



UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS
Departamento de Engenharia Nuclear
Programa de Pós Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares

**AVALIAÇÃO NEUTRÔNICA DA INSERÇÃO DE UMA
CAMADA TRANSMUTADORA EM UM SISTEMA TOKAMAK**

CARLOS EDUARDO VELASQUEZ CABRERA

BELO HORIZONTE

Fevereiro-2013



UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS
Departamento de Engenharia Nuclear
Programa de Pós Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares

**AVALIAÇÃO NEUTRÔNICA DA INSERÇÃO DE UMA
CAMADA TRANSMUTADORA EM UM SISTEMA TOKAMAK**

Dissertação apresentada ao Programa de Pós-Graduação em Ciência e Técnicas Nucleares como requisito parcial à obtenção do título de Mestre em Ciências e Técnicas Nucleares.

Área de concentração: Engenharia Nuclear e da Energia

Orientadora: Dra. Maria Auxiliadora Fortini Veloso
Co-Orientadora: Dra. Cláudia Pereira Bezerra Lima
Agência Financiadora: CNEN, CAPES, CNPq, FAPEMIG

Fevereiro 2013

C117a

Cabrera, Carlos Eduardo Velasquez.

Avaliação neutrônica da inserção de uma camada transmutadora em um sistema tokamak [manuscrito] / Carlos Eduardo Velasquez Cabrera. – 2013.

xvi, 116 f., enc.: il.

Orientadora: Maria Auxiliadora Fortini Veloso.

Co-orientadora: Cláudia Pereira Bezerra Lima.

Dissertação (mestrado) - Universidade Federal de Minas Gerais, Escola de Engenharia.

Anexos: f.81-116.

Bibliografia: f.75-80.

1. Engenharia nuclear – Teses. 2. Fusão nuclear – Teses. 3. Tokamaks – Teses. I. Veloso, Maria Auxiliadora Fortini. II. Lima, Cláudia Pereira Bezerra. III. Universidade Federal de Minas Gerais, Escola de Engenharia. IV. Título.

CDU: 621.039(043)

A meu Pai Carlos,
a minha Mãe Susana
e minhas irmãs

UFMG

UNIVERSIDADE FEDERAL
DE MINAS GERAIS

Departamento de Engenharia Nuclear
Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares-PCTN
Prédio do PCA 1 – Anexo da Escola de Engenharia
Av. Antônio Carlos, 6627 – Campus Pampulha
Belo Horizonte-MG – CEP: 31.270-901

E-mail: poscctn@nuclear.ufmg.br

Fone: (31) 3409-6666



TÍTULO DA 369ª DISSERTAÇÃO

“Avaliação neutrônica da inserção de uma camada transmutadora em um sistema tokamak”

ALUNO: Carlos Eduardo Velasquez Cabrera

Dissertação defendida e aprovada pela Comissão Examinadora constituída por:

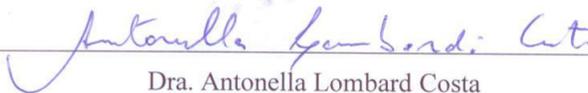
Presidente da Comissão:



Profa. Maria Auxiliadora Fortini Veloso – orientadora



Dra. Cláudia Pereira Bezerra Lima - Co-orientadora



Dra. Antonella Lombard Costa



Dr. Clarysson Alberto Mello da Silva



Dra. Maritza Rodrigues Gual

Belo Horizonte, 18 de Fevereiro de 2013.

Área de Concentração: ENGENHARIA NUCLEAR E DA ENERGIA

AGRADECIMENTOS

A mis Padres Carlos y Susana por confiar en mí y por su apoyo incondicional en todo momento.

As minhas irmãs Natalia e Ximena pelo carinho.

Aos professores do Departamento de Engenharia Nuclear da UFMG pela recepção e apoio durante estância no programa de pós-graduação.

À Dra. Maria Auxiliadora Fortini Veloso pelo apoio durante o Mestrado.

À Dra. Cláudia Pereira, co-orientadora de meu trabalho pela ajuda e motivação antes e durante o mestrado no DEN.

A minha namorada Rita pelo apoio e paciência durante minha estância no Brasil.

A meus colegas e amigos do departamento pela amizade: Graiciany, Rochk, Humberto, Evelise, Jean, Fabiano, Danilo, Carolina.

A meus professores da graduação pelo apoio: Dr.Mariella Berrocal, Dr.Raul Carita, Dr.Walter Flores e Mg.Maximo Poma.

A meus amigos de republica, Renato Fonseca, Anilton Barbosa e Jorge pela companhia e amizade.

A meus colegas da graduação pela amizade: Riano, Daniel, Israel, Hidmer, Patricia, Leonardo, Mirtha, Eduardo, Hector e Dante

Ao CNEN, CNPq, CAPES e FAPEMIG pelo suporte financeiro.

RESUMO

O sistema ITER- International Thermonuclear Experimental Reactor- foi simulado usando o código MCNP5, para diferentes geometrias. A primeira parede do sistema, submetida ao maior fluxo de nêutrons, foi avaliada considerando duas ligas diferentes, baseadas em W e Be. O fluxo de nêutrons e as taxas de reações nas diferentes camadas foram obtidos e avaliados. Os resultados permitiram determinar o melhor modelo para estudar o sistema, o melhor material a ser usado na primeira parede do sistema, considerando o objetivo de transmutação e a localização da camada transmutadora.

Palavras-Chave: Engenharia Nuclear, Fusão Nuclear, Tokamak

ABSTRACT

Using MCNP5 code were simulated different models representing the ITER system. It was evaluated the two alloys used by the first wall under high neutron flux. The neutron flux and the reaction rate along the different walls were obtained and evaluated. Based on the results, it was possible to conclude the best way to represent the fusion device evaluating; the different geometrical models, the best material to be used in the first wall taking into consideration the objective of transmutation and placed the transmutation layer.

Keywords: Nuclear engineering, Nuclear Fusion, Tokamak

SUMÁRIO

1. INTRODUÇÃO	1
2. REVISÃO BIBLIOGRÁFICA	4
2.1. Conceitos Básicos.....	4
2.2. Descrição do Sistema ITER	9
2.2.1. O Sistema do Cobertor	9
2.2.2. O Sistema do Divisor	10
2.2.3. A Câmara de Vácuo	10
2.2.4. O Sistema Magnético	11
2.2.5. Sistema do Campo Toroidal.....	12
2.2.6. Sistema do Campo Poloidal.....	13
2.2.7. Solenóide Central	14
2.2.8. Criostato.....	15
2.3. História do Tokamak.....	16
2.4. Problemas e Propostas dos Materiais da Primeira Parede.....	24
2.4.1. Berílio	25
2.4.2. Grafita.....	25
2.4.3. Tungstênio.....	26
2.5. Processos Relacionados com a Interação das Partículas.....	26
2.5.1. Erosão.....	26
2.5.1.1. Pulverização Catódica	27
2.5.1.2. Erosão Química.....	28
2.5.1.3. Sublimação/Evaporação	28
2.5.2. Nêutrons Induzem Inchaço	29
2.5.3. Ativação Neutrônica.....	29
2.6. Reatores Híbridos De Fusão-Fissão	30
3. MODELAGEM.....	35
3.1. O Código MCNP	35
3.2. Sistemas e Materiais	36
3.2.1. Modelo Proposto.....	40
3.2.2. Modelos Propostos	44
4. RESULTADOS	47

4.1.	Avaliação Nêutronica ao Longo do Sistema	47
4.1.1.	Efeito de Usar apenas Berílio na Primeira Parede.....	47
4.1.2.	Efeito de Usar apenas Tungstênio na Primeira Parede	48
4.1.3.	Efeito de Usar a Combinação de W1.1TiC - S-65 Be	50
4.1.4.	Análise Detalhada.....	53
4.1.4.1.	Liga de Berílio	53
4.1.4.2.	Liga de Tungstênio.....	54
4.1.4.3.	Combinação Tungstênio-Berílio	56
4.2.	Avaliação dos Diferentes Modos de Execução	57
4.3.	Avaliação dos Diferentes Modelos	61
4.3.1.	Comparação do Espectro de Nêutrons	63
4.3.2.	Erro Relativo e Tempo Computacional	65
4.4.	Obtenção da frequência de colisão dos nêutrons com os materiais	66
4.4.1.	Liga de Berílio	66
4.4.2.	Liga de Tungstênio.....	67
4.5.	Análise Detalhada das Frequências de Colisão dos Materiais	68
4.6.	Proposta do Modelamento Final	70
5.	CONCLUSÕES	73
6.	REFERENCIAS	75
	ANEXO - TRABALHOS APRESENTADOS EM CONGRESSOS E ARTIGO	81

SUMÁRIO DE FIGURAS

Figura 1 - Taxa de reações de fusão para diferentes combustíveis.	5
Figura 2 - Principais reações de fusão.	6
Figura 3 - Princípio de confinamento magnético de um Tokamak.	8
Figura 4 - Sistema do Cobertor do ITER.	9
Figura 5 - Sistema divisor do ITER.	10
Figura 6 - Câmara de vácuo para o ITER.	11
Figura 7 - Sistema magnético para o ITER.	12
Figura 8 - Sistema de campo toroidal para o ITER.	13
Figura 9 - Sistema de campo Poloidal para o ITER.	14
Figura 10 - Solenóide Central.	15
Figura 11 - Criostato do ITER.	16
Figura 12 - Primeiro Tokamak Experimental T1 (Russia).	17
Figura 13 - Esboço da Pulverização Catódica	27
Figura 14 - Reator Híbrido Fusão – Fissão.	30
Figura 15 - Esboço da configuração da geometria de um (FTWR).	31
Figura 16 - Esboço da configuração da geometria de um Tokamak esférico com quatro regiões para transmutação, três para AMs e uma para produtos de fissão (camadas transmutadoras)	33
Figura 17 - Esboço de um corte transversal com vistas das diferentes camadas	34
Figura 18 - Sistemas do Tokamak modelado neste trabalho.	37
Figura 19 - Vista radial da geometria do primeiro sistema Tokamak modelado	40
Figura 20 - Vista axial da geometria do primeiro sistema Tokamak modelado.	41
Figura 21 - Esboço dos principais sistemas do Tokamak	43
Figura 22 - Probabilidade de Fissão para os diferentes AM e transurânicos ($\sigma_f/(\sigma_f+\sigma_\gamma)$)	43
Figura 23 - Modelo 2 Tokamak baseado em intersecções de toros e cilindros.	45
Figura 24 - Modelo 3 Tokamak baseado em intersecção de cilindros e planos.	46
Figura 25 - Modelo 4 Tokamak baseado em toros concêntricos	46
Figura 26 - Corte transversal para os três modelos	46
Figura 27 - Espectro de nêutrons do fluxo normalizado para o arranjo.	47
Figura 28 - Espectro de nêutrons do fluxo normalizado para o arranjo W1.1TiC/W1.1TiC.	49
Figura 29 - Espectro de nêutrons do fluxo normalizado para o arranjo W1.1TiC/S-65 Be.	51
Figura 30 - Comparação entre S-65 Be e W a 835.5 cm.	53
Figura 31 - Fluxo de Nêutrons Normalizado entre 855 e 857 cm.	54
Figura 32 - Fluxo de Nêutrons Normalizado a 899 cm para os casos de S-65Be/S-65Be e W1.1TiC/W1.1TiC	55
Figura 33 - Fluxo de Nêutrons entre 855 cm e 857 cm para W1.1TiC/W1.1TiC.	55
Figura 34 - Espectro do Fluxo de Nêutrons Normalizado para a Combinação W/Be	56
Figura 35 - Comparação entre os Espectros de Nêutrons Obtidos com NPS e SSW/SSR	58

Figura 36 - Erro Relativo da Figura 35 para as Duas Simulações com o mesmo número de partículas simuladas	58
Figura 37 - Tempo computacional versus número de histórias	59
Figura 38 - Erro relativo de uso de NPS	60
Figura 39 - Diferenças no fluxo de nêutrons para diferentes números de partículas	60
Figura 40 - Fluxo de nêutrons para os diferentes modelos antes de interagir com a primeira parede	61
Figura 41- Fluxo de nêutrons ao longo das diferentes camadas do sistema para o Modelo 2	62
Figura 42- Fluxo de nêutrons ao longo das diferentes camadas do sistema para o Modelo 3	62
Figura 43- Fluxo de nêutrons ao longo das diferentes camadas do sistema para o Modelo 4	63
Figura 44 – Comparação do fluxo de nêutrons para a Primeira Parede externa dos três modelos e da Primeira Parede do trabalho de Pampin	64
Figura 45 – Comparação dos fluxos de nêutrons para o sistema divisor dos três modelos e do sistema divisor no trabalho de Pampin	64
Figura 46 - Erro relativo versus camadas ao longo do sistema para os três modelos	65
Figura 47 - Frequência de Colisão para o material S-65Be	67
Figura 48 - Frequência de colisão para o material W1.1TiC	68
Figura 49 - Comparação entre as ligas de Tungstênio e Berílio	68
Figura 50 - Número de colisões dos nêutrons antes de serem absorvidos	70
Figura 51 - Corte transversal do modelo 3 com um ângulo de 20°	71
Figura 52 - Fluxo de Energia para Primeira Parede Interna e Externa	71

SUMÁRIO DE TABELAS

Tabela 1 - Possíveis Reações de Fusão.....	6
Tabela 2 - Parâmetros do Plasma.....	32
Tabela 3 - Parâmetros do Reator esférico FDT-ST Plasma	33
Tabela 4 Materiais e dimensões para os diferentes componentes do Tokamak.....	39
Tabela 5 - Parâmetros de emissão e normalização da fonte.....	41
Tabela 6 - Vantagens e desvantagens dos principais elementos usados para simulação	42
Tabela 7 - Parâmetros do Plasma para a simulação.	45
Tabela 8 - Frequência de Interação Normalizada para as Diferentes Reações do Berílio	48
Tabela 9 - Frequência de Interação Normalizada para as Diferentes Reações do Tungstênio	50
Tabela 10 - Novo Arranjo dos Materiais Colocados na Primeira Parede Interna e Externa	51
Tabela 11 - Frequência de Interação Normalizada para as Diferentes Reações da Combinação W1.1TiC/S-65 Be	52
Tabela 12 - Frequência de colisões para as ligas de Berílio e Tungstênio.....	69

Listado de Siglas

AM – Actínídeos Menores
TRU - Transurânicos
ADS – Accelerator Driven System
ITER – International Termonuclear Experimental Reactor
TOKAMAK – Toroidalnaya KAmera ee MAgnitnaya Katushkacia
PFC - Plasma Facing Components
INPE – Instituto Nacional de Pesquisas Espaciais
TFR – Tokamak de Fontenay-aux-Roses
TEXTOR – Tokamak EXperiment for Technology Oriented Research
TFTR – Tokamak Fusion Test Reactor
CASTOR – Czech Academy of Sciences Torus
JET – Joint European Torus
JT-60 –Japan Torus -60
STOR-M – Saskatchewan TORus-Modified
FTU – Frascati Tokamak Upgrade
ASDEX Upgrade – Axially Symmetric Divertor Experiment Upgrade
COMPASS-D – COMPAct ASSEmbley
ALCATOR C-mod –Altus Campus TORus C-Mod
NSTX – National Spherical Torus Experiment
UCLA ET – University of California Los Angeles Electric Tokamak
MAST – Mega Ampere Spherical Tokamak
EAST – Experimental Advanced Superconducting Tokamak
KSTAR – Korea Superconducting Tokamak Advanced Research
FTWR – Fusion Transmutation Waste Reactor
FDT-ST – Fusion Driven Transmuter – Spherical Tokamak
MCNP – Monte Carlo N-Particle
PPCS – Power Plant Conceptual Study
SS –Stainless Steel
PP- Primeira Parede
NBI – Neutron Beam Injection

TF- Toroidal Field (campo toroidal)

CS – Solenoide Central

VV- Vacuum Vessel (câmara de vácuo)

ECHR - Electron Cyclotron Resonance Heating

SOL – Scrap Off Layer

MHD – Magnetoidrodinâmica

LHCD - Lower Hybrid Current Drive

Lista de Símbolos

U – Urânio
MeV – Mega elétron Volt
keV – kilo elétron Volt
K – Kelvin
°C – Graus Celsius
m – metros
cm - centímetros
s – segundos
p – protón
n – nêutron
 γ – radiação gama
GJ – Giga Joule
R – raio maior
a – raio menor
 I_p – corrente do plasma
 B_0 – campo magnético do plasma
MA – Mega Ampere
T – Tesla
t – pulso em segundos
 n_e – densidade do elétron
 T_e – temperatura do elétron
 T_i – temperatura do íon
 T_p – temperatura do plasma
Li – lítio
Pb - chumbo
g – gramas
 Σ – seção de choque macroscópica
v – velocidade da partícula
 σ – seção de choque microscópica
n,n – reação espalhamento elástico

n,n' – reação espalhamento inelástico

n,γ - reação de captura radiativa

n,xn – reação para produção de “x” nêutrons

n,np – reação para produção de um nêutron e um próton

n,α – reação para produção de partículas alfa

n,D – reação para produção de deutério

n,T – reação para produção de trítio

$n,He-3$ – reação para produção de hélio -3

1. INTRODUÇÃO

Atualmente os reatores nucleares para produção de energia elétrica estão baseados no conceito de fissão nuclear. Este processo é uma reação exotérmica onde há liberação de energia. Nos tipos mais comuns de reatores, o reator a água pressurizada (*Pressurized Water Reactor*) e o reator a água em ebulição (*Boiling Water Reactor*), esta energia é utilizada para o aquecimento da água do vaso do reator para gerar vapor e assim mover as turbinas que gerarão energia elétrica.

As usinas nucleares a água leve usam como combustível urânio enriquecido entre 2 a 5%, sendo o isótopo mais abundante no reator o ^{238}U , com aproximadamente 95% na composição de combustível fresco. Depois de realizada a queima do combustível não só foram gerados produtos de fissão provenientes dos isótopos ^{235}U e ^{238}U , senão também, núcleos produzidos pela captura radiativa do ^{238}U , os quais serão chamados de transurânicos (TRU). Os elementos produzidos em usinas nucleares são chamados de rejeitos radioativos. Os rejeitos radioativos de alto nível estão compostos por produtos de fissão (^{99}Tc , ^{131}I , ^{137}Cs , ^{93}Zr e outros), plutônio e actinídeos menores (Np, Am, Cm) (Yapıcı & et al., 2006). Os actinídeos menores (AMs) são produzidos pela transmutação de cadeias de decaimento originadas pela captura radiativa do ^{238}U e constituem uma fonte significativa de radiação por centenas de milhares de anos.

Entretanto, tanto o plutônio como os AMs são fissionáveis. Logo, a forma mais efetiva de diminuir sua radiotoxicidade é induzir reações de fissão. Os AMs e elementos TRU apresentam uma seção de choque de fissão maior para nêutrons na faixa rápida acima de 1 MeV de energia. Em reatores de potência, a energia dos nêutrons rápidos pode atingir até 10 MeV, mas o fluxo produzido nesta faixa é insuficiente para transmutar a quantidade de rejeitos produzidos. Porém, diversas pesquisas ao redor do mundo propõem dois tipos de sistemas que podem gerar espectros de nêutrons endurecidos na faixa rápida. São eles: *Accelerator-driven systems* (ADS) que essencialmente consistem no acoplamento de um acelerador de partículas e um núcleo de reator subcrítico e Reatores Híbridos de Fusão-Fissão que consistem em inserir uma camada de rejeitos de

alto nível ao redor do reator de fusão para induzir transmutação destes rejeitos. Entre os dois sistemas aquele que apresenta melhores vantagens é o sistema de fusão nuclear por possuir um espectro mais endurecido. Em um reator de fusão nuclear será produzido um fluxo de nêutrons de aproximadamente 10^{14} nêutrons.cm⁻².s⁻¹ com energias de até 14.1 MeV (Stott & et al., 2003) as quais podem ser aproveitadas para induzir fissão nos AMs, plutônio e TRU (El-Guebaly, 2002; Yican Wu, 2001; Demir & et al., 2007).

Atualmente, a tecnologia de fusão por confinamento magnético mais usado a nível mundial é denominada Tokamak. Este sistema tem os melhores avanços para alcançar a fusão nuclear com o propósito de geração de energia elétrica. No entanto, para que a fusão seja viável, alguns problemas necessitam solução como: manter um plasma estável e encontrar materiais que possuam altas temperaturas de fusão, assim como manter suas propriedades mecânicas estáveis a temperaturas elevadas, ter boa condutividade térmica, baixo coeficiente de expansão, boa resistência ao choque térmico, baixa ativação neutrônica dos materiais e uma alta resistência à pulverização catódica.

O primeiro objetivo deste trabalho é estudar a possibilidade de inserção de uma camada transmutadora ao longo de um sistema Tokamak e, além disso, avaliar como a mudança de posição entre a primeira parede interna e externa dos materiais (W1.1TiC e S-65 Be) poderia influenciar na escolha da posição desta camada transmutadora. Segundo, avaliar diferentes formas geométricas para representar um sistema Tokamak e os espectros de nêutrons na primeira parede interna e externa de cada modelo. Esta avaliação consistirá na comparação de qual modelo tem menor erro relativo. Esta etapa permitirá a escolha do modelo geométrico para o qual serão feitos os estudos neutrônicos. Finalmente, se incluirá diferentes avaliações neutrônicas começando por comparar as duas ligas usadas em relação a qual ocorrerão menos absorções de nêutrons na faixa rápida, assim como, as diferentes taxas de reações produzidas pelos materiais e o fluxo de energia sobre a primeira parede e qual é sua distribuição.

Este trabalho está organizado da seguinte forma: no Capítulo 2 é apresentada uma revisão bibliográfica sobre a fusão nuclear, uma história dos diferentes Tokamaks, uma descrição

do *International Termonuclear Experimental Reactor* - ITER (Tokamak a ser simulado), problemas e propostas dos materiais da primeira parede, propriedades dos principais materiais e por último propostas de reatores híbridos de fusão-fissão. O Capítulo 3 trata do código usado nas simulações assim como os modelos propostos para a modelagem. No Capítulo 4 são apresentados e discutidos os resultados obtidos para as simulações dos sistemas modelados. Finalmente, no Capítulo 5 são apresentadas as conclusões finais sobre o trabalho.

2. REVISÃO BIBLIOGRÁFICA

2.1. Conceitos Básicos

A fusão nuclear é uma reação nuclear onde dois núcleos de átomos leves, por exemplo, núcleos de hidrogênio ^2H , nomeado Deutério (D) e, ^3H nomeado Trítio (T), se unem para formar outro núcleo pesado. Esta reação é acompanhada de uma grande liberação de energia. Para que a reação de fusão possa acontecer como resultado de choques randômicos entre os núcleos, estes devem ter suficiente energia para superar a força repulsiva coulombiana entre eles e aproximarem-se o suficiente para que as forças nucleares fortes sejam predominantes na reação. Por essa razão o combustível nuclear deve ser aquecido a temperaturas entre 10^8 K a 10^9 K, para as quais a matéria existente é uma coleção macroscopicamente neutra de íons e elétrons livres denominado plasma.

O plasma não pode ser mantido a temperaturas termonucleares se entrar em contato com as paredes da câmara de confinