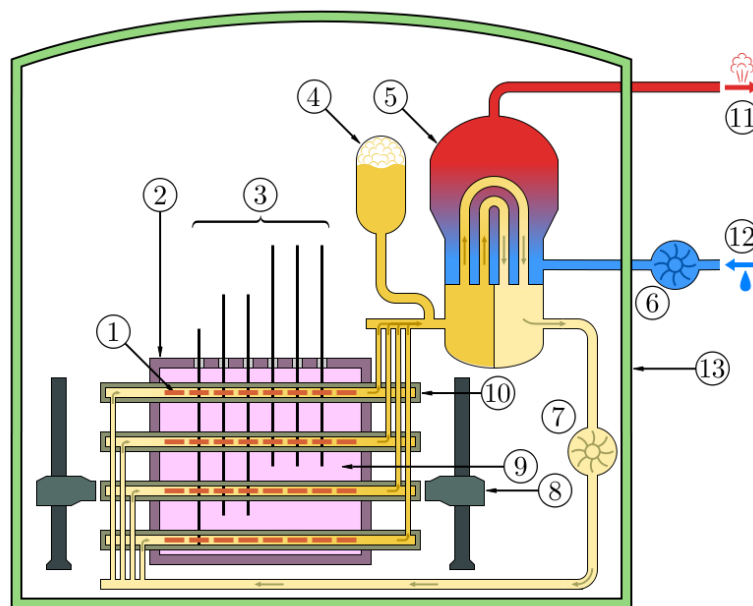


Figura 10 - Diagrama ilustrativo do funcionamento de um reactor CANDU [22].

Os constituintes do reactor são:

- | | |
|---------------------------------|--|
| 1 – Combustível | 8 – Máquina para inserção do combustível |
| 2 – Núcleo do reactor | 9 – Moderador (Água pesada) |
| 3 – Barras de controlo | 10 – Água para refrigeração |
| 4 – Reservatório de água pesada | 11 – Vapor para a turbina |
| 5 – Gerador de vapor | 12 – Água arrefecida |
| 6 – Bomba de água normal | 13 – Estrutura de contenção em betão |
| 7 – Bomba de água pesada | |

O reactor apresentado, com origem e desenvolvimento no Canadá, utiliza água pesada (Óxido de deutério) como moderador e urânio natural (U-238) como combustível. As reacções nucleares que se dão no núcleo vão aquecer a água pesada pressurizada que circula no circuito primário. A energia térmica presente na água pesada é transferida no permutador de calor para um circuito secundário de água normal e o vapor que se forma segue directamente para a turbina a vapor que acciona o gerador eléctrico. O vapor não aproveitado na turbina é condensado e retorna para o permutador de calor.

Este reactor tem a particularidade de poder ser abastecido enquanto se encontra em funcionamento. Para tal, são utilizadas máquinas robóticas que introduzem o combustível a ser utilizado por uma das faces do reactor enquanto o combustível utilizado é expelido pelo lado oposto. O facto de utilizar urânio natural também é uma vantagem pois não é necessário enriquecer o urânio o que acarretaria custos adicionais, sendo que tem de pagar a factura da utilização de água pesada.

Capítulo 3

O tório

Neste capítulo são abordadas as várias características do tório. Começa-se com uma breve história do elemento, seguido dos países onde pode ser encontrado, eventuais benefícios da sua utilização em reactores, sendo também tida em conta a comparação com outros combustíveis, nomeadamente o plutónio e o urânio.

3 O elemento tório

3.1 Uma visão geral

Os reactores de fissão actuais utilizam principalmente o urânio mas também o plutónio como combustível nuclear para as reacções que se dão no núcleo desses reactores. Estes dois elementos estão intimamente ligados ao desenvolvimento e produção de armamento nuclear, o que continua a ser um problema sério no panorama da segurança a nível mundial, dado o seu elevadíssimo poder destrutivo. Na grande maioria dos reactores nucleares de fissão o urânio necessita de ser enriquecido, tal como o que é utilizado em bombas, apesar do nível de enriquecimento ser diferente. Existe ainda a ideia de que os reactores nos quais o combustível nuclear utilizado é urânio empobrecido poderem encobrir programas para desenvolvimento de armamento nuclear, pois o plutónio, quer seja para armas, quer seja para reactores, é obtido a partir do urânio empobrecido (U-238), que pode ser produzido num reactor desenhado para esse efeito.



Figura 11 - Thor, o deus nórdico [23].

O tório, elemento de número atómico 90, foi descoberto em 1828 por Jöns Jacob Berzelius, químico sueco, e foi baptizado com o nome Tório em honra do deus

escandinavo Thor [24]. Segundo diversas fontes, estima-se que este material é entre 3 a 4 vezes mais abundante no planeta do que o urânio, sendo inclusivamente quase tão comum como o chumbo. De acordo com algumas entidades, as quais apresentam dados que veremos mais adiante, estima-se ainda que as maiores fontes mundiais de tório se encontram na Índia, Austrália, e Estados Unidos da América. O isótopo que se encontra na natureza é o Th-232, que decai muito lentamente, com tempo de meia vida de cerca de 3 vezes a idade da Terra, podendo ser considerado um elemento bastante estável.

A forma mais comum de se obter tório é através de uma terra rara chamada monazita, que pode ser encontrada em diversos países, em locais como praias ou nos sedimentos dos rios, sendo esta a principal fonte do elemento e que contém em média 6 a 7% de fosfato de tório, podendo no entanto chegar até aos 12%. Crê-se que a reserva mundial de monazita seja de cerca de 12 milhões de toneladas [25].



Figura 12 - Monazita, a principal fonte de tório [26].

A extracção da monazita está a ser feita na Índia, Brasil, Vietname e Malásia, sendo ainda pouco rentável em termos comerciais. Ainda assim, de acordo com o *Uranium 2014: Resources, Production and Demand*, também conhecido por “Red Book”, um relatório feito em conjunto pela *Organisation for Economic Co-operation and Development* (OECD) e *International Atomic Energy Agency* (IAEA), crê-se que a obtenção de tório a partir da monazita parece ser a forma mais adequada de produzir tório nos dias que correm.

Seguidamente apresentar-se-ão dados estimados por duas entidades distintas: a *United States Geological Survey* (USGS) e a OECD juntamente com o IAEA. Algumas fontes afirmam mesmo que existirá falta de consistência nos métodos de medida e ainda que as estimativas carecem de *standards* internacionais [25], [27].

Tabela 1 - Estimativa das reservas mundiais de tório, segundo OECD & Nuclear Energy, "Trends in Nuclear Fuel Cycle", Paris, France (2001).

Estimativa das reservas mundiais de tório - IAEA (2005)	
País	Toneladas
India	519000
Austrália	489000
EUA	400000
Turquia	344000
Venezuela	302000
Brasil	302000
Noruega	132000
Egipto	100000
Rússia	75000
Gronelândia	54000
Canadá	44000
África do Sul	18000
Outros países	33000
Total mundial	2810000

Tabela 2 - Estimativa das reservas mundiais de tório, segundo OECD & IAEA, no "Uranium 2014: Resources, Production and Demand ('Red Book')".

Estimativa das reservas mundiais de tório - IAEA (2014)	
País	Toneladas
India	846000
Brasil	632000
Austrália	595000
EUA	595000
Egipto	380000
Turquia	374000
Venezuela	300000
Canadá	172000
Rússia	155000
África do Sul	148000
China	100000
Noruega	87000
Gronelândia	86000
Finlândia	60000
Suécia	50000
Cazaquistão	50000
Outros países	1725000
Total mundial	6355000

Tabela 3 - Estimativa das reservas mundiais de tório por países, segundo a USGS, em "Mineral Commodity".

Estimativa das reservas mundiais de tório - USGS (1999)	
País	Toneladas
Austrália	300000
Índia	290000
Noruega	170000
EUA	160000
Canadá	100000
África do Sul	35000
Brasil	16000
Outros países	95000
Total mundial	1200000

Tabela 4 - Estimativa das reservas mundiais de tório por países, segundo a USGS.

Estimativa das reservas mundiais de tório USGS - (2011)	
País	Toneladas
Índia	963000
EUA	440000
Austrália	300000
Canadá	100000
África do Sul	35000
Brasil	16000
Malásia	4500
Outros países	90000
Total mundial	1913000

Poder-se-ão retirar várias conclusões da análise das tabelas acima. Por um lado, a disparidade entre os valores fornecidos pelas duas entidades leva a crer que é muito provável que exista ainda um grande desconhecimento sobre a verdadeira dimensão das reservas de tório em cada país. Por outro lado, devido à ordem de grandeza dos números apresentados para um mesmo país, é possível ter pelo menos uma boa noção sobre os países onde as reservas de tório serão muito provavelmente mais elevadas.

Olhando para as estimativas da USGS conclui-se que Índia, Austrália e Estados Unidos da América possuem as maiores reservas de tório a nível mundial. Ainda assim, observa-se uma grande disparidade entre os totais apontados para a Índia em 1999 e 2011: uma diferença de 673000 toneladas entre as duas estimativas. Também o total mundial apresenta uma diferença colossal de 713000 toneladas entre as duas estimativas.

Os dados apresentados pelo OECD & IAEA revelam, à semelhança dos números da USGS, que Índia, Austrália e EUA possuem as maiores reservas de tório e incluem o Brasil na estimativa mais recente (2014) como possuindo também uma grande reserva do elemento. O valor de 632 toneladas para o Brasil está no entanto bastante afastado

das 302 toneladas apontadas na estimativa de 2005. Existem também grandes diferenças no número de toneladas entre alguns dos países enumerados e uma grande disparidade no número total das reservas mundiais para a estimativa dos dois anos em causa, existindo uma diferença de 3545 toneladas entre os dois totais apresentados. De referir ainda que o número para a estimativa de “Outros países” apresenta uma diferença de 1692 toneladas entre os dois anos.

Podemos concluir pela análise dos dados das duas entidades que ambas estão de acordo relativamente ao país com a maior reserva mundial de tório, ao colocarem a Índia em primeiro lugar, ainda que os valores não coincidam nas várias estimativas apresentadas.

Existe também alguma coerência ao classificar a Austrália e os EUA como sendo os países que imediatamente a seguir à Índia possuem as reservas mais elevadas.

3.2 O tório em Portugal

Não são conhecidas as eventuais reservas de tório no nosso país. De acordo com o LNEG, Laboratório Nacional de Energia e Geologia, nunca existiu qualquer prospecção do tório em Portugal. Apenas o urânio foi prospectado até ao início dos anos 90, tendo sido explorado até 2001. A maior reserva de urânio conhecida e não explorada é o jazigo de Nisa, no Alto Alentejo.

Ainda de acordo com a mesma fonte, para se prospectar tório em Portugal teriam de se utilizar modelos diferentes dos utilizados para a prospecção do urânio, visto que do ponto de vista geoquímico os dois elementos têm um comportamento diferente na natureza. O tório é pouco móvel e raramente oxidável, existindo essencialmente na sua forma redutora. A acrescer a isto, encontra-se normalmente na estrutura cristalina sendo difícil de isolar para aproveitamento industrial. Os grandes jazigos mundiais são normalmente *placers* (aluvionares).

Dado nunca ter havido qualquer tipo de prospecção, não se pode tecer qualquer comentário sobre as reservas de tório em Portugal.

3.3 Aspectos positivos e negativos da utilização do tório

O tório apresenta alguns aspectos potencialmente positivos que podem ser considerados relevantes para a sua utilização como combustível num reactor nuclear, dos quais se devem destacar os apresentados a seguir.

- Crê-se que é três a quatro vezes mais abundante no planeta que o urânio, como já referido [25];
- Os depósitos de tório contêm também outros recursos valiosos, tais como as terras raras. Minerais como a bastanassite, xenótimo e loparite, a par da monazita e também as argilas lateríticas, são amplamente utilizados em supercondutores, componentes para carros híbridos ou em aplicações de optoelectrónica. Paralelamente à extracção do tório, a extracção de algumas destas terras raras poderá ser uma mais-valia económica;
- O “lixo nuclear” que resulta da reacção nuclear contém menos elementos radioactivos e é incomparavelmente menor em volume e massa que o lixo produzido em reactores convencionais à base de urânio, minimizando desta forma a toxicidade e os problemas com o decaimento destes materiais [1].

O tório apresenta também alguns aspectos que se poderão classificar como negativos que devem ser igualmente considerados, nomeadamente os descritos a seguir.

- Como já foi referido, as estimativas acerca das quantidades e locais onde se pode encontrar o elemento são pouco precisas e apresentam disparidades nos números apresentados, o que poderá dificultar o investimento inicial, baseado em informações pouco assertivas.
- A tecnologia requerida para os reactores capazes de utilizar tório como combustível nuclear, apesar de terem sido desenvolvidos no passado reactores com essas características, foi sempre explorada em reactores de pequena escala. É necessário portanto investir ainda muito em programas de investigação e desenvolvimento de modo a projectar reactores comerciais capazes de gerar energia eléctrica em escala suficiente para serem verdadeiramente uma mais-valia para o sector eléctrico.
- O U-233 que se forma através do bombardeamento do Th-232 com neutrões e que é o elemento que será fissionado para a produção de energia, possui as características necessárias para ser utilizado em armas nucleares de forma semelhante ao U-235 [28]. Existiram mesmo alguns ensaios nucleares que

revelaram a aptidão do U-233 para ser utilizado em bombas, ainda que o resultado desses ensaios tenha sido pouco significativo no panorama geral do desenvolvimento de armamento nuclear [25], [29].

3.4 O urânio-232 contido no U-233 e o perigo acrescido que representa

O elemento Th-232 não é um elemento fissionável, mas sim o U-233, que resulta do bombardeamento do tório com neutrões e que é utilizado no reactor para através da fissão dos seus núcleos produzir energia eléctrica.

Na produção de U-233 origina-se um isótopo do urânio, o U-232, que decai para elementos que emitem forte radiação gama. Um desses elementos, o ^{208}Tl , após 2 anos representa ainda 85% do que resta do U-232 e é responsável pela emissão de raios gama com energia de 2,6 MeV, capazes de penetrar até um metro de betão e danificar seriamente equipamentos electrónicos. Encontrando-se o U-232 no reactor, não irá representar qualquer perigo pois ao capturar um neutrão origina U-233, que se irá fissionar. O perigo acrescido que poderá representar existe no caso da manifesta intenção de utilizar o U-233 para a produção de armas nucleares [28].

De acordo com a organização *World Nuclear Association*, mais do que 50 ppm de U-232 contido no U-233 torná-lo-á inapropriado para ser usado nomeadamente na produção de armas, pois torna perigoso o seu manuseamento devido à intensa radiação emitida. Devido a este facto, tornar-se-ia necessário dotar as instalações onde as armas seriam fabricadas com materiais capazes de conter a radiação emitida de forma a proteger os trabalhadores envolvidos, além de todo o processo necessitar de ser realizado por máquinas robotizadas. O mesmo problema se verificaria no caso do pessoal militar envolvido no manuseamento das referidas armas, durante o planeamento de um hipotético ataque.

Existem no entanto formas de remover o U-232. Uma das quais, através de uma moderna técnica a laser, ainda pouco utilizada. Esta técnica chamada *Laser Isotope Separation* (LIS), consiste em utilizar lasers potentes capazes de excitar e ionizar selectivamente o U-233 para o separar do U-232 [30].

Outra forma de evitar que paralelamente à formação de U-233 no reactor se forme também U-232, consiste em separar quimicamente um dos elementos da cadeia na

O artigo científico “*U-232 and the Proliferation-Resistance of U-233 in Spent Fuel*”, publicado no *Science & Global Security*, enuncia alguns aspectos acerca da produção do U-233 que levam a crer que este elemento poderá ser uma ameaça à não proliferação de armas nucleares, pondo em causa o argumento que os reactores utilizando tório como combustível nuclear não podem ou é praticamente impossível que venham a produzir combustível capaz de ser utilizado em armamento nuclear.

De acordo com os seus autores, devido à reduzida taxa de emissão espontânea de neutrões no U-233, ao contrário por exemplo do que acontece com o Pu-239, este elemento poderá ser usado em bombas de fissão nuclear do tipo *gun-type*, semelhante aquela que foi utilizada sobre a cidade de Hiroshima, havendo uma menor probabilidade no perigo da ocorrência de um rebentamento prematuro e acidental da bomba devido a uma reacção em cadeia iniciada de forma espontânea. Por outro lado, a intensa radiação gama emitida pelo U-232 presente no U-233 torna este último perigoso e difícil de manusear, como já se disse. Ainda assim, e de acordo com o mesmo artigo, a quantidade de U-232 presente no U-233 pode ser reduzida a poucos ppm manipulando a forma como o tório é utilizado no reactor e controlando o chamado *burnup*, que representa a quantidade de energia que é extraída de uma fonte primária de combustível nuclear.

Como referido anteriormente, o U-233 pode ser utilizado, tal como o U-235, nos dispositivos nucleares do tipo *gun-type*. Os dispositivos *gun-type* foram abandonados pelos EUA por questões de ineficiência e falta de segurança, na medida em que a quantidade de material fissionável contido no dispositivo pode formar acidentalmente uma massa crítica e no caso da emissão espontânea de neutrões, poder-se-á desencadear uma reacção em cadeia também espontânea. No entanto, no caso do U-233, uma “mais-valia” do elemento neste contexto é que a probabilidade da libertação espontânea de neutrões é muito mais reduzida que os seus “semelhantes” U-235 e Pu-239 [28].

Por outro lado, o U-233 pode ser “desenriquecido” com o intuito de ser tornado menos interessante para ser usado em bombas, por adição de U-238 ao U-233 para que a massa crítica necessária para fazer uma bomba seja cada vez maior.

Outra das conclusões do artigo citado, é que a aptidão dos ciclos de tório utilizados em reactores para o desenvolvimento de armas nucleares depende muito da forma como são implementados.

Em suma, a tecnologia para este tipo de armamento já há muito que foi desenvolvida e poderá ser recuperada e explorada com o U-233, teoricamente com menores riscos de ocorrer detonação acidental. Isto leva-nos a crer que utilizando reactores nucleares com ciclos de tório não eliminará por completo a questão da proliferação de armamento nuclear.

3.5 Ensaios nucleares utilizando U-233

O U-233 é passível de ser utilizado como combustível para armamento nuclear, ainda que historicamente poucas experiências tenham sido levadas a cabo nesse sentido e os resultados alcançados terem sido pouco satisfatórios comparativamente aos alcançados e mais que comprovados com o U-235 e o Pu-239.

Em 1955, no decorrer da Operação Teapot, diversos ensaios nucleares foram realizados no deserto do Nevada, nos Estados Unidos da América. Foi testada uma bomba utilizando uma mistura de U-233 e Pu-239, sendo este o primeiro teste nuclear em que foi utilizado U-233. O resultado ficou aquém das expectativas, libertando 22 kt em vez dos 33 kt previstos [29].

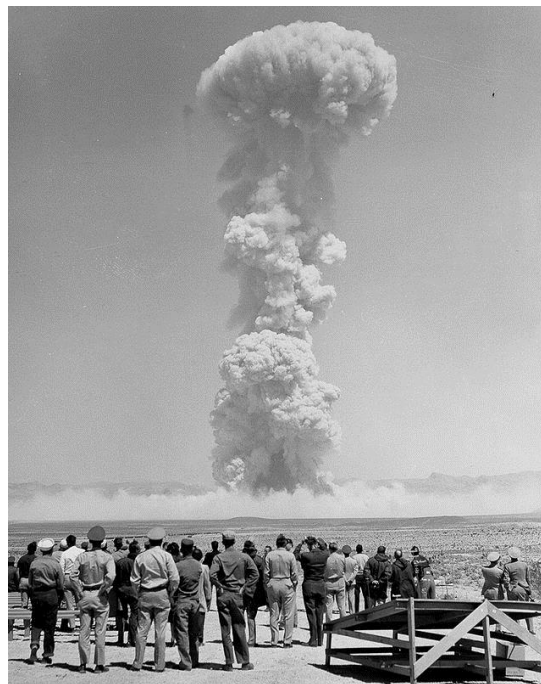


Figura 14 - Operação Teapot: A bomba MET, composta por Plutónio-239 e U-233 [29].

Também em 1955, a antiga União Soviética detonou uma bomba contendo uma mistura de U-233 e U-235, num local designado por *Semipalatinsk Test Site* no Cazaquistão, causando duas mortes e 47 feridos devido à onda de choque [31].

Em 1998, na Índia, no decorrer de um série de testes nucleares durante uma operação chamada de *Pokhran-II*, um dispositivo utilizando U-233 foi detonado e libertou 0,2 kt. Devido ao baixo rendimento energético, a explosão não foi detectada por qualquer sismógrafo [31], [32].

Importa referir que nos dois primeiros casos, as bombas detonadas continham U-233 juntamente com outro elemento, Pu-239 e U-235, e apenas no teste realizado na Índia a bomba era unicamente composta por U-233.

3.6 O que fazer com aproximadamente 1,5 milhões de toneladas de urânio-238 armazenado?

De acordo com o *World Nuclear Association*, estima-se que o *stock* mundial de urânio empobrecido seja de 1,5 milhões de toneladas (2014). O urânio natural é constituído maioritariamente pelo isótopo U-238 e apenas aproximadamente 0,25 a 0,30% do total é U-235. O denominado urânio empobrecido resulta do enriquecimento (aumento da quantidade de U-235) de urânio natural para utilização em reactores. O urânio empobrecido poderia hipoteticamente ser reutilizado em reactores térmicos, não através da fissão dos núcleos do U-238, mas tendo em conta que o elemento ao absorver um neutrão se transforma em Pu-239, sendo este elemento fissionável. Importa também referir que seria aceitável equacionar utilizar para o mesmo fim o U-238 que se acumula depois de fissionado o U-235 nos reactores ditos convencionais. Vamos ver que, no entanto, em reactores a neutrões térmicos tem pouco sentido seguir por essa via.



Figura 15 - O mineral de urânio [34].

É um dado adquirido, devido aos valores das secções eficazes com neutrões envolvidos, que o U-238 deve ser utilizado em reactores a neutrões rápidos, como veremos de seguida, e que comparativamente aos reactores a neutrões térmicos estão presentes em menos quantidade pelo planeta. Mas se se vai acumulando este elemento cada vez mais, porque não é ou não foi o U-238 utilizado para gerar energia eléctrica nos reactores comerciais em maior abundância, ou seja, nos reactores térmicos?

Para que com a fissão do Pu-239 estivéssemos em condições de sustentar uma reacção em cadeia, precisaríamos de no mínimo 2 neutrões: um para ser absorvido pelo U-238 para dar origem a Pu-239, e outro neutrão para fissionar o Pu-239 e obtermos assim a libertação de energia pretendida. O número de neutrões libertados em média pela fissão de um núcleo de Pu-239, pode ser analisado a partir da figura 16:

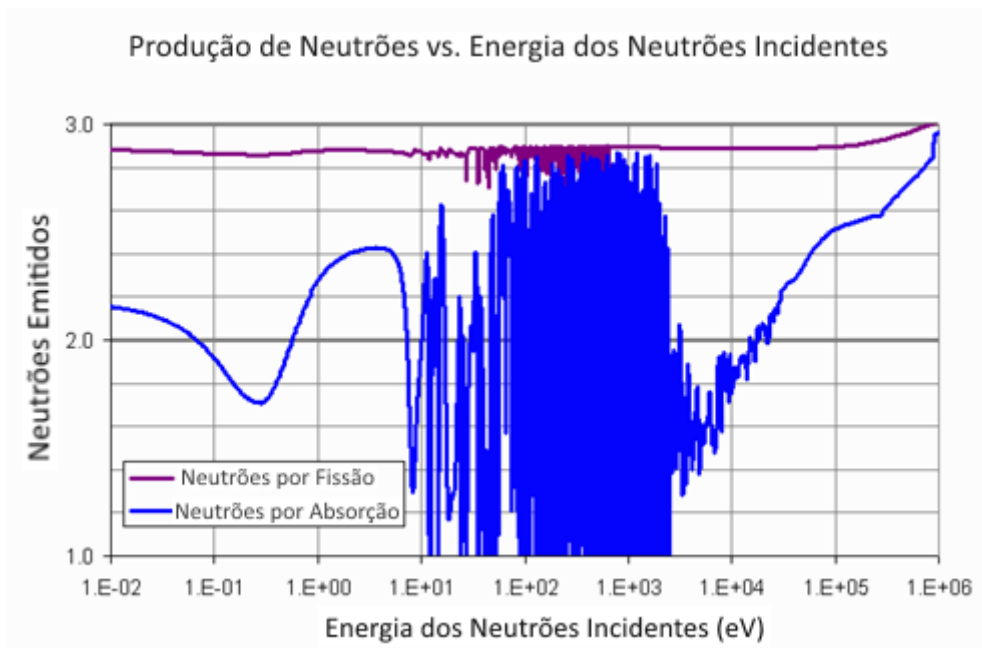


Figura 16 - Número de neutrões absorvidos vs neutrões libertados, no Pu-239 [35].

A linha a roxo representa o número neutrões libertados decorrido um evento de fissão do Pu-239 e a linha azul representa o número de neutrões absorvidos pelo Pu-239, em função da energia nos neutrões incidentes. Como se pode ver no gráfico, o número de neutrões libertados devido a fissão revela-se praticamente constante, sendo perto de 3, independentemente da energia dos neutrões. Teoricamente irão existir neutrões suficientes para haver eventos de fissão, criação de combustível e mesmo dispersão.

Observando a linha que representa a absorção é curioso verificar que o Pu-239 tem tendência para absorver neutrões de baixa energia, impedindo que esses neutrões provoquem a fissão dos núcleos. Devido a este facto, em reactores térmicos torna-se desadequada a utilização do U-238 para obter Pu-239, pois a reacção tornar-se-á muito difícil de sustentar. Juntando a possível dispersão de neutrões no interior do núcleo do reactor à forte probabilidade que o Pu-239 tem para absorver neutrões de baixa energia, a ideia de utilizar o U-238 em reactores térmicos não parecem haver motivos para explorar esta ideia [35].

No caso do U-233, obtido a partir do Th-232 em reactores térmicos, pode ser feita a mesma analogia em relação ao caso anterior, de acordo com o seguinte gráfico:

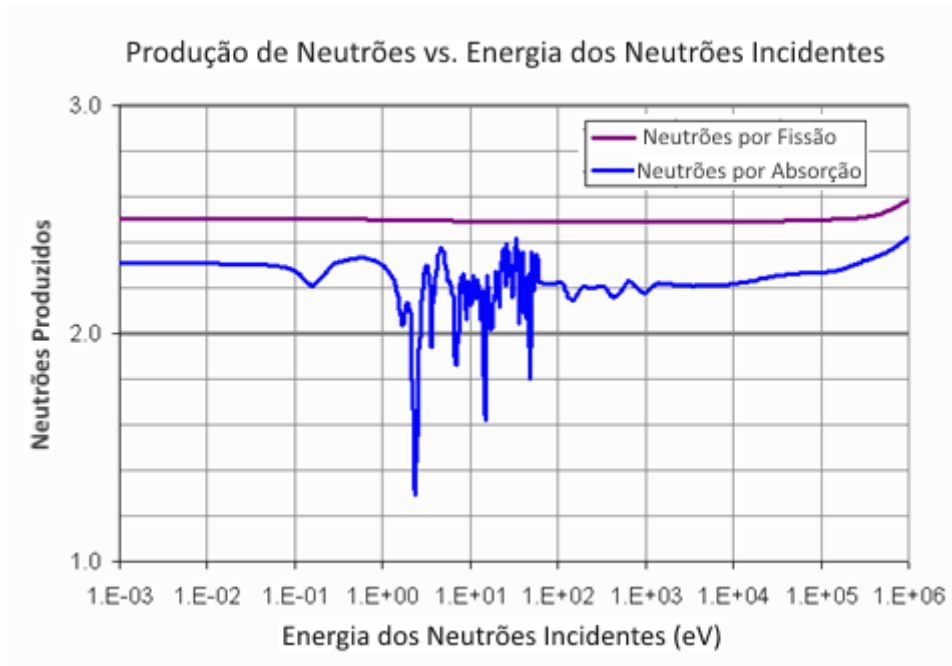


Figura 17 - Número de neutrões absorvidos vs neutrões libertados, no U-233 [35].

Como se pode verificar o U-233 liberta cerca de 2,5 neutrões por fissão, sendo que esse valor praticamente não varia com a energia dos neutrões incidentes. O número de neutrões que absorve não pode ser considerado como um valor constante, mas é um facto que se situa sempre abaixo do número de neutrões emitidos por fissão, o que resulta num rácio positivo. Assim podemos concluir que é viável a produção do U-233 a partir do Th-232 em reactores térmicos, pois haverá sempre disponibilidade de neutrões para perpetuar uma reacção em cadeia [35].

3.7 “Molten Salt Reactor Experiment”

Durante os anos 60, foi levada a cabo uma experiência com um reactor nuclear usando U-233 no *Oak Ridge National Laboratory*, no estado americano de Tennessee. O reactor usado na experiência foi apelidado de *Molten-Salt Reactor Experiment* (MSRE), ou reactor a sais fundidos, e foi baseado num primeiro reactor MSR que foi desenvolvido como parte de um programa de propulsão nuclear para a aviação militar dos Estados Unidos, programa criado em conjunto pelo exército americano e pela U.S *Atomic Energy Commission* (AEC). O MSRE apresentava uma potência de 7,4 MWt e esteve em funcionamento de 1965 até 1969.

O núcleo do reactor foi feito de um material semelhante à grafite, que tinha também a função de moderador. O combustível usado no reactor é dissolvido numa mistura de sal fundido composto por fluoreto de lítio (LiF), fluoreto de berílio (BeF_4), tetra fluoreto de zircónio (ZrF_4) e tetra fluoreto de urânio (UF_4). Esta mistura actua também como refrigerante para o núcleo do reactor mas principalmente como solvente para o material fértil e fissionável.

Numa primeira fase o combustível utilizado e adicionado à mistura de sal fundido foi ^{235}U e mais tarde utilizou-se ^{233}U . O ^{233}U resultou do tório utilizado noutra reactor como forma de produzir o combustível para ser fissionado, e foi assim utilizado pela primeira vez na história num reactor nuclear [36], [37].

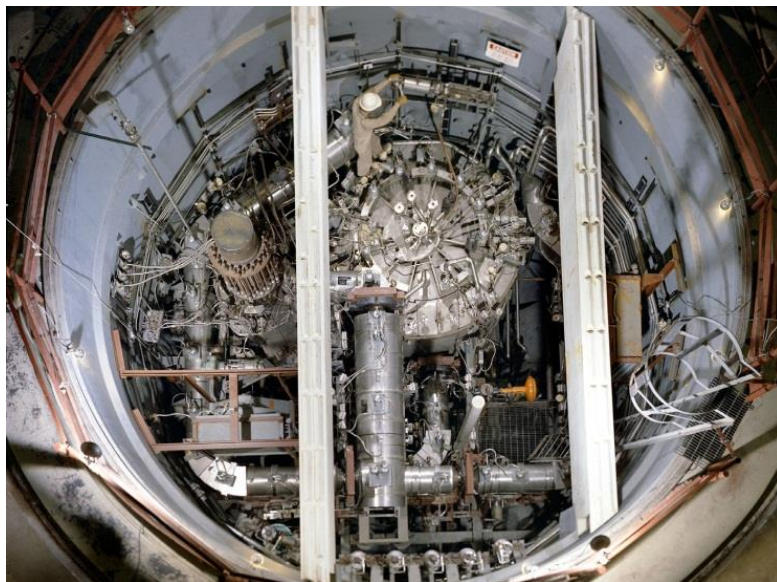


Figura 18 - O Molten Salt Reactor [36].

O conceito MSR apresentava um potencial bem definido. O combustível utilizado encontra-se no estado líquido, o que elimina os custos acrescidos com a fabricação, manuseamento e reprocessamento dos elementos necessários para o combustível no estado sólido. O combustível pode ser removido e reprocessado continuamente através de um canal lateral que permite remover o lixo nuclear formado durante a fissão e com o reactor em pleno funcionamento, novo material fissionável pode ser adicionado sem que este necessite de parar.

O MSR pode operar a temperaturas elevadas e produzir vapor de alta pressão superaquecido podendo ser comparado na eficiência do ciclo de aquecimento às centrais que utilizam combustíveis fósseis. No entanto, a baixa pressão do vapor da

mistura salina que é utilizada permite que a tubagem e toda a estrutura envolvente sejam dimensionadas para conter vapor a baixa pressão.

A segurança do reactor não depende da pronta actuação de barras de controlo pois este possui um coeficiente de temperatura negativo e uma baixa reactividade.

O combustível apresenta uma baixa secção eficaz de absorção de neutrões. A sua utilização com a grafite como moderador torna possível atingir uma boa economia de neutrões fazendo deste tipo de reactor um breeder por excelência para o ciclo $^{232}\text{Th} - ^{233}\text{U}$ [38].

No entanto, e mesmo tendo em conta o sucesso tecnológico obtido pelo MSRE, a AEC apresentava um forte interesse nos reactores a neutrões rápidos utilizando sódio e deu ordens para que em 1973 se encerrasse de vez o programa de desenvolvimento do MSR. Foi assim que chegou ao fim o estudo desta tecnologia passados 20 anos após o seu início [37].

3.8 Tório como parte do processo de fissão

O tório não pode ser usado directamente num reactor pois não é fissionável, apenas fértil. O ^{232}Th necessita de ser bombardeado com neutrões para dar origem, após varias reacções nucleares, a ^{233}U . É este isótopo do urânio, fissionável e excelente fornecedor de neutrões, que quando fissionado, apresenta uma média de neutrões libertados superior ao dos elementos ^{235}U ou ^{239}Pu . O ^{233}U vai ser o combustível nuclear utilizado no reactor [25], [39].

O ^{232}Th é um material fértil melhor que o ^{238}U , considerando a sua utilização em reactores térmicos, pois apresenta uma secção eficaz de absorção de neutrões de baixa energia (7,4 barn) quase 3 vezes superior à do ^{238}U (2,7 barn). Deste modo, o ciclo $^{232}\text{Th} - ^{233}\text{U}$ é mais eficiente que o $^{238}\text{U} - ^{239}\text{Pu}$ em reactores a neutrões térmicos [1].

Como já vimos no subcapítulo 3.6, devido ao número de neutrões libertados por neutrão absorvido no ^{233}U ser superior a 2 numa larga gama do espectro dos neutrões térmicos, o ciclo $^{232}\text{Th} - ^{233}\text{U}$, comparativamente ao do ^{238}U e ^{239}Pu , é menos sensível ao tipo de reactor, ou seja, à energia dos neutrões que nele se encontram. Outro dado importante é que a secção eficaz de captura para neutrões térmicos do ^{233}U é muito menor (46 barn) do que a do ^{235}U (101 barn) e ^{239}Pu (271 barn). A secção eficaz de

fissão dos 3 isótopos em causa é sensivelmente da mesma ordem (525, 577 e 742 barn para ^{233}U , ^{235}U e ^{239}Pu , respectivamente). Por conseguinte, é muito menos provável que o ^{233}U capture um neutrão e dê origem a isótopos mais pesados com maiores secções eficazes de absorção. Este facto faz com que a reciclagem do ^{233}U , do ponto de vista da reactividade, seja um problema menor quando comparado com o plutónio queimado em conjunto com o tório [1].

3.8.1 O ciclo do tório

No conjunto de reacções nucleares para este processo de fissão, o ^{232}Th absorve neutrões dando origem a ^{233}Th , que decai com tempo de meia vida de 22min para protactínio-233 (^{233}Pa), emitindo uma partícula β . Por sua vez ^{233}Pa , com tempo de meia vida de 27 dias, decai para ^{233}U novamente emitindo uma partícula β . Alguns dos núcleos de ^{233}U formados durante esta última reacção, ao absorverem um neutrão dão origem a ^{234}U , elemento que possui uma elevada secção eficaz de absorção de neutrões térmicos, sendo portanto indesejado no meio da reacção. O ^{234}U acaba por se converter para ^{235}U , altamente fissionável, o que acaba por equilibrar a reacção tendo em conta a absorção de neutrões previamente verificada. É de salientar que a produção de ^{234}U no ciclo do tório pode ter um peso significativo [25].

Para que a reacção em cadeia se possa iniciar e ser auto sustentável, é comum utilizar-se urânio ou plutónio para fornecer os neutrões necessários para que tal aconteça.

Capítulo 4

Reactores

Neste capítulo são abordadas as tecnologias utilizadas pelos diversos reactores para produzir energia a partir do combustível nuclear, tendo em conta vantagens e desvantagens acerca do ciclo de combustível, características intrínsecas dos reactores e a introdução do tório como combustível nuclear na tecnologia existente. São ainda abordadas alguns estudos acerca da introdução do tório em reactores em diversos países.

4 Os reactores e a sua tecnologia

O potencial do tório como alternativa ou complemento ao urânio na geração de energia eléctrica a partir de fissão nuclear tem vindo a ser reconhecido desde há muito tempo. Diversos reactores de vários tipos já operaram com combustíveis à base do tório, no entanto, nenhuma das tecnologia adoptadas, quer seja a partir de combustíveis sólidos ou líquidos, e em diversos casos, utilizando aceleradores de neutrões, como é o caso do reactor Accelerator Driven Subcritical (ADS), pode ser classificada como sendo mais adequada que as restantes, atendendo ao *know how* que hoje temos [42].

A maioria dos reactores apresentados são reactores clássicos e as suas tecnologias permitem, em teoria e na maior parte dos casos, uma adaptação fácil para outros combustíveis, nomeadamente os combustíveis à base de tório. No entanto, para fazer face às mudanças necessárias, apenas foram realizados até hoje estudos acerca dos parâmetros físicos dos reactores. Existem outros aspectos no uso do tório que requerem uma investigação mais pormenorizada bem como desenvolvimentos tecnológicos necessários para que o tório possa ser comercialmente implementado como combustível nuclear. Estes aspectos prendem-se com questões de segurança, como por exemplo nos sistemas de controlo da reactividade do reactor e do próprio reactor [4].

Abordar-se-ão nas próximas páginas as tecnologias existentes onde o tório poderá ser introduzido como combustível nuclear.

4.1 Ciclos de combustível: aberto (único) e fechado

De acordo com o IAEA, o ciclo de combustível aberto ou único (*open fuel cycle*) poderá vir a ser tecnicamente viável. No caso do ciclo de combustível fechado (*closed fuel cycle*), as etapas de reprocessamento e reciclagem do combustível necessitam do desenvolvimento de novas tecnologias que assegurem competitividade económica a uma escala comercial. As tecnologias a utilizar necessitarão de um tempo significativo para serem desenvolvidas e implementadas.

4.1.1 Ciclo aberto (único)

O ciclo aberto ou único (*Open Cycle* ou *Once-Through*), no caso do combustível a utilizar no reactor ser à base de tório, consiste em bombardear o ^{232}Th com neutrões e em seguida, o ^{233}U que se forma será fissionado no local sem que haja qualquer separação química, não havendo portanto a necessidade de remover o elemento do reactor. Este ciclo (figura 20) é idêntico para o caso do urânio, em que a principal diferença face ao tório é a necessidade de enriquecimento.

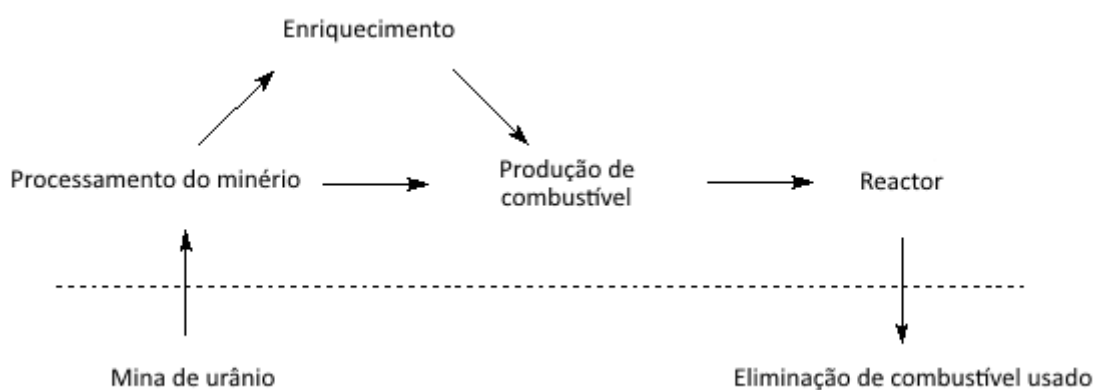


Figura 20 - Ciclo Aberto, no caso do combustível nuclear ser urânio [43].

Em reactores que utilizem este tipo de ciclo são evitados todos os processos de engenharia necessários ao reprocessamento e refabricação do combustível contendo ^{233}U , no caso do tório, que como já foi referido poderá ser considerado altamente perigoso para o ser humano devido à emissão gama provocada pelo ^{232}U .

Para este tipo de ciclo o reactor utilizado tem por base um núcleo em que a configuração do combustível assenta numa fonte central de neutrões formada por material fissionável, urânio enriquecido ou plutónio, rodeada por um *blanket* de tório. Durante a realimentação do combustível, a fonte de neutrões terá que ser reposta com maior frequência face aos restantes materiais. A separação do combustível em fonte de neutrões e *blanket*, a optimização do moderador (água) de acordo com o rácio do combustível e a longa duração dos materiais no ciclo (cerca de 900 dias para a fonte de neutrões e 2620 para o *blanket* de tório), possibilita que um sistema deste tipo atinja até 40% da sua potência exclusivamente a partir da fissão do ^{233}U . Um exemplo da utilização deste ciclo em reactores é o reactor *Radkowsky Thorium Reactor*, um LWR (Light Water Reactor, Russian WWER-T) [1].

Uma mais-valia do ciclo de tório com as características apresentadas é a possibilidade de incineração de plutónio classificado como *weapons-grade*, ou seja, com potencial para utilização em armas nucleares. Para este ciclo, utilizar-se-á uma mistura que consiste em óxidos de tório e plutónio com uma reduzida percentagem de dióxido de plutónio (PuO_2) no reactor. Não só resultará uma redução do plutónio capaz de ser utilizado em armas nucleares como se formará também ^{232}U , que no caso de reactores do tipo WWER-1000 com uma potência de 1000 MW_e , cerca de 300 kg de ^{233}U poderão conter perto de 3500 ppm de ^{232}U que, como já foi referido, abona a favor da não proliferação nuclear devido à forte emissão gama que será fácil de detectar.

Da mesma forma, o plutónio dito “civil” pode ser também incinerado em reactores que utilizem o mesmo ciclo, reduzindo assim o *stock* deste material.

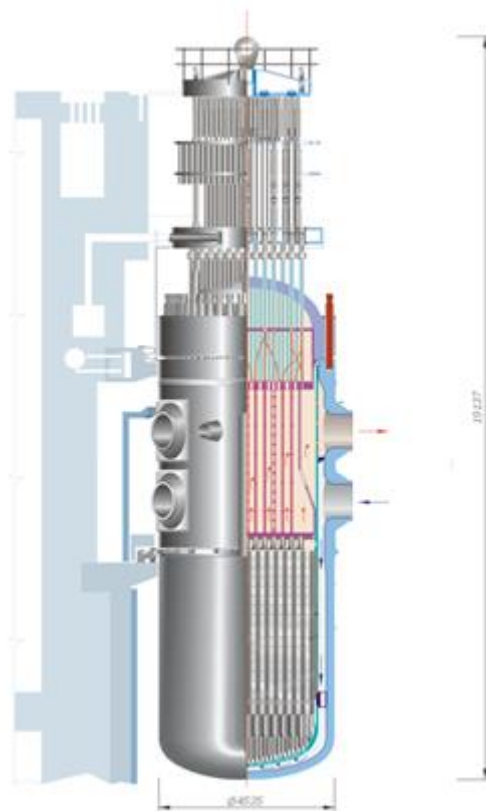


Figura 21 - O reactor WWER-1000, um LWR [44].

4.1.2 Ciclo fechado

Para este ciclo, ao contrário do anterior, é necessário o reprocessamento do combustível à base de tório previamente irradiado a fim de separar o ^{233}U entretanto formado. O reactor WWER-1000 referido anteriormente pode ser utilizado como “conversor” de modo a obter o ^{233}U através de uma mistura óxida de tório - plutónio. Após obter o ^{233}U no reactor WWER, para se proceder à sua reciclagem é importante considerar a quantidade de ^{232}U presente no ^{233}U . Para um *burnup standard* de 40 MWd/kg HM para o combustível de um reactor WWER-1000, o ^{232}U estará presente na ordem dos 3000 ppm.

Existem duas opções para a reciclagem do ^{233}U : Usar um ciclo de combustível de ($^{232}\text{Th} - ^{233}\text{U}$) O_2 , ou em alternativa o uso de (Urânio empobrecido - ^{233}U) O_2 ou (Urânio reprocessado proveniente do WWER - ^{233}U) O_2 .

No primeiro caso irá formar-se ^{232}U ciclo após ciclo, ao passo que ao utilizar urânio reprocessado existirão dois tipos de urânio considerados “sujos” dentro do mesmo ciclo. Se se optar por utilizar urânio empobrecido, esta solução proporciona uma mudança suave para o ciclo de tório com modificações mínimas ao nível do *design* do reactor e na tecnologia que permite tratar o combustível usado. No entanto, o uso de urânio reprocessado/empobrecido juntamente com o ^{233}U é forçosamente um ciclo impuro devido ao ^{235}U ser usado também com o ^{233}U e à formação de ^{239}Pu a partir do ^{238}U [1].

4.2 Reactores de água leve (Light Water Reactors – LWR)

Num passado recente, investigações feitas acerca dos potenciais *designs* para utilização do ciclo de combustível à base de tório apontam para a viabilidade dos mesmos em reactores do tipo LWR, de geração contemporânea e futura [45], [46]. As investigações tiveram em conta a possibilidade do ciclo de combustível de $^{232}\text{Th} - ^{233}\text{U}$ substituir os combustíveis tradicionais à base de urânio, bem como descobrir um método de controlar a acumulação e o crescimento de reservas de plutónio, ou seja, queimando-o. Um facto importante é que o custo associado ao ciclo envolvendo tório é semelhante ao custo para o combustível convencional.

Existem na configuração duas possíveis variantes para os reactores do tipo PWR, pertencentes à classe dos LWR: homogéneo e heterogéneo. No caso do homogéneo, é utilizada uma mistura de ThO_2 e UO_2 dentro de cada barra de combustível, barra essa que engloba ainda urânio em quantidade e enriquecimento suficiente para atingir o *burnup* necessário e prolongar o ciclo do combustível. A configuração heterogénea consiste numa abordagem *seed-blanket*, ou seja, separando a fonte de neutrões (*seed*) do combustível propriamente dito (*blanket*), neste caso separando o urânio do tório em duas montagens distintas.

Dentro da configuração heterogénea, de acordo com a investigação levada a cabo pela *Nuclear Energy Research Initiative* (NERI), pertencente ao departamento de energia dos EUA, podemos subdividir a classe em duas outras: *Seed-Blanket Unit* (SBU), também conhecido como *Radkowsky Thorium Fuel* (RTF) e *Whole Assembly Seed and Blanket* (WASB). Estas duas novas abordagens da distribuição espacial do combustível não significam uma necessidade de desenvolvimento de novos reactores, dado que a intenção é que as mesmas sejam aplicadas nos PWR's e WWER's existentes com o mínimo de mudanças nos seus sistemas, e procurando também manter as características de segurança que os caracteriza. A configuração SBU é mesmo bastante eficiente para incinerar plutónio do tipo *weapons-grade* [47].

Ambos os conceitos permitem a redução na quantidade e na qualidade enquanto arma nuclear do plutónio que é produzido. A quantidade é reduzida de acordo com um factor de 3 a 5 relativamente aos reactores *standard* (PWR e WWER) e a concentração de ^{238}Pu , ^{240}Pu e ^{242}Pu torna-o inapropriado para a utilização em armas nucleares. Dado que o *blanket* com o combustível permanece no reactor entre 6 a 9 anos, um elevado *burnup* aliado à elevada capacidade do ^{233}U para ser fissionado resultam num benefício quanto à utilização do combustível, bem como uma redução no volume do combustível usado, calor resultante do decaimento radioactivo e toxicidade [1]. Importa referir que o ^{233}U produzido pode ser “desenriquecido” facilmente ao adicionar urânio natural, medida que visa impedir que se coloque a questão da proliferação nuclear [46].

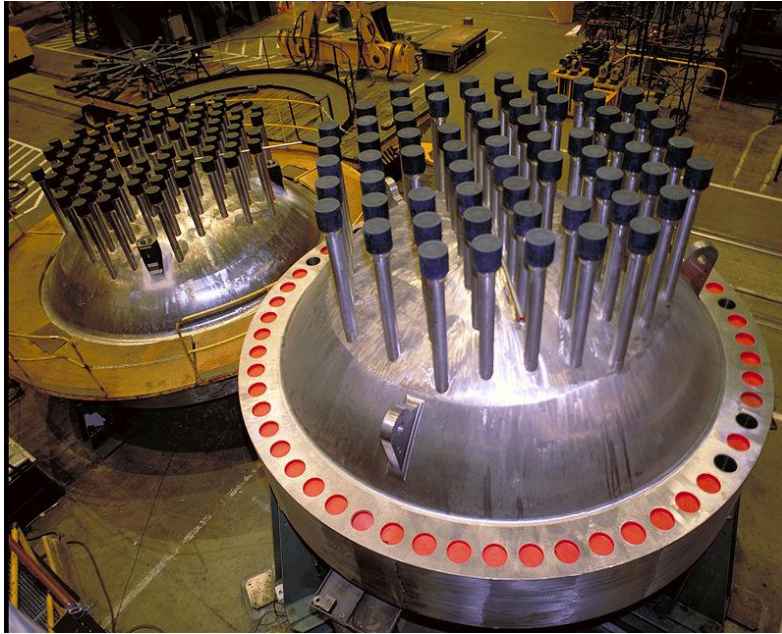


Figura 22 - Cabeça do núcleo de um PWR, com as barras de controlo visíveis [48].

4.3 Reactores de água pesada (Heavy Water Reactors – HWR)

As vantagens na utilização de água pesada como moderador neste reactor são evidentes. A sua capacidade na moderação da energia dos neutrões é cerca de 8 vezes superior à da água normal, conferindo uma mais elevada economia de neutrões no reactor, fundamental quando se pretende um *breeding cycle* em que o número de neutrões disponíveis para ser capturados pelos núcleos férteis se torna muito importante.

4.3.1 Ciclos de tório: as várias opções.

Nos reactores HWR, o modo como os neutrões são fornecidos define uma variedade de opções para o ciclo do tório. As opções são as seguintes:

- *Once-through thorium* (OTT), ciclo aberto onde não há qualquer reprocessamento ou reciclagem do ^{233}U , mas que contempla uma eventual futura necessidade de reprocessamento/reciclagem;

- Auto reciclagem directa do material irradiado seguidamente ao OTT, mas sem reprocessamento;
- Outro método de reciclagem, variando desde o reprocessamento até à remoção selectiva de materiais capazes de absorver neutrões durante a fissão;
- Ciclo de tório auto-suficiente, uma variante da reciclagem em que se pretende tanto ^{233}U no combustível gasto como no combustível fresco.

4.3.1.1 Ciclo OTT

No primeiro caso, o ciclo OTT enfatiza a criação de ^{233}U no local bem como a sua incineração de acordo com um reabastecimento cuidado do combustível. No entanto, este ciclo produz elevadas quantidades de ^{233}U que se acumula no combustível gasto, e que estará disponível para utilizações futuras, dependendo da política adoptada.

Para *burnups* reduzidos, a presença do tório tem um efeito negativo na energia obtida a partir do urânio, fazendo com que esta decresça. Ao aumentar o *burnup* do tório presente no reactor, o ^{233}U que se formará é queimado produzindo energia, e a soma total da energia produzida a partir do tório e urânio pode ser superior à energia obtida somente com o urânio. Para *burnups* mais elevados, os combustíveis resultantes da fissão considerados venenosos vão-se acumulando cada vez mais e causam um decréscimo na produção de energia. Quanto mais tempo o tório permanece no núcleo do reactor mais influência tem na energia produzida. A energia obtida a partir de uma unidade de urânio extraído vai em primeira instância diminuir, sendo que após atingir um valor mínimo, vai aumentar até valores que não teria atingido se não houvesse tório presente no reactor.

Idealmente, os ciclos OTT devem combinar vários aspectos de modo a serem economicamente viáveis, em termos de utilização de recursos e investimento, e competirem com os ciclos que se baseiam em urânio natural ou urânio pouco enriquecido. Esses aspectos são a taxa de alimentação do combustível, o *burnup*, o enriquecimento do urânio e o fluxo de neutrões disponíveis.

Outra configuração que vem sendo estudada é a da utilização no núcleo do reactor de recipientes tubulares, os *mixed bundles*, que contêm tório e urânio no mesmo espaço. Este elemento utilizado é chamado CANFLEX, derivando o seu nome do combustível flexível utilizado nos reactores CANDU (CANDU FLEXible fuelling). A figura 23 mostra o elemento CANFLEX.

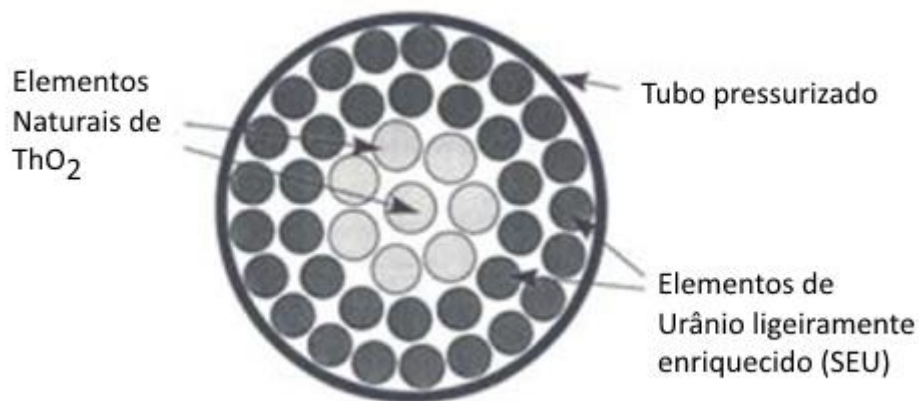


Figura 23 - CANFLEX *mixed bundle* [4].

Este elemento permite de uma maneira prática a utilização do tório nos reactores existentes, mantendo todas as condições de segurança e operação estabelecidas para o ciclo de urânio natural utilizado nos reactores CANDU convencionais e não necessita de ajustes significativos de nível estrutural nos reactores existentes.

4.3.1.2 Auto reciclagem directa

Este processo consiste na reciclagem directa dos elementos de tório irradiados no núcleo, no qual se encontra o ^{233}U , sem qualquer tipo de processamento do material. Os elementos são inseridos num novo *bundle*. Esta forma de obter energia adicional resulta num aperfeiçoamento e rentabilidade da utilização do urânio comparativamente ao OTT: após a primeira reciclagem do material, as necessidades de urânio são cerca de 35% menores relativamente às requeridas para o ciclo utilizando urânio natural, menos 10% no caso do ciclo óptimo de urânio pouco enriquecido e mantêm-se razoavelmente constantes para cada evento de reciclagem. Em média, as necessidades de urânio após um mesmo número de ciclos é de cerca de 30 a 40 % menos que no caso dos reactores CANDU a funcionarem com urânio natural.

Esta variante de reciclagem do material apresentar-se-á como bastante resistente à proliferação nuclear, pois não envolve qualquer intervenção química ao material e não tem qualquer acesso aos elementos combustíveis. Apresenta-se também como uma alternativa mais económica face ao reprocessamento [49].

Outras variantes existem no que toca à reciclagem directa dos elementos. O *burnup* pode ser melhorado ao remover, antes de reciclar os materiais, as terras raras que se encontram no combustível usado e que vão funcionar como elementos de absorção de neutrões. Existe um processo de reprocessamento, chamado *THOREX*, em que o urânio e o tório são separados dos restantes elementos. Já foi mencionado que a presença do ^{232}U , através da radiação que emite, é um forte obstáculo a proliferação nuclear. Dado que não existe uma indústria declarada para reciclar os produtos resultantes do ciclo do tório, surge então a oportunidade para o desenvolvimento de tecnologia que permita uma ainda mais eficaz resistência à proliferação.

A Atomic Energy of Canada Limited (AECL) desenvolveu um método simples de remoção dos produtos resultantes da fissão (terras raras) que absorvem os neutrões. Este método é mais eficaz que o *THOREX* relativamente à proliferação nuclear e será menos dispendioso. Consiste em dissolver o combustível usado em ácido nítrico, ajustando o pH da mistura. Ao ajustar o pH, o urânio, o tório e os produtos radioactivos resultantes da fissão são removidos, ficando para trás as terras raras parasitas que absorvem os neutrões. O combustível resultante deste processo seria altamente radioactivo tornando-se o seu manuseamento perigoso para efeitos de reciclagem, necessitando de ser feito remotamente. Este facto iria contribuir bastante para a não proliferação nuclear. No entanto, esta variante da reciclagem seria mais dispendiosa que o ciclo OTT e a auto reciclagem directa, abordada anteriormente.

Os benefícios de remover os produtos da fissão do combustível usado foram testados em diversos estudos levados a cabo sobre as variantes de reciclagem do tório nos anos 70 e 80 [50]. Os resultados mostram que para os ciclos de tório, os avanços feitos na utilização de urânio foram realizados em reactores de substituição com a utilização de ^{233}U , produzido em reactores ao bombardear tório com neutrões. Para sistemas deste tipo, foi verificada uma redução de 90% na utilização de urânio natural comparando com o seu uso como combustível em ciclos *once-through*.

4.3.1.3 Ciclo de tório auto-suficiente

O ciclo de tório auto-suficiente equilibrado permite que se prescindia do urânio natural desde que a concentração do ^{233}U presente no combustível reciclado esteja em equilíbrio com a concentração do ^{233}U no combustível usado. Para tal, terão que ser feitos ajustes tendo em conta a economia de neutrões, tais como, reduzir a captura de neutrões por parte do ^{233}Pa alterando o rácio de combustível de modo a reduzir o fluxo

de neutrões, aumentando a pureza do moderador, entre outros. No entanto, a exequibilidade de tais melhoramentos não está provada.

Um dos *handicaps* deste tipo de ciclo é o seu baixo *burnup*, que faz com que não seja económico num ciclo que requer reprocessamento do combustível e o seu fabrico remoto. Para disfarçar este problema, uma pequena quantidade de ^{235}U poderá ser adicionado em cada ciclo de forma a aumentar o *burnup*. A esta variante do ciclo dá-se o nome de *High burnup Open Cycle*. O ciclo é também uma forma interessante e eficiente de queimar plutónio [1].

4.3.2 Reactores de água pesada avançados (Advanced Heavy Water Reactors - AHWR)

Um reactor deste tipo está a ser desenvolvido na Índia como pioneiro neste tipo de *design*. O AHWR é um reactor constituído por um tubo pressurizado vertical, arrefecido por água natural e utilizando água pesada como moderador. O reactor indiano de 920MWt / 300 MWe procura aproveitar e maximizar a energia potencial dos recursos de tório, elemento que se estima existir em grande número na Índia, como referido anteriormente.

As principais características deste tipo de reactor, tais como a filosofia do *design* desenvolvido e os objectivos em termos físicos a alcançar são os seguintes:

- O facto da secção eficaz de absorção para neutrões térmicos do ^{232}Th ser cerca de 3 vezes superior à do ^{238}U reduz a fracção de absorção dos neutrões no fluido de refrigeração, no moderador e nos materiais constituintes da estrutura do núcleo, deste modo permitindo a utilização de água natural como fluido de refrigeração e mantendo a água pesada como moderador para uma melhor economia de neutrões;
- O aproveitamento do calor no *boiling mode* é utilizado para obter uma redução na quantidade de fluido de refrigeração e para melhorar a eficiência do ciclo de vapor;
- O sistema deverá ter um coeficiente negativo;
- Cerca de 75% da energia produzida no reactor provém do tório;
- O sistema é auto sustentável com ^{233}U ;
- O plutónio inicial necessário deverá ser reduzido.

4.3.2.1 O reactor CANDU avançado (Advanced CANDU Reactor - ACR)

A AECL desenvolveu um reactor chamado Advanced CANDU Reactor (ACR) que se apresenta como uma evolução do reactor CANDU 6. O ACR foi pensado para ser uma escolha económica para os dias que correm com condições de segurança e fiabilidade melhoradas, esperando-se também resultados na sustentabilidade, para que no futuro este reactor possa operar usando um ciclo de tório.

O *design* ACR proporcionará um *life-time* de 40 anos podendo estender-se até aos 60 anos de operação. O ACR é também um reactor que possui como moderador água pesada e água natural como fluido de refrigeração. Relativamente ao reactor CANDU 6, é um reactor que consegue ser mais compacto devido ao seu *design*. Foi desenvolvido para poder operar com urânio pouco enriquecido, sendo o *burnup* desejado uma função da percentagem de enriquecimento. O reactor pode operar usando combustível MOX, ou seja, uma mistura de óxidos constituída por urânio ou plutónio e urânio natural ou enriquecido, sem haver necessidade de qualquer mudança na sua configuração ou operação. Este é um aspecto importante dado que o programa nuclear pode ser iniciado usando urânio (pouco enriquecido) e ser alterado a qualquer momento por decisão do operador para o combustível MOX suavemente sem necessidade de interromper o funcionamento ou a potência produzida pelo reactor, e sem quaisquer custos adicionais.



Figura 24 - Dois reactores CANDU 6 em Zhejiang China, desenvolvidos pelo AECL [51].

Relativamente à utilização do tório como combustível, as inerentes características deste tipo de reactor, como os *bundles* de combustível, capacidade de adicionar combustível durante a operação do reactor e a economia de neutrões associada possibilitam a utilização de uma grande diversidade de ciclos de combustível.

Como evolução deste *design*, a AECL está a desenvolver um reactor a água natural com funcionamento supercrítico em que a eficiência térmica do reactor é melhorada fazendo circular o fluido de refrigeração a temperaturas e pressões substancialmente mais elevadas. O fluido de refrigeração é mesmo operado para além do ponto crítico da água natural. Este design apresenta-se como a evolução do ACR e os cálculos efectuados em torno da física do reactor mostram que este estará apto para operar com ciclos de tório desenvolvidos para diversos fins [1].

4.4 Reactor a Gás de Alta Temperatura (High Temperature Gas Cooled Reactor - HTGR)

No passado, diversos ciclos de tório foram utilizados em reactores funcionando a altas temperaturas refrigerados a gás (hélio) na Alemanha, EUA, Japão e Federação Russa [1].

Os HTGR são facilmente adaptáveis a diferentes ciclos de combustível sem a necessidade de qualquer modificação no núcleo do reactor e nos restantes componentes da central, possibilitando a utilização do tório juntamente com urânio enriquecido e plutónio. O seu fluido de refrigeração é o gás hélio e o seu núcleo é constituído maioritariamente por grafite [52].

Este tipo de reactor consegue produzir calor a uma temperatura de aproximadamente 1000°C devido aos materiais à base de cerâmica que oferecem resistência às altas temperaturas. O reactor usa um sistema de turbinas a gás para produzir energia que consegue atingir um rendimento de 45% [52].

Estes reactores são muito seguros devido ao seu *design*, que possibilita que o calor seja removido de uma forma passiva. O calor resultante dos decaimentos após o *shutdown* do reactor é removido do núcleo através de condução, convecção natural e de transferência de calor por radiação. Tudo isto acontece devido à geometria do núcleo, à sua baixa densidade de potência e à elevada capacidade térmica da estrutura constituinte do núcleo [53].

O HTGR possui um coeficiente de temperatura negativo que permite um *shutdown* automático do reactor em caso de fuga no fluido de refrigeração. Um hipotético aumento brusco da reactividade do reactor é também limitado pelo coeficiente de temperatura negativo [53].

O reactor apresenta flexibilidade no ciclo de combustível, no qual podem ser utilizados vários tipos, sendo o urânio, o plutónio e o tório as várias opções possíveis e o combustível pode ainda ser utilizado em várias formas, ou seja, óxido, carboneto, etc. O reprocessamento do combustível não é uma opção, visto não operar com base num ciclo aberto (*once-through*), dada a sua capacidade aprimorada de *burnup* do combustível [54].

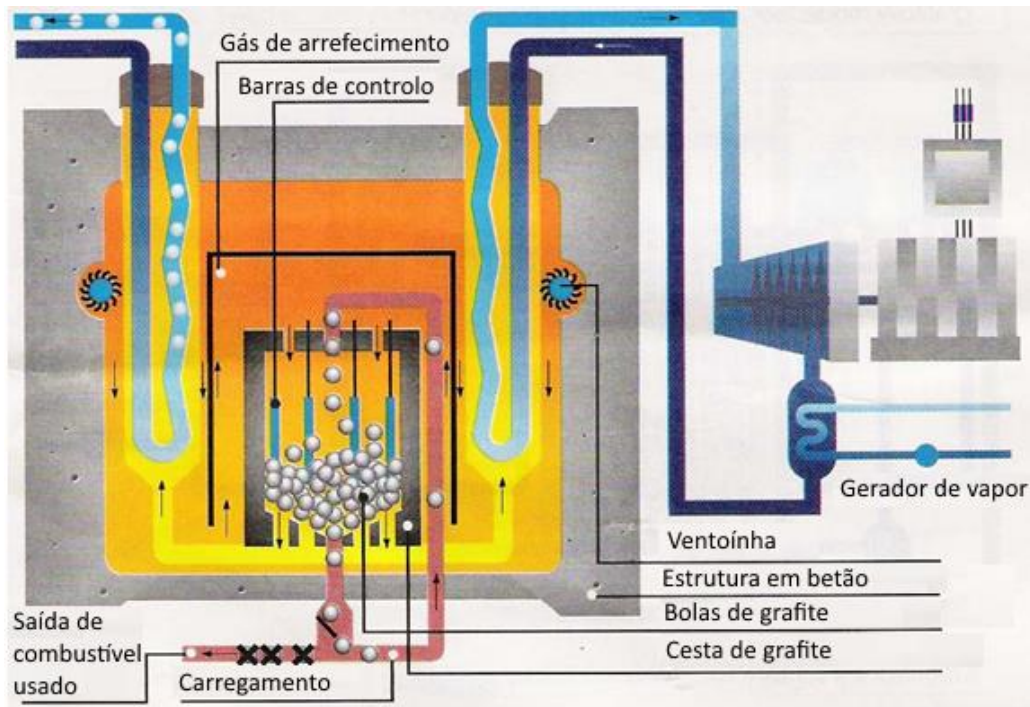


Figura 25 - O reator HTGR [55].

4.5 Reactor a Sais Fundidos (Molten Salt Reactor - MSR)

Este reator já foi descrito anteriormente mas será agora descrito com mais detalhe. Um reator deste tipo utiliza um fluoreto de sais fundidos de alto ponto de ebulição (superior a 1400°C) onde o combustível e também o fluido de refrigeração são materiais férteis e fissionáveis, apresentando como moderador a grafite. Este reator opera no espectro dos neutrões epitérmicos, ou seja, com energia entre 1 eV e 10 keV, superior à energia que caracteriza os neutrões térmicos. O núcleo do MSR é normalmente constituído por um bloco cilíndrico de grafite que actua como moderador e que possui diversas cavidades através das quais circula a mistura de fluoreto de sais fundidos que pode conter tório, urânio ou plutónio. No circuito primário de refrigeração, o combustível flui para um permutador de calor no qual o calor da mistura é transferido para outra mistura de sal fundido, retornando depois novamente ao bloco cilíndrico de grafite. O circuito de refrigeração secundário transfere o calor para o *power cycle*, ou seja, o ciclo onde se irá formar o vapor que vai accionar a turbina. O reator MSR opera a temperaturas entre os 450°C , que corresponde ao ponto de fusão da mistura

eutética do fluoreto salino, e os 800°C. Na mistura salina do circuito de refrigeração secundário a temperatura é inferior à do circuito primário.

O MSR tem necessidades reduzidas no que toca a material fissionável comparativamente a outro tipo de reactores pois é um reactor a neutrões térmicos e necessita de menos material fissionável do que os reactores a neutrões rápidos. Requer um menor excesso de reactividade para compensar o *burnup* devido ao combustível ser adicionado ao núcleo do reactor *online*. A deposição directa do calor no combustível e fluido de refrigeração permite elevadas densidades na potência produzida e produtos com elevada capacidade de absorver neutrões originados pela fissão são continuamente removidos, tal como o xénon (Xe). O primeiro e único MSR a utilizar tório foi o MSRE, o reactor de 8MW, já abordado no capítulo anterior. O estudo deste reactor permitiu tirar várias conclusões: a compatibilidade química da grafite com o fluoreto de sais fundidos, a remoção do Xe e Kr do combustível e a conversão do ^{232}Th para ^{233}U , com a fissão deste último.

O reactor MSR poderá ser utilizado para a implementação das variantes dos ciclos de tório, tais como: O ciclo OTT, já abordado nos HWR, o ciclo fechado térmico *breeder* $^{232}\text{Th} - ^{233}\text{U}$ e o ciclo fechado $^{232}\text{Th} - ^{233}\text{U} / ^{238}\text{U}$, desenvolvido para maximizar a não proliferação nuclear adicionando ^{238}U para ser diluído e tornar menos puro o ^{233}U [1].

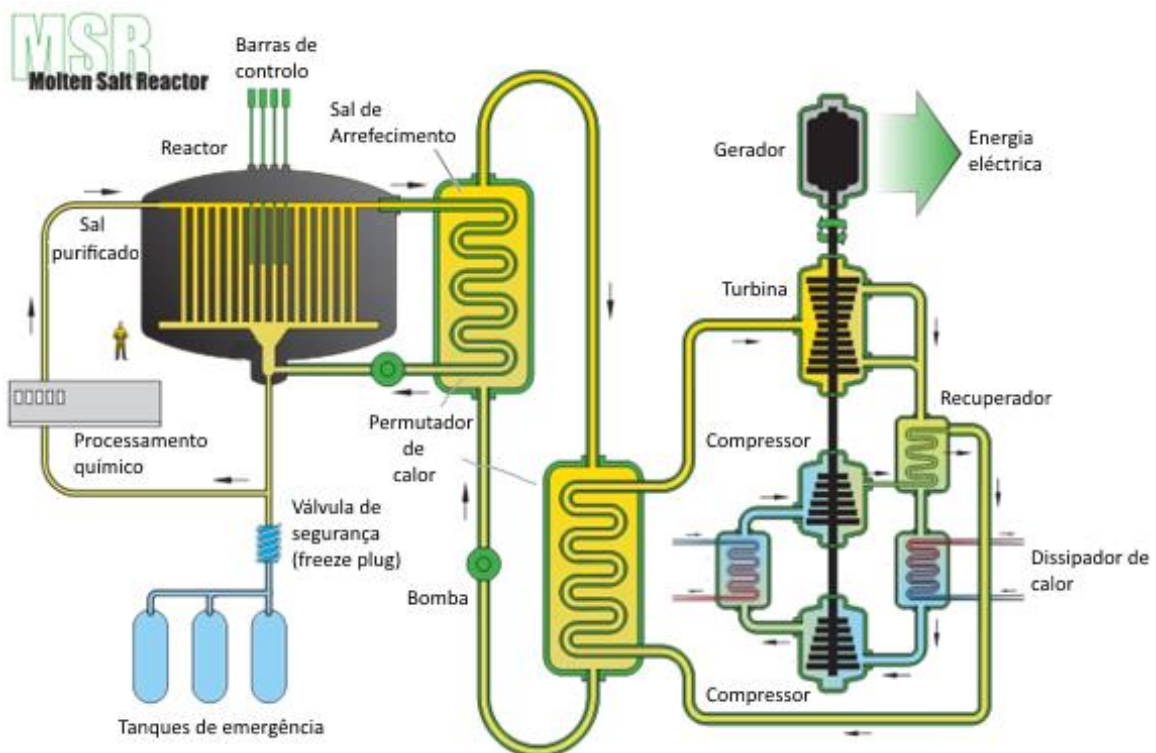


Figura 26 - Diagrama de funcionamento do MSR [56].

4.5.1 Liquid Fluoride Thorium Reactor - LFTR

Este reactor pertence à categoria de reactores MSR. Os reactores projectados para usar combustível nuclear no estado líquido à base de tório têm inúmeras vantagens para oferecer, no que respeita ao seu *design*, operação, segurança, tratamento do lixo produzido, investimento e na capacidade de resistir à proliferação nuclear, comparativamente à configuração dos reactores clássicos. No campo individual as vantagens poderão gerar cepticismo, mas colectivamente são convincentes. Ao contrário dos combustíveis no estado sólido os fluoretos salinos são insensíveis à radiação e portanto não sofrem danos a esse nível [1].

As barras de combustível sofrem danos estruturais devido ao calor e radiação enquanto estão no núcleo do reactor. A sua remoção requer que o reactor seja desligado a cada 18 meses, sensivelmente, para mudar cerca de um terço das barras enquanto se reorganiza as restantes [57]. O combustível nuclear na forma líquida não é sujeito a esses danos estruturais e as suas barreiras iónicas conseguem tolerar níveis bastante elevados de radiação, enquanto a necessidade de elevados gastos adicionais para fabricação dos elementos combustíveis é dispensada assim como o elevado custo da paragem do reactor [58].

O LFTR opera com base numa mistura salina fundida contida no núcleo do reactor constituída por fluoreto de lítio (LiF), fluoreto de berílio (BeF_2) e tetra fluoreto de urânio (UF_4). A mistura encontra-se a cerca de 700°C e circula a baixa pressão no interior de uma estrutura de grafite que actua como moderador e reflector de neutrões. A maioria dos produtos da fissão dissolvem-se ou ficam em suspensão na mistura salina e alguns destes são removidos progressivamente numa unidade de processamento radioquímica adjacente [25].

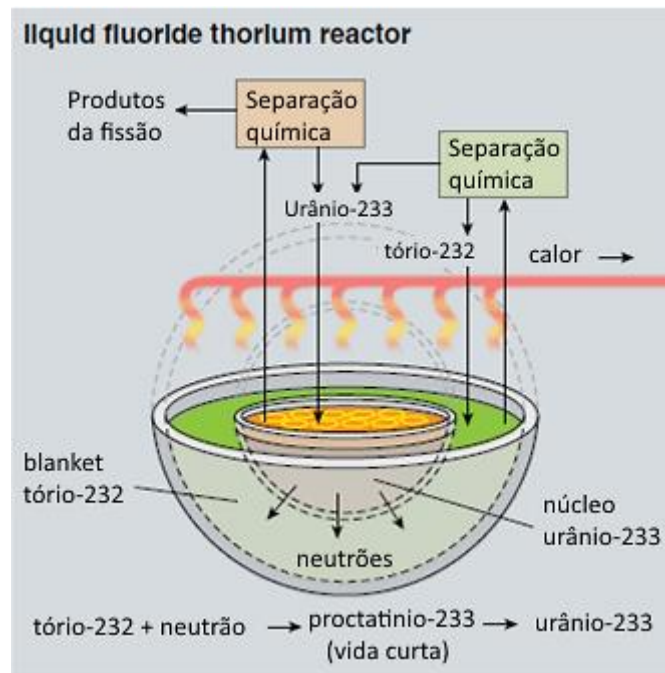


Figura 27 - O LFTR [58].

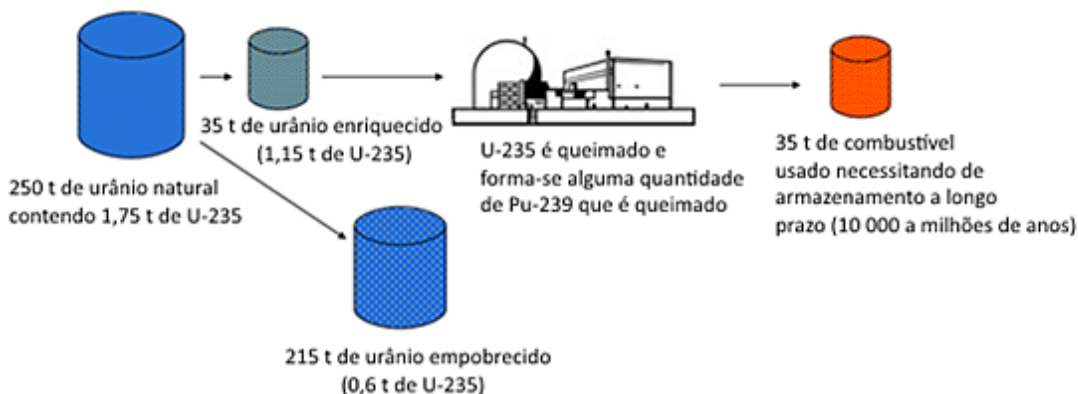
Quando o combustível é fissionado no núcleo, os neutrões libertados penetram nas paredes do núcleo e vão bombardear o *blanket* de tório, fazendo com que este se transforme em ^{233}U . O ^{233}U é transferido para o núcleo e tório fresco é adicionado ao *blanket* [59].

Este reactor possui um importante elemento para garantir a segurança, que consiste numa válvula composta por um elemento salino congelado, que derrete se a mistura salina atingir uma determinada temperatura ou se houver alguma anomalia com o circuito de refrigeração, encaminhando o fluido para uma bacia de captura que irá passivamente fazer com que a mistura arrefeça através de uma corrente de ar convencional, já no exterior do núcleo.

Visto que os produtos oriundos da fissão podem ser removidos do LFTR enquanto este opera, o reactor consegue fissionar praticamente a totalidade do seu combustível inclusive os produtos transurânicos formados no interior do reactor. É por este motivo que a energia produzida por uma tonelada de tório no LFTR é equivalente à energia produzida a partir de 250 toneladas de urânio num reactor do tipo LWR, a figura 28 exemplifica essa relação [59]:

Requisitos anuais de combustível e comparação entre o ciclo de combustível para um reactor LWR de 1GW a urânio e um reactor LFTR a tório

Central LWR a urânio



Central LFTR a tório

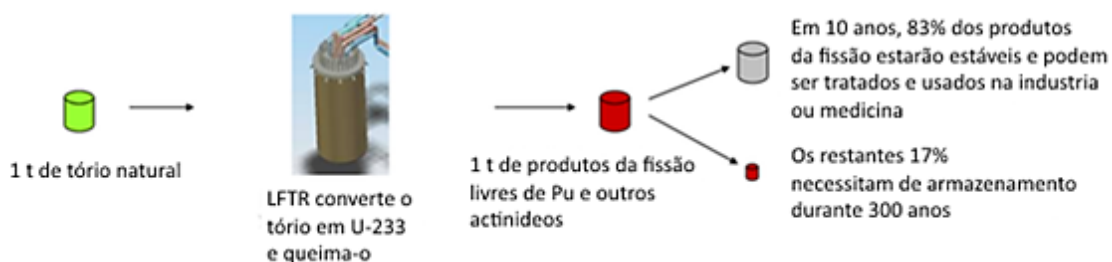


Figura 28 - Comparação do combustível necessário e do ciclo de combustível para um reactor a urânio (LWR) e a tório no estado líquido (LFTR) [60].

No LFTR os produtos da fissão tais como o xénon e o cripton podem ser removidos e vendidos para fins médicos, industriais e para investigação científica. O sal fundido é bombeado do reactor para uma unidade de processamento químico que separa os produtos da fissão e os transfere para barris de armazenamento blindados. Os produtos da fissão sem qualquer tipo de utilização nem valor comercial podem ser também armazenados em barris, onde a maior parte ficarão guardados durante 30 anos. Apenas 17% dos produtos da fissão do LFTR possuem tempos de meia vida elevados e vão necessitar de um armazenamento seguro até 300 anos [59].

4.6 Reactores a neutrões rápidos – Fast Breeder Reactors (FBR)

Para os neutrões rápidos, o ^{232}Th tem tendência a ser menos fissionável que o ^{238}U e para além disso, o tório possui um *threshold* de fissão mais elevado. A juntar a isto, o factor de reprodução η aumenta muito pouco com o ^{233}U comparativamente ao ^{239}Pu .

Os reactores a neutrões rápidos podem ser utilizados para produzir ^{233}U . A fim de acumular ^{233}U para a sua subsequente utilização em reactores térmicos, utilizar-se-ão *blankets* radiais de tório nos *fast reactors*. Sabe-se que a acumulação de ^{233}U no *blanket* tem um conjunto de vantagens relativamente à sua acumulação no núcleo de um reactor térmico [61].

De acordo com resultados experimentais obtidos no BN-350, um reactor russo, após a irradiação de *blankets* de tório, os níveis de ^{232}U presentes no ^{233}U formado no reactor podem ser reduzidos para um nível bastante baixo, podendo mesmo ser inferiores a 11ppm, mitigando desta forma o risco para o ser humano que já foi referido anteriormente pela presença do ^{232}U no urânio ^{233}U , o que torna o seu manuseamento menos perigoso [1], [62].

4.7 Reactor subcrítico (Accelerator Driven System - ADS)

A utilização do acelerador de neutrões fornece uma fonte externa controlada de neutrões rápidos para o núcleo do reactor, com o intuito de formar material fissionável com a mesma cadência com que o material é consumido. Alguns desses neutrões mantêm a reacção em cadeia enquanto outros atingem os núcleos de ^{232}Th e dão origem a ^{233}U . À medida que o ^{233}U é queimado, o tório pode ser adicionado à mistura sempre que necessário [42].

Há vários anos que o reactor ADS vem sendo estudado com objectivos específicos em vários países do mundo. Os reactores deste tipo são reactores que operam em modo subcrítico, ou seja, não chegam a alcançar a criticalidade para produzir fissão nuclear. Em países como os EUA, na Europa ou no Japão, o reactor tem sido estudado com a finalidade de dotar os sistemas de energia nuclear de segurança inequívoca e proporcionar soluções a longo prazo para o lixo nuclear resultante do reactor, queimando plutónio e actinídeos, e a transmutação dos produtos da fissão com tempo

de meia vida elevado. A Índia está a desenvolver o ADS tendo como motivação produzir ^{233}U de forma eficiente e segura a partir de recursos de tório que abundam no país e desta forma providenciar um sistema de energia nuclear sustentável.

O ADS é constituído por 3 importantes componentes:

- Um acelerador de prótons, que produz prótons com energia de 1 GeV através de um equipamento chamado *separate sector cyclotron* (SSC);
- Um alvo de chumbo (Pb) ou uma liga de chumbo-bismuto (Pb-Bi) capaz de libertar entre 20 a 30 neutrões espalhados, ou seja, arrancados do átomo;
- Um núcleo subcrítico com um factor de multiplicação de neutrões numa gama de 0.95-0.98, apelidado de *blanket*. O ADS possui ainda remoção de calor e equipamento capaz de gerar energia.

As afirmações acerca das melhoradas características de segurança do ADS assentam no facto de o reactor operar sob uma reacção em cadeia não auto-sustentada que reduz os problemas com a criticalidade do reactor, ou seja, o ADS tem o seu modo de funcionamento subcrítico e manter-se-á subcrítico independentemente de o acelerador de neutrões estar ou não em funcionamento. Além disso, o acelerador fornecerá um conveniente mecanismo de controlo para sistemas subcríticos com a função de reduzir ou mesmo eliminar a necessidade de utilizar barras de controlo. O facto de estar a operar num regime subcrítico confere ao reactor um nível extra de segurança operacional no que diz respeito aos acidentes que podem advir da criticalidade do reactor.

De entre as várias variantes do ADS estudadas, os principais são o *Energy Amplifier* (EA) do CERN, o *Waste Transmuter* do *Los Alamos National Laboratory*, o ADS utilizando neutrões rápidos para incineração de actínidos como o plutónio e o urânio proposto pelo *Brookhaven National Laboratory* e o projecto russo de um reactor ADS.

Nos reactores ADS a neutrões rápidos, o acelerador de neutrões pode ser dispensado sob o ponto de vista que não trará mais-valia na economia de neutrões mas as vantagens na sua utilização são bem claras: Não existe excesso de reactividade inicial e as barras de controlo são dispensadas, o balanço da reactividade remanescente é compensado pelo acelerador permitindo alargar o ciclo e, por conseguinte, alcançar um *burnup* elevado e a margem subcrítica permite melhorar a segurança com menor preocupação em relação aos pequenos fragmentos de neutrões retardados, que têm especial relevância na queima de actínidos menores. O papel do tório nos reactores ADS a neutrões rápidos tem a ver com a não produção de actínidos maiores, tais

como o plutônio e o urânio, limitar o balanço da reactividade no ciclo, converter facilmente o ^{232}Th em ^{233}U . Em suma, a utilização de combustíveis à base de tório nos ADS e nos sistemas a neutrões rápidos operando em regime crítico é praticamente semelhante e não há grande diferença no consumo de plutônio [1].

4.8 Reactores nucleares utilizando tório como combustível nuclear

A tabela 5 apresenta alguns dos reactores onde o tório é utilizado como combustível nuclear, sendo que a maioria dos reactores já não se encontram em operação.

Tabela 5 - Utilização do tório em diferentes reactores, experimentais e de potência [63].

Reactores utilizando tório				
Nome e País	Tipo de reactor	Potência	Combustível	Período em operação
AVR , Alemanha	HGTR, experimental	15 MW _e	$^{232}\text{Th} + ^{235}\text{U}$	1967-1988
THTR-300, Alemanha	HGTR, potência	300 MW _e	$^{232}\text{Th} + ^{235}\text{U}$	1985-1989
Lingen, Alemanha	BWR, experimental	60 MW _e	(Th,Pu) O ₂	Até 1973
Dragon, UK OECD-Euratom e também Suécia, Noruega e Suíça	HGTR, experimental	20 MW _{th}	$^{232}\text{Th} + ^{235}\text{U}$	1966-1973
Peach Bottom, EUA	HGTR, experimental	40 MW _e	$^{232}\text{Th} + ^{235}\text{U}$	1966-1972
Fort St Vrain, EUA	HGTR, potência	330 MW _e	$^{232}\text{Th} + ^{235}\text{U}$	1976-1989

MSRE ORNL, EUA	MSBR	7,5 MW _{th}	Fluoretos de ²³³ U	1964-1969
Shippingport & Indian Point 1, EUA	LWBR PWR	100 MW _e 285 MW _e	²³² Th + ²³³ U	1977-1982, 1962- 1980
SUSPO/KSTR KEMA, Holanda	Aqueos Homogeneous Suspension	1 MW _{th}	Th + HEU	1974-1977
NRU & NRX, Canadá	MTR		²³² Th + ²³⁵ U	Irradiação/teste de novos elementos combustíveis
KAMINI; CIRUS; & DHRUVA, Índia	MTR térmico	30 kW _{th} 40 kW _{th} 100 kW _{th}	Al + ²³³ U	1960-2010 (CIRUS); Restantes em operação
KAPS 1&2; KGS 1&2; RAPS 2, 3 & 4, Índia	PHWR	220 MW _e	Pastilhas de ThO ₂	Dando origem a novos PHWR
FBTR, Índia	LMFBR	40 MW _{th}	ThO ₂ Blanket	Em operação

4.9 Visão global: O uso do tório em diversos países

4.9.1 Índia

A Índia pretende expandir o seu sistema de produção nuclear de modo a ter instalados cerca de 63 GW até 2032 e aumentar gradualmente esse valor em 25% até 2050 [68]. Actualmente existem 21 reactores em operação e 6 reactores em construção de acordo com os dados do IAEA / PRIS (*Power Reactor Information System*).

De entre os reactores que têm combustíveis à base de tório relativos à Índia que figuram na tabela 5, destaca-se o reactor *Kalpakkam Mini Reactor* (KAMINI). O KAMINI está em operação desde 1996 no *Bhabha Atomic Research Center* (BARC), é um reactor utilizado para investigação que opera a U-233 e apresenta uma potência de 30kW_{th} [30]. De acordo com o *Department of Atomic Energy* (DAE), é o único reactor no mundo a operar exclusivamente com U-233 [69].

Os reactores CIRUS e DHRUVA foram construídos para investigação e assumidamente utilizados para fins militares, sendo que o reactor CIRUS já não está a operar desde 2010 [69].

Os reactores *Kakrapar Atomic Power Station 1&2* (KAPS), presentes na tabela 5, encontram-se em operação desde a década de 90 e são reactores PHWR cada um com 220MW_e . Dois novos reactores (3&4) com capacidade de 700MW_e cada encontram-se em construção sendo prevista a sua entrada em funcionamento durante o ano de 2015 [70].

Também presentes na tabela 5, os *Rajasthan Atomic Power Station* (RAPS) estão inseridos num grupo de 6 reactores que no futuro serão 8 pois encontram-se em construção dois novos reactores, RAPS 7 e RAPS 8, sendo a data esperada para entrada em operação comercial Junho e Dezembro de 2016, respectivamente. Estes novos reactores serão operados a urânio natural.

A Índia possui um programa nuclear que assenta em 3 etapas [69]: A primeira etapa engloba reactores do tipo PHWR, usando urânio natural, assim como reactores LWR, que produzem plutónio de forma “acidental” tendo em conta o seu objectivo primário que é a geração de energia eléctrica.

Na segunda etapa do programa, reactores a neutrões rápidos são utilizados para queimar o plutónio tendo em volta um *blanket* de urânio e tório para que seja produzido plutónio adicional bem como U-233 [69].

Finalmente, na 3ª etapa reactores do tipo AHWR vão queimar combustível à base de tório-plutónio de maneira a que se produza U-233 que pode ser usado em reactores AHWR como elemento auto-sustentável da reacção de fissão. Um cenário alternativo para esta etapa é a utilização dos MSR, prevendo-se que seja uma boa opção para um eventual desenvolvimento em larga escala [69].

Um protótipo de um reactor do tipo FBR de 500 MW_e está em construção desde 2002 em Kalpakkam e é esperada a sua entrada em funcionamento em 2015. O reactor operará com combustível à base de urânio-plutónio MOX, sendo o plutónio proveniente dos reactores PHWR existentes. O reactor terá também um *blanket* de tório-urânio para produzir U-233 e plutónio, respectivamente. Será dado o passo para o programa nuclear da Índia entrar na 2ª etapa [69].

Até aos dias de hoje, cerca de uma tonelada de óxido de tório foi irradiada experimentalmente em reactores PHWR, de acordo com o BARC. Encontra-se em construção um centro de reprocessamento para combustíveis à base de tório em Kalpakkam [69].

4.9.2 Federação Russa

O uso de combustíveis fósseis para fazer face ao aumento das necessidades energéticas no planeta traz em paralelo sérios problemas relacionados com os recursos disponíveis, problemas ambientais e económicos. É inquestionável que a curto e provavelmente a médio prazo os combustíveis fósseis vão ocupar significativamente o diagrama de carga característico do país. No entanto, é um facto que as centrais nucleares que usam combustíveis fósseis na Federação Russa, especialmente o carvão, assentam numa tecnologia obsoleta e estão a aproximar-se do seu fim de vida. Por este motivo, surge a necessidade de no futuro e prevendo o aumento das necessidades energéticas no país, se aumentar a longo prazo a produção de energia a partir de fontes de energia nuclear através de tecnologia moderna e aumentar também a percentagem de electricidade produzida a partir desta fonte de energia primária [4].

O programa de desenvolvimento nuclear nacional prevê a transição da energia nuclear russa para a utilização de ²³⁸U até meio do século XXI, com o intuito de assegurar uma reserva consistente de energia. A quantidade de energia que o ²³⁸U pode fornecer é 10 vezes superior à energia do carvão que é extraído no país e aproximadamente 30 vezes superior à energia obtida através do gás natural [4]. A utilização do ²³⁸U será

possível utilizando um ciclo de combustível fechado (*Closed fuel cycle*) em reactores a neutrões rápidos.

Este processo de transição faz parte de uma estratégia de desenvolvimento da energia nuclear até 2050, que contempla dois cenários: o cenário “inovador” e o cenário “evolutivo.” O primeiro cenário determina que a capacidade instalada tenha como metas 40 GW em 2020, 60 GW em 2030 e 100 GW em 2050, e que a quota de reactores a neutrões rápidos seja de 60% em 2050. Já o cenário “evolutivo” prevê a mesma capacidade instalada com o mesmo *timeframe*, mas compreendendo uma nova geração de reactores do tipo WWER (térmicos), não englobando reactores rápidos.

As reservas comprovadas de urânio natural na Federação Russa são de aproximadamente 600 kt. No cenário “evolutivo”, o total de 600 kt seria atingido a meio deste século. Esta fasquia poderá ser atingida mais cedo se tivermos em conta o aumento da exportação do combustível. Para o cenário “inovador”, o consumo de urânio atinge cerca de 350 kt até 2050 e 570 kt até 2090, o que permitiria explorar os reactores a neutrões térmicos com início de operação em 2030 até ao fim da sua vida útil. Com este cenário, as reservas chegariam para satisfazer a energia produzida nestes reactores. No entanto, a exportação do elemento poderia levar mais uma vez à sua escassez. A figura 29 mostra o consumo de urânio para os dois cenários descritos [4].

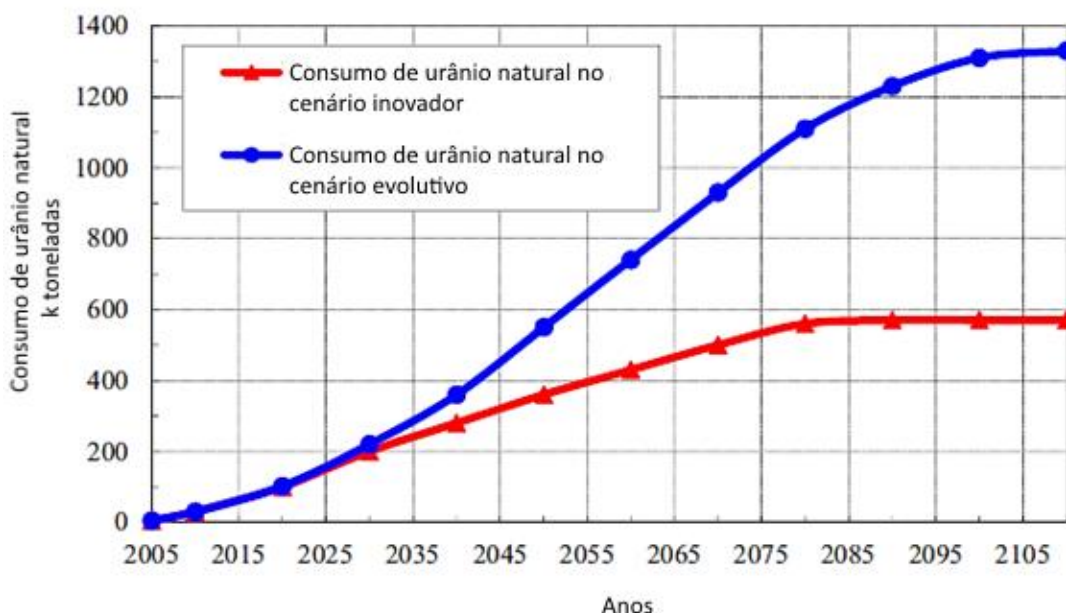


Figura 29 - Comparação do consumo de urânio natural nos dois cenários, inovador e evolutivo, na Federação Russa, segundo o IAEA [4].

Para compensar o potencial déficit de urânio, existem algumas opções como por exemplo o enriquecimento do urânio disponível, mas surge também a atractiva possibilidade de introduzir os ciclos de tório-urânio utilizando para tal os reactores térmicos, devidamente convertidos para receberem este novo ciclo de combustível. Para esta solução, o ^{233}U pode ser produzido nos reactores térmicos adaptados para o efeito ou nos chamados *breeders* a neutrões rápidos.

Em suma, um sistema de energia nuclear baseado exclusivamente em reactores térmicos poderá esgotar os recursos de urânio a preços razoáveis na Federação Russa a meio do século. Por essa altura, os reactores russos, compreendendo um grande número de reactores WWER, e consumindo urânio natural, deverão continuar a operar enquanto uma boa parte desses reactores térmicos não tiver atingido o seu fim de vida. Uma transição suave para o combustível nuclear composto por ^{233}U “desnaturado” (urânio 233 misturado com urânio empobrecido ou urânio reciclado do combustível usado) é uma possível solução para prolongar a operação dos reactores. O ^{233}U utilizado desta forma contribui para a questão da não proliferação nuclear, pois a ausência de tório no combustível elimina a produção de ^{232}U em quantidade significativa, reduzindo também ameaça sob a forma de radiação. O consumo de ^{233}U é também reduzido utilizando a mistura com urânio reciclado devido à presença de ^{235}U .

Uma boa opção para a produção de ^{233}U é a irradiação de *blankets* de tório em reactores rápidos usando um combustível de uma mistura de óxidos à base de plutónio. O urânio assim produzido contém uma concentração de cerca de 100 ppm de ^{232}U que pode ser usado para a fabricação de combustível novo para os reactores térmicos convencionais sem necessidade de modificações significativas para que os requisitos de segurança se mantenham. Combinar a produção de urânio nestes reactores com o seu consumo nos reactores térmicos pode assegurar um progresso em termos de economia no uso de urânio natural comparativamente a um sistema convencional de reactores térmicos [4].

4.9.3 Noruega

A companhia norueguesa *Thor Energy* continua o desenvolvimento no *design* e licenciamento relacionado com a viabilidade do combustível à base de tório para os reactores LWR. A companhia estima que a introdução do tório como elemento fértil

para o combustível MOX nos LWR é o caminho mais curto para que o tório se imponha na energia nuclear com uma apreciável quota-parte [4].

A *Thor Energy* apresenta várias razões para que o tório como combustível seja incluído no actual ciclo de combustível dos LWR, a saber:

- O combustível tornar-se-á mais atractivo quando as reservas de urânio se tornarem imperativas, na medida em que apesar de esses recursos estarem assegurados por algum tempo, os preços terão tendência a aumentar substancialmente a partir de certa altura, provavelmente depois de 2020.
- Os LWR estão plenamente estabelecidos nos sistemas nucleares e continuarão a operar durante o passar do século.
- Os reactores rápidos desempenham o seu papel, mas o seu licenciamento e implementação têm-se provado lentos. Demorará cerca de 30 anos até que haja reactores rápidos em número suficiente ao serviço da indústria nuclear.
- A questão da proliferação permanece, devido à acumulação dos *stocks* de plutónio no combustível nuclear usado. O combustível à base de tório-MOX pode utilizar e conseqüentemente destruir o plutónio presente nos *stocks* do combustível usado e não requer qualquer enriquecimento.

A *Thor Energy* apresenta dois cenários para alcançar os seus objectivos: o *design* e planeamento para irradiação experimental para um ciclo de combustível baseado num combustível MOX à base de tório-plutónio, e também o *design* e dimensionamento de combustíveis MOX à base de tório e tório - ^{233}U para reactores do tipo BWR. No primeiro caso, a *Thor Energy* está a formar um consórcio internacional cujos membros vão colectivamente conduzir a experiência com a irradiação, co-financiando os trabalhos realizados e partilhando os resultados obtidos. O *Institute for Energy Technology* (IFE), em Halden, Noruega, está desde Abril de 2013 a desenvolver um ciclo de combustível MOX à base de tório-plutónio. Inicialmente previsto para durar 4 anos, prevê-se que este se possa estender um pouco mais [64]. Relativamente ao segundo cenário, a *Thor Energy* tem levado a cabo através de estudos financiados que incidem no desenvolvimento do aproveitamento óptimo do ciclo de tório como combustível nuclear nos reactores BWR. Uma das metas no *design* é maximizar o uso de plutónio no BWR, sendo que maximizar a conversão do tório em ^{233}U num reactor RBWR (*reduced-moderated BWR*) é outra das metas. Estes dois modos de optimização são bastante distintos e exigem diferentes tipos de estratégias quanto ao *design* [4].

4.10 Investigação e Desenvolvimento

4.10.1 Índia

Na Índia está a ser projectado um reactor do tipo AHWR de 920 MW_{th}, como já foi referido anteriormente, tendo como objectivos atingir um elevado rácio de potência produzida a partir do ciclo $^{232}\text{Th} - ^{233}\text{U}$, um coeficiente negativo de reactividade, minimizar o *stock* inicial e aumentar o consumo de plutónio, potenciar as características de auto sustentação do ^{233}U e um elevado *burnup*. O objectivo principal é que o núcleo deste reactor opere com base num ciclo de combustível de ^{233}U auto-sustentado, sendo o urânio produzido no mesmo reactor [4].

O reactor AHWR projectado para ser operado utilizando tório num ciclo de combustível fechado, necessitando apenas de uma ínfima quantidade de plutónio como *feed* para iniciar a reacção, oferece flexibilidade suficiente para receber diferentes tipo de ciclos de combustível. Uma das opções será um núcleo com um *design* adaptado para urânio pouco enriquecido (LEU) misturado com óxido de tório (ThO₂), que fornece um combustível alternativo para o AHWR com um elevado *burnup*. O urânio recuperado após reprocessamento do combustível usado nesta configuração do AHWR possui cerca de 8% de elementos fissionáveis e contém ^{232}U em quantidade suficiente para ser resistente à proliferação. Por último, o combustível usado neste AHWR contém menos plutónio e menos actínídeos menores comparativamente ao AHWR *standard* [4].

De acordo com o WNA, o *design* do reactor foi concluído em 2014, no BARC [69]. No entanto, o primeiro reactor só deverá entrar em construção possivelmente em 2016, para entrada em operação em 2022 [69].

4.10.2 Canadá

Existem várias possibilidades para um ciclo de combustível homogéneo nos reactores do tipo CANDU-6. Dado que o tório não é fissionável, apenas fértil, é necessário um material fissionável para iniciar a reacção até que o ^{233}U obtido a partir do tório seja suficiente para manter a reacção nuclear. De acordo com os estudos referidos pelo IAEA no seu relatório, o CANDU-6 pode eficientemente tirar partido dos ciclos homogéneos à base de tório. Os *bundles* de combustível podem ser dimensionados para produzir níveis significativos de *burnup*, enquanto mantêm os parâmetros físicos de operação inerentes ao bom funcionamento do reactor.

A utilização do ciclo de tório composto por plutónio - tório no ACR-1000, o *design* avançado do reactor CANDU, é um método prático de introduzir o tório como combustível nuclear. Oferece um modo eficiente de extrair a energia potencial do plutónio e conseqüentemente uma maneira de gerir de forma benéfica os *stocks* da matéria-prima. O plutónio utilizado está na categoria *civilian grade* e a sua componente fissionável é de cerca de 67%. Uma optimização adicional do *design* dos elementos de combustível bem como do programa de gestão do combustível no núcleo do reactor pode aumentar significativamente a fracção do contributo do tório na energia produzida para além dos 60% [4].

4.10.3 República da Coreia

Os estudos desenvolvidos têm por base a investigação das características da composição isotópica de um ciclo de tório num reactor PWR existente com a potência de 900 MW_e. Conclui-se do estudo do IAEA que a introdução do tório num núcleo como combustível causa um abaixamento do *burnup* previsto pela necessidade de manter a criticalidade do reactor num nível de potência pré determinado. Para manter a duração do ciclo de combustível, a quantidade de material fissionável no núcleo deverá ser reduzida, por exemplo, aumentando o enriquecimento do urânio para cerca de 20%. Devido a isto, o combustível usado irá conter uma quantidade significativa de material fissionável que poderá ser reciclado no ciclo de combustível fechado (*Closed fuel cycle*).

4.10.4 Comissão Europeia

Na União Europeia, os ciclos de tório têm sido estudados em França e na Alemanha. Em França, os estudos foram levados a cabo pelo *Commissariat à l'Énergie Atomique* (CEA) e pela *Electricité de France* (EDF) desde 1969. O reactor utilizado foi um PWR e os objectivos principais dos estudos incidiam na redução de combustível usado, poupança de recursos e na queima de plutónio. Na Alemanha, a maioria da pesquisa relativa aos ciclos de tório foi feita tendo em conta os reactores a alta temperatura. O uso dos ciclos de tório num PWR foi desenvolvido numa cooperação Germano-Brasileira entre 1979 e 1988. Tanto os estudos desenvolvidos pela França como pela Alemanha no PWR apontaram para o uso do tório como combustível nuclear sem modificações significativas nos núcleos e no *design* dos reactores PWR considerados.

Os estudos concluíram que o ciclo de tório é em geral comparável ao ciclo de urânio-plutónio convencional do ponto de vista da viabilidade técnica, nos reactores comerciais PWR. A utilização do ciclo de tório num ciclo de combustível aberto (*once-through fuel cycle*) para redução de combustível usado e para reciclar plutónio foi considerada como sendo promissora [4].

Foi realizado um estudo pelo INPRO, tendo por base um reactor PWR francês de 3400 MW_{th} operando com um ciclo *once-through*, no qual foram considerados 4 tipos de combustível. Tendo o tório como base, em cada mistura foram utilizados os seguintes elementos, individualmente: urânio pouco enriquecido (<20% ²³⁵U), plutónio do tipo *reactor-grade*, ²³³U e ²³⁵U. A taxa de conversão num núcleo com combustível à base de tório é significativamente mais elevada face a um núcleo com um combustível convencional à base de óxidos. Os ciclos poderão ser de maior duração e as taxas de *burnup* elevadas, e também devido ao combustível em causa, poder-se-ão projectar núcleos com um nível de enriquecimento mais reduzido. A figura 30 mostra a taxa de conversão para cada configuração.

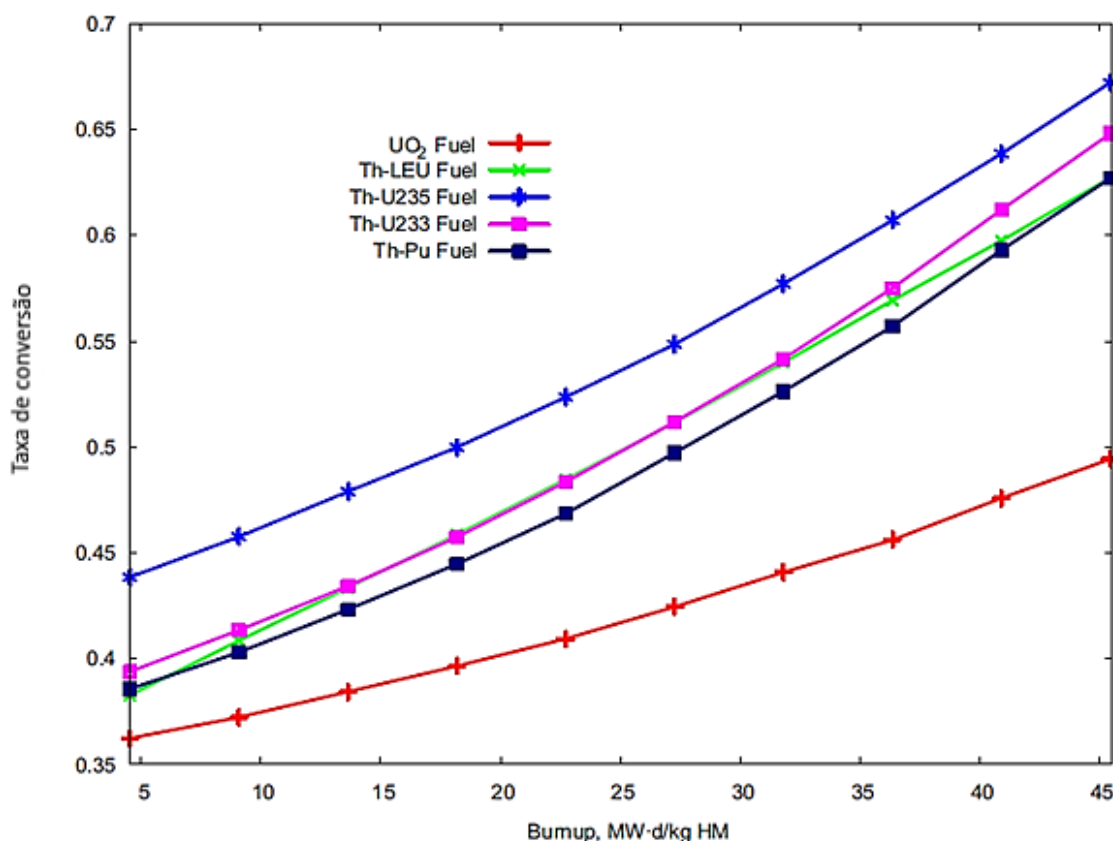


Figura 30 - Taxa de conversão no núcleo do reactor PWR com diferentes tipos de combustível [4].

O uso do tório como combustível nuclear num reactor PWR sem a necessidade de modificação do núcleo já havia sido considerado pela UE no passado. Os estudos recentes do INPRO sobre as características neutrónicas indicam que o ciclo de tório pode ser um complemento ao ciclo de urânio - plutónio e melhorar a sua performance operacional e ainda reduzir o lixo produzido pelo reactor. Os tipos de ciclos de tório estudados mostraram uma alta taxa de conversão em comparação com o combustível à base de óxidos convencional. O ciclo de tório no PWR tem ainda potencial para dar resposta às questões relacionadas com o que fazer com o combustível usado, pois reduz a quantidade produzida de actínídeos menores e reduz também a radio-toxicidade do dito combustível [4].

4.11 O cenário global

Em 2007, o INPRO estabeleceu um projecto de colaboração para investigar os possíveis benefícios da introdução de sistemas nucleares inovadores. Foi feita uma análise detalhada das opções possíveis do tório no âmbito dos estudos desenvolvidos. O projecto foi desenvolvido no *Global Architecture of Innovative Nuclear Systems Based on Thermal and Fast Reactors Including Closed Fuel Cycle (GAINS)*. Este estudo teve como principais objectivos realizar uma abordagem holística de alguns dos desafios que se colocam relativamente aos ciclos de combustível nuclear, tais como [4]:

- Investigar a potencial redução da necessidade de enriquecimento do ^{235}U e as necessidades de urânio natural no caso da utilização do tório como combustível;
- Analisar a redução do lixo radioactivo com tempo de meia vida elevado através da diminuição da produção de plutónio e de actínídeos menores;
- Avaliar as vantagens do aumento dos recursos de materiais fissionáveis pela produção de ^{233}U a partir do tório;
- Estimar as capacidades de fabricação e reprocessamento necessárias para a comercialização do tório como combustível nuclear e conseqüentemente dos ciclos de combustível.

Os cálculos envolvendo fluxo de materiais foram desenvolvidos com a ferramenta MESSAGE (*Model for Energy Supply System Alternatives and their General Environmental impacts*) que é o modelo de optimização económico utilizado pelo

IAEA, sendo este um sistema dinâmico usado para o desenvolvimento a médio/longo prazo do cenário energético. O MESSAGE permite, entre outras coisas, realizar a análise de um sistema de energia nuclear no qual o tório é utilizado como combustível. Os resultados que são fornecidos pelo *software* contêm informação sobre [4]:

- Distribuição da capacidade de geração nuclear total entre os diversos tipos de reactores integrados no sistema, como resultado do processo de optimização.
- O consumo acumulado de urânio natural no sistema;
- As necessidades de enriquecimento do urânio, fabricação de combustível e reprocessamento do combustível usado;
- Quantidade de combustível usado e actínídeos menores no sistema de energia nuclear;
- Consumo e *discharge* anual de plutónio, ^{233}U e actínídeos menores;

No decorrer do estudo, 12 cenários com a introdução do ciclo de tório foram considerados em comparação com outros 4 cenários que têm por base o ciclo de urânio-plutónio. Os cenários estudados e os resultados obtidos não permitem tirar conclusões definitivas mas revelam alguns pontos importantes, que levam a um incentivo à realização de estudos e desenvolvimentos mais aprofundados.

A introdução do tório num ciclo de combustível *once-through* num reactor LWR pode resultar num aumento do consumo de urânio e conseqüentemente da necessidade de enriquecimento do combustível e aumento da capacidade de fabricação do mesmo. A quantidade de combustível usado com necessidade de armazenamento vai também crescer. A vantagem deste cenário seria apenas a diminuição do plutónio e actínídeos menores contidos no combustível usado, pois não há reciclagem do plutónio. No entanto, futuros desenvolvimentos na optimização do rácio tório-urânio nos reactores chamados *advanced* LWR poderão conduzir a progressos nos resultados para o cenário usando o ciclo *once-through*, uma questão que deverá ser objecto de uma análise mais aprofundada [4].

A introdução do tório num ciclo *once-through* de um reactor AHWR poderá trazer mais vantagens mesmo em comparação com o *advanced* LWR (ALWR). Este estudo é também considerado digno de uma investigação mais aprofundada.

Relativamente à opção baseada em reactores térmicos com reprocessamento do combustível usado, a introdução de um combustível baseado em ^{232}Th - ^{233}U alcança praticamente os mesmos benefícios comparativamente a uma solução utilizando um combustível MOX à base de urânio-plutónio, ou seja: diminuição do consumo de

urânio, necessidades de enriquecimento, fabricação de combustível e acumulação de combustível usado. No caso do tório, a necessidade de fabricação do combustível para ser utilizado nos reactores aumenta desproporcionalmente à sua contribuição para a geração de electricidade, o que implica que uma infra-estrutura deste tipo deve ser desenvolvida a uma escala significativa. Porém, comparativamente à opção com o combustível MOX, as soluções baseadas no tório trazem vantagens ao nível da reduzida quantidade de plutónio que circula no sistema nuclear, sendo este substituído pelo ^{233}U , e no número também reduzido de actínídeos menores acumulados.

O cenário que junta reactores rápidos com reactores térmicos apresenta taxas semelhantes de consumo de urânio, enriquecimento, fabricação de combustível e acumulação de actínídeos menores, independentemente do uso do tório. Tradicionalmente, o tório permite a minimização do plutónio em trânsito no sistema mas conduz a um aumento significativo do mesmo no reprocessamento.

O reactor do tipo LWBR possui uma série de notáveis vantagens e também obstáculos consideráveis que impedem a sua implementação. A introdução deste reactor reduz o consumo de urânio para o limite inferior de todos os cenários testados, sendo que o consumo deste se torna mesmo 15 a 20% menor que no caso de um cenário utilizando um ciclo de combustível de urânio-plutónio com reactores rápidos. O trabalho de separação necessário para o enriquecimento de urânio também diminui, assim como o número total de actínídeos menores produzidos nos reactores. Posto isto, embora pudesse ser alcançada uma redução de 15% do plutónio em circulação no sistema, a quantidade correspondente de ^{233}U “compensa” este efeito. Novamente, devido à sua maior eficiência de neutrões, os reactores do tipo HWR poderão fornecer a melhor opção de aplicação do tório.

Importa referir que no que diz respeito à análise do lixo nuclear produzido nos ciclos de tório, apenas um número limitado de isótopos de combustível usado foram considerados. Alguns isótopos radioactivos de longa vida que podem ser importantes para a análise do lixo produzido nos ciclos de tório não foram considerados e poderão ser no futuro objecto de uma análise mais aprofundada [4].

4.12 Conclusões do IAEA

Aparentemente é um dado adquirido que a fabricação do tório para ser utilizado como combustível nuclear e a consequente experiência na irradiação do combustível não pode ainda ser considerada comercialmente viável ou mesmo “madura” para que seja sequer uma hipótese. No entanto, existe já hoje em dia experiência e *know how* suficientes para que a implementação de um ciclo *once-through* seja tecnicamente verosímil. Os estudos e experiências efectuadas demonstraram o seguinte:

- Os reactores a água pesada (HWR) podem eficientemente tirar partido dos ciclos de combustível à base de tório para produzir e queimar o ^{233}U e para utilizar o tório num ciclo *once-through*, dispensando a reciclagem do combustível. No caso deste tipo de ciclo de combustível, o elevado *burnup* conduz a uma maior percentagem de energia produzida proveniente do tório. Para ciclos de combustível com reciclagem, a percentagem de energia produzida a partir do tório é mais elevada para o baixo *burnup*;
- A introdução do tório num ciclo *once-through* num reactor LWR substituindo o urânio enriquecido usado no reactor, aparentemente requer modificações significativas na estratégia de utilização do combustível, por exemplo, a utilização de um elevado *burnup*, caso contrário irá aumentar o consumo de urânio natural ou plutónio. Os reactores LWR podem ser também utilizados para queimar ^{233}U proveniente de outro tipo de reactor;
- O uso do tório em reactores térmicos com reciclagem pode fornecer aproximadamente a mesma redução de urânio, de enriquecimento do mesmo e de fabricação de combustível à semelhança do que pode ser conseguido através da introdução de urânio-plutónio do tipo MOX. A diminuição da acumulação de actínidos menores no combustível usado a partir do tório só é possível se o *design* possibilitar evitar a utilização de plutónio no combustível novo à base de tório, caso contrário a produção de actínidos menores aumenta.

Relativamente às questões económicas, o estudo considera:

- Um *design* optimizado de um reactor a tório a operar baseado num ciclo *once-through* poderá ser competitivo em relação aos reactores a operar a urânio-plutónio, dependendo do custo do urânio natural;

- O ciclo de tório com reprocessamento deverá tornar-se competitivo em relação ao ciclo *once-through* de urânio-plutónio se o custo do urânio natural for maior do que cerca de 400 \$(US)/ kg, e dependendo do custo de reprocessamento;
- Tendo em conta algumas particularidades nacionais, a aplicação do tório pode ser considerada como uma opção complementar para o sistema de energia nuclear com reactores rápidos, mas o tório dificilmente pode ser competitivo contra o sistema energético implantado, com sucesso, baseado em reactores rápidos que não utilizam o tório.

Capítulo 5

Estudo económico

Neste capítulo são abordados aspectos económicos acerca do custo total para a implementação de uma central nuclear a operar tendo o tório como combustível.

5 Caso de estudo: O reactor LFTR.

Não existem na literatura muitos estudos sobre o custo total da produção de energia a partir do tório para reactores comerciais. Na verdade foi encontrado apenas um estudo completo que compara a utilização do urânio com a do tório

como combustível. Mesmo este estudo é baseado noutra com mais de 40 anos. Ainda assim considerou-se importante apresentar aqui as suas conclusões. No caso de estudo apresentado, é assumido pelo autor que a tecnologia presente no LFTR está madura o suficiente para que este reactor possa ser utilizado a uma escala comercial para produção de energia em massa. Os indicadores no qual a análise se foca são os custos de capital, custos com o combustível e os custos de operação e manutenção [65].

Em 1969 os cientistas do ORNL estimaram que o custo de um reactor do tipo MSR pode ser de 0,5 a 1 mill/kWh inferior ao custo para reactores LWR, o que transpondo para 2012 seria 0,75 a 1 c/kWh (c representa cêntimos de dólar americano), tendo por base o preço do urânio em 1969. No caso do preço do urânio aumentar, então o diferencial de preços seria ainda maior.

No mesmo documento, uma análise de custo utilizando valores de 2011 (USD) para os reactores convencionais, neste caso o *Diablo Canyon Power Plant*, constituído por dois reactores PWR de 1100 MW cada, nos EUA, em San Luis Obispo County, Califórnia, mostra que se determinou um custo de produção de 6,22 c/kWh para uma central semelhante à *Diablo Canyon*, tendo como referência a energia gerada em 2011, correspondente a 18000 GWh [65].



Figura 31 - Os reactores Diablo Canyon (PWR), na Califórnia [66].

Através da estimativa do ORNL apresentada, um reactor MSR da mesma potência dos PWR's *Diablo Canyon* poderia custar entre 5,46 c/kWh a 4,72 c/kWh.

O custo de um reactor do tipo LFTR pode ser estimado analisando o projecto MSRE, referido anteriormente, a partir de um relatório publicado em 1966 no qual se analisava o custo total de um reactor de 1000MW_e equivalente ao MSRE [67]. Seguidamente apresentar-se-á o custo total da central em 2012, tomando os valores de 1966 e actualizando os mesmos para o ano de 2012, através do índice de preço do produtor tendo por base esse ano.

Custo total da central = custo do *reactor plant* + custo do *processing plant*

Custo total da central (1966) = \$113,583,000 + \$5,300,080 = **\$118,883,080**

O valor calculado seria o preço da central em 1966. Tomando o índice de preço do produtor para produtos e serviços energéticos em 1966, tendo por base o ano de 2012, o valor será de 6.647 [65]. Assim sendo o custo da central em 2012 seria dado por:

$$\text{Custo total da central (2012)} = \frac{\$118,883,080}{6.647} (100) = \mathbf{\$1.7883 \times 10^9}$$

Assumindo que o tempo de vida útil desta central é equivalente ao de uma central nuclear convencional de 60 anos, o custo de amortização a uma taxa de 6% é de:

$$\text{Custo anual variável} = \mathbf{\$109.79 \times 10^6}$$

O relatório do ORNL estima também que os custos de operação e manutenção anuais seriam, em 1966:

$$\text{O\&M (1966)} = \mathbf{\$721,230}$$

Em 2012 este valor seria:

$$\text{O\&M (2012)} = \frac{\$721,230}{6.647} (100) = \mathbf{\$10.850 \times 10^6}$$

O custo total anual, sem combustível, seria dado por:

$$\text{Custo total anual (sem combustível)} = \mathbf{\$120.6 \times 10^6}$$

O reactor MSR considerado na publicação do ORNL é de 1000 MW. Como o reactor pode operar continuamente sem ser necessário haver paragem para colocar combustível novo, pode-se assumir que o reactor opera continuamente durante um ano inteiro. De acordo com esta consideração, a energia produzida será:

$$\text{Energia produzida} = 1,000,000 \text{ kW} \times 8760\text{h} = \mathbf{8.76 \times 10^9 \text{ kWh}}$$

O custo total por kWh (c/kWh) será então:

$$\begin{aligned} \text{Custo de energia produzida (sem combustível)} &= \frac{\text{custo total anual}}{\text{energia anual produzida}} = \\ &= \frac{\$120.6 \times 10^6}{8.76 \times 10^9 \text{ kWh}} = \mathbf{1.37 \text{ c/kWh}} \end{aligned}$$

O custo do combustível é também estimado na mesma publicação:

Custo do combustível (1966) = 0.4452 mills/kWh = 0.04452 c/kWh

O preço do tório desde 1966 a 1978 caiu cerca de 50% e os preços para o tório para quantidades comerciais não foram considerados desde então [65].

A quantidade de energia produzida pelo tório no reactor LFTR é 11,000 GWh/MT. Então:

$$11,000 \frac{GWh}{MT} = \frac{11,000 \times 10^6 kWh}{10^9 kg} = \frac{11 kWh}{kg}$$

Podemos então considerar que a quantidade de tório necessária para produzir 1 kWh de energia é 0.0909 kg. Este custo pode ser desprezado comparativamente aos custos de O&M e custo de capital.

Assim sendo, podemos comparar os custos para uma central convencional a urânio com os custos para um reactor do tipo LFTR operando a tório, relativamente ao ano de 2012.

Tabela 6 - Comparação de custo entre central convencional a urânio e central a tório (LFTR) [65].

	Reactor convencional a urânio	LFTR
Custo de capital (USD 2012)	4.00 c/kWh	1.25 c/kWh
Custo de O&M (USD 2012)	1.51 c/kWh	0.12 c/kWh
Custo de combustível (USD 2012)	0.71 c/kWh	Não considerado
Total	6.22 c/kWh	1.37 c/kWh

Como se pode constatar pela tabela, o valor do custo total para o LFTR é cerca de 4,5 vezes mais baixo face ao valor para a central a urânio convencional. O valor para o LFTR é ainda inferior ao custo das centrais a carvão e gás [65]. Tal como o documento refere, o LFTR é tecnologicamente e economicamente superior ao reactor convencional a urânio.

Capítulo 6

Conclusões

6 Conclusões

Este trabalho começou com uma abordagem geral sobre o tório e a sua utilização em reactores, seguido de uma abordagem mais particular incidindo no que tem vindo a ser realizado e projectado a nível mundial para desenvolver uma tecnologia que está longe de estar madura o suficiente para ser introduzida nas redes energéticas mundiais a uma escala global e comercial. Há varias conclusões que se podem tirar deste estudo e vamos dar destaque às mais importantes.

Em primeiro lugar há a necessidade de se realizar uma pesquisa nos três principais elementos comuns a todos os sistemas de energia nuclear: as opções de projecto inicial, as alternativas para a produção nuclear e o que fazer com os resíduos nucleares.

As opções de projecto inicial incluem a exploração mineira, onde figura o tratamento do minério extraído até ser obtido o tório capaz de ser utilizado como combustível nuclear em reactores. A investigação nesta área foi em grande parte feita durante os anos 1950 e 1960, tendo como principal foco a separação do tório das terras raras. Não há no entanto quaisquer pesquisas tecno-económicas que possam estabelecer os custos com a obtenção de combustível nuclear a partir do tório.

As várias alternativas para a produção nuclear a partir do tório têm sido postas em prática através de várias simulações computacionais com base na tecnologia utilizada nos principais tipos de reactores nucleares. Na Índia, passos sólidos têm sido dados no sentido de se implementar um sistema energético capaz de utilizar o tório como um forte componente na produção de energia eléctrica a partir da energia nuclear. O programa de 3 etapas referido no capítulo 4 é um exemplo de como a Índia procura utilizar este recurso natural abundante no país com o intuito de se industrializar fortemente e com isto procurar desenvolver-se a todos os níveis, tecnológico e também social. Os sistemas englobando reactores ADS têm beneficiado de uma grande parte da pesquisa que tem sido feita nesta área. Apesar da maior parte desta investigação a estar a ser feita através de simulações, há já um número significativo de testes experimentais que têm sido realizados, em particular podemos nomear os testes de irradiação, testes de materiais e testes de cariz térmico em sistemas hidráulicos. É necessário alargar a investigação sobre os materiais a utilizar nos sistemas nucleares, particularmente nos reactores MSR, onde os dados experimentais

existentes foram recolhidos em grande parte na antiga experiência no MSRE, programa levado a cabo pelo ORNL. O sistema energético nuclear da Índia está também focado nestes reactores por se acreditar que poderão desempenhar um papel importante na utilização do tório como combustível nuclear.

Em relação aos resíduos nucleares, sistemas capazes de tratar os resíduos estão menos desenvolvidos do que os restantes sistemas tendo o tório como combustível nuclear. A maioria da investigação feita nesta área assenta nos sistemas utilizados para os combustíveis à base de urânio e plutónio.

Ao optar pela energia nuclear e particularmente pelas centrais nucleares a tório, procurar-se-á mitigar os problemas resultantes da dependência dos combustíveis fósseis e tornar também o país em causa mais competitivo em termos energéticos, visto o custo por kWh ser bastante inferior ao custo do reactor convencional a urânio, tendo como referência o caso de estudo apresentado, e incomparavelmente menor ao custo das centrais que utilizam combustíveis fósseis. A energia nuclear terá certamente cada vez mais peso no sistema energético à escala mundial (ainda que a partir de um certo ponto poderá ser a energia proveniente da fusão nuclear a dominante), e prevê-se que o tório em particular, acabe por se revelar uma mais-valia, fruto do seu maior aproveitamento energético face ao urânio e da quantidade reduzida de resíduos radioactivos afecta à sua utilização em reactores.

Em Portugal, não são conhecidas quaisquer eventuais reservas de tório, e visto não possuímos qualquer reactor nuclear dito comercial, abordar a temática relacionada com o combustível à base de tório não tem neste momento qualquer expressão no sistema energético Português.

Referências Bibliográficas

Referências Bibliográficas

- [1] IAEA: “Thorium Fuel Cycle — Potential Benefits and Challenges”, Vienna, 2005.
- [2] World Nuclear Association, ONLINE, endereço: <http://www.world-nuclear.org/Nuclear-Basics/Global-number-of-nuclear-reactors/>, último acesso em Setembro de 2015.
- [3] http://www.eisenhower.archives.gov/research/online_documents/atoms_for_peace.html, acessado em Julho de 2015.
- [4] IAEA: “Role of Thorium to Supplement Fuel Cycles of Future Nuclear Energy Systems”, IAEA Nuclear Energy Series, Vienna 2012.
- [5] World Nuclear Association, ONLINE, endereço: <http://world-nuclear.org/info/Current-and-Future-Generation/Outline-History-of-Nuclear-Energy/>, acesso em Fevereiro 2015.
- [6] American Institute of Physics, ONLINE, endereço: <http://www.aip.org/history/mod/fission/fission1/01.html>, acesso em Janeiro de 2015.
- [7] https://pt.wikipedia.org/wiki/Hist%C3%B3ria_da_f%C3%ADsica, acessado em Fevereiro de 2015.
- [8] Wikipédia, ONLINE, endereço: https://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear_fission, acesso em Fevereiro de 2015.
- [9] IAEA, “Pioneering Nuclear Science: The Discovery of Nuclear Fission”, ONLINE endereço: <https://www.iaea.org/newscenter/news/pioneering-nuclear-science-discovery-nuclear-fission>, acessado em Janeiro 2015.
- [10] Wikipédia, ONLINE, endereço: http://pt.wikipedia.org/wiki/Otto_Hahn#mediaviewer/File:Otto_Hahn_und_Lise_Meitner.jpg, acessado em Janeiro de 2015.
- [11] <http://www.atomicarchive.com/Bios/Fermi.shtml>, acessado em Fevereiro de 2015.
- [12] Wikipédia, ONLINE, endereço: https://pt.wikipedia.org/wiki/Chicago_Pile-1, acessado em Fevereiro de 2015.
- [13] https://www.osti.gov/opennet/manhattan-project-history/Events/1942-1944_cp-1_critical.htm, acessado em Fevereiro de 2015.

- [14] <http://www.atomicheritage.org/history/nuclear-reactors>, acessado em Fevereiro 2015.
- [15] World Nuclear Association, ONLINE, endereço: [http://www.world-nuclear.org/Nuclear-Basics/How-does-a-nuclear-reactor-make-electricity-/,](http://www.world-nuclear.org/Nuclear-Basics/How-does-a-nuclear-reactor-make-electricity-/) acessado em Fevereiro 2015.
- [16] <http://www.atomicarchive.com/Fission/Fission2.shtml>, acessado em Fevereiro de 2015.
- [17] Wikipédia, ONLINE, endereço: http://pt.wikipedia.org/wiki/Moderador_nuclear#/media/File:U235_Fission_cross_section.png, acessado em Fevereiro de 2015.
- [18] Wikimédia, ONLINE, endereço: http://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/f/fe/Stagg_Field_reactor.jpg, acessado em Fevereiro de 2015.
- [19] “Reactores Nucleares de Cisão: o que são e como funcionam”, Eduardo J. C. Martinho e Jaime M. da Costa Oliveira – Laboratório Nacional de Engenharia e Tecnologia Industrial.
- [20] Wikipédia, ONLINE, endereço: http://en.wikipedia.org/wiki/Pressurized_water_reactor#/media/File:PressurizedWaterReactor.gif, acessado em Fevereiro de 2015.
- [21] Wikipédia, ONLINE, endereço: http://en.wikipedia.org/wiki/Boiling_water_reactor#/media/File:Boiling_water_reactor_no_text.svg, acessado em Fevereiro de 2015.
- [22] Wikipédia, ONLINE, endereço: http://en.wikipedia.org/wiki/CANDU_reactor#/media/File:CANDU_Reactor_Schematic.svg, acessado em Fevereiro de 2015.
- [23] Wikipédia, ONLINE, endereço: http://en.wikipedia.org/wiki/Thorium#/media/File:M%C3%A5rten_Eskil_Winge_-_Tor's_Fight_with_the_Giants_-_Google_Art_Project.jpg, acessado em Fevereiro de 2015.
- [24] The Economist, ONLINE, endereço: <http://www.economist.com/news/science-and-technology/21600656-thorium-element-named-after-norse-god-thunder-may-soon-contribute>, acessado em Março de 2015.
- [25] World Nuclear Association, ONLINE, endereço: <http://www.world-nuclear.org/info/Current-and-Future-Generation/Thorium/>, último acesso em Junho de 2015.
- [26] Wikipédia, ONLINE, endereço: <http://pt.wikipedia.org/wiki/T%C3%B3rio#/media/File:MonaziteUSGOV.jpg>, acessado em Março de 2015.

[27] International Thorium Energy Organisation, ONLINE endereço: <http://www.itheo.org/> , acedido em Abril de 2015.

[28] Science & Global Security: “U-232 and the Proliferation - Resistance of U-233 in Spent Fuel”, Jungmin Kang e Frank N. von Hippel, Volume 9 pp 1-32 © 2001 Taylor and Francis.

[29] Nuclear Weapon Archive, ONLINE, endereço: nuclearweaponarchive.org/Usa/Tests/Teapot.html, acedido em Abril de 2015.

[30] Charles D Ferguson, “Assessing the Vulnerability of the Indian Civilian Nuclear Program to Military and Terrorist Attack”, em “Gauging US-Indian Strategic Cooperation”, Strategic Studies Institute (SSI), 2007.

[31] Nuclear tests: databases and other material - Johnston's Archive, ONLINE, endereço: <http://www.johnstonsarchive.net/nuclear/tests/1955USSR-1.html>, acedido em Março de 2015.

[32] Wikipédia, ONLINE, endereço: <https://en.wikipedia.org/wiki/Pokhran-II>, acedido em Março de 2015.

[33] Nuclear Weapons Archive, endereço: <http://nuclearweaponarchive.org/India/IndiaShakti.html>, acedido em Março de 2015.

[34] Wikipédia, ONLINE, endereço: http://pt.wikipedia.org/wiki/Combust%C3%ADvel_nuclear#/media/File:Uranium_ore_square.jpg, acedido em Março 2015.

[35] Energy From Thorium, ONLINE, endereço: <http://energyfromthorium.com/faq/>, acedido em Março de 2015.

[36] Wikipédia, ONLINE, endereço: https://en.wikipedia.org/wiki/Molten-Salt_Reactor_Experiment, acedido em Março de 2015.

[37] Murray W. Rosenthal, “An Account of Oak Ridge National Laboratory’s Thirteen Nuclear Reactors”, Oak Ridge National Laboratory, Agosto 2009.

[38] Oak Ridge National Laboratory, “Molten-Salt Reactor Experiment”, ONLINE, endereço: https://dl.dropboxusercontent.com/u/15726934/Historic_Molten_Salt_Reactor_Experiment_Brochure_ORNL_1965-1972.pdf, acedido em Abril de 2015.

- [39] A. Galperin, P.Reichert, A. Radkowsky, “Thorium Fuel for Light Water Reactors- Reducing Proliferation Potential of Nuclear Power Fuel Cycle”, Science& Global Security, 1997, Volume 6, pp.265-290, 1997.
- [40] 2112design Blog, ONLINE, endereço: <http://www.2112design.com/blog/wp-content/uploads/2013/08/tc1.jpg>, acessado em Março de 2015.
- [41] The Thorium Fuel Cycle, Australian Nuclear Science and Technology Organisation, 19 December 2013.
- [42] S. Peggs (BNL/ESS), W. Horak, T. Roser (BNL), G. Parks (Cambridge U.), M. Lindroos (ESS), R. Seviour (ESS/Huddersfield U.), S. Henderson (FNAL), R. Barlow, R. Cywinski (Huddersfield U.), J.-L. Biarrotte (IPN), A. Norlin (IThEO), V. Ashley, R. Ashworth (Jacobs), A. Hutton (JLab), H. Owen (Manchester U.), P. McIntyre (TAMU), J. Kelly (Thor Energy/WNA), “THORIUM ENERGY FUTURES”, Proceedings of IPAC2012, New Orleans, Louisiana, USA.
- [43] <https://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/1/1d/Oncethroughcycle.png>, acessado em Agosto de 2015.
- [44] <https://en.wikipedia.org/wiki/VVER#/media/File:Wwer-1000-scheme.png>, acessado em Julho de 2015.
- [45] A. Galperin, Ben-Gurion University of the Negev e M. Todosow , “Thorium Based Fuel Designed to Reduce the Proliferation Potential and Waste Disposal requirements of Light Water Reactors” - Brookhaven National Laboratory.
- [46] A.Puill, “Thorium Utilization in PWRs. Neutronics Studies (1997 meeting)”, Commissariat à l'Energie Atomique, CEA/SACLAY, Gif-sur-Yvette, France.
- [47] A.Galperin, M.Todosow, “Thorium-based Fuel Design for Incineration of Excess Weapon Grade Plutonium in Existing PWRs”.
- [48] https://en.wikipedia.org/wiki/Light_water_reactor#/media/File:Reactor_Vessel_head.jpg, acessado em Julho de 2015.
- [49] P.G. Boczar, G.R. Dyck, P.S.W. Chan, D.B. Buss, “Recent Advances in Thorium Fuel Cycles for CANDU Reactors”.
- [50] AECL, Veeder, J. e Didsbury, R., “A Catalogue of Advanced Fuel Cycles in CANDU-PHW Reactors”, Report AECL-8641 (1985).

- [51] https://en.wikipedia.org/wiki/CANDU_reactor#/media/File:CANDU_at_Qinshan.jpg,
acedido em Julho de 2015.
- [52] Japan Atomic Energy Agency, ONLINE, endereço: http://www.jaea.go.jp/04/o-arai/nhc/en/data/htgr_what/data_htgr_what.htm,
acedido em Setembro de 2015.
- [53] IAEA, Course on High temperature Gas Cooled Reactor Technology, Frederik Reitsma, “HTGR Safety Design”, October 22-26, 2012.
- [54] IAEA, Y. Tsuchie, S. AN, T. Hayashi, “Current Views on Commercialization of Small and Modular HTGRs in Japan”, IAEA-SR-218/22.
- [55] <https://commons.wikimedia.org/wiki/File:HTGR.jpg>,
acedido em Setembro de 2015.
- [56] http://en.wikipedia.org/wiki/Molten_salt_reactor#/media/File:Molten_Salt_Reactor.svg
- [57] The Economist, ONLINE: <http://www.economist.com/news/science-and-technology/21600656-thorium-element-named-after-norse-god-thunder-may-soon-contribute>,
acedido em Fevereiro de 2015.
- [58] Robert Hargraves and Ralph Moir, “Liquid Fluoride Thorium Reactors - An old idea in nuclear power gets reexamined”, Sigma Xi, The Scientific Research Society, 2010.
- [59] The Weinberg Foundation, “Thorium-Fuelled Molten Salt Reactors”, June 2013.
- [60] http://en.wikipedia.org/wiki/Liquid_fluoride_thorium_reactor#/media/File:Lwrvslftr2.png,
acedido em Abril de 2015.
- [61] State Scientific Centre of the Russian Federation, V. DEKOUSSAR, V. ILYUNIN, A. KALASHNIKOV, M. TROYANOV, “THE USE OF THORIUM FOR PLUTONIUM UTILIZATION IN REACTORS”, Leipunski Institute of Physics and Power Engineering, Obninsk, Russian Federation.
- [62] IAEA, “Thorium fuel utilization: Options and trends - Proceedings of three IAEA meetings held in Vienna in 1997, 1998 and 1999”, November 2002.
- [63] IAEA, Frederik Reitsma, “HTGRs Fuel Cycle: The Thorium Debate – Perspectives and challenges”, IAEA TWG-GCR-23, 7/03/2013.
- [64] <http://www.thorenergy.no/en/Topmenu/Projects/Irradiation.aspx>,
acesso em Julho de 2015.

[65] Sherman Lam, HSA 10-05, "The Economics of Oil and Energy", 30 Abril 2013.

[66] https://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/8/8c/Diablo_Canyon_NPP_above.jpg, acessado em Julho de 2015.

[67] Oak Ridge National Laboratory, "Summary of Molten-Salt Breeder Reactor Design Studies", 1966. ONLINE. Endereço: <http://web.ornl.gov/info/reports/1966/3445602516436.pdf>, acesso em Julho 2015.

[68] "Nuclear Power: India's Sustainable Route to Low-Carbon Energy," Nuclear Power Corporation of India Limited, 24th Annual Report 2010-11, September 2011, p. 83.

[69] World Nuclear Association, ONLINE, Endereço: <http://www.world-nuclear.org/info/Country-Profiles/Countries-G-N/India/>, acessado em Outubro de 2015.

[70] Nuclear Power Corporation of India Limited, ONLINE, endereço: <http://www.npcil.nic.in/main/ConstructionDetail.aspx?ReactorID=91>, acessado em Outubro de 2015.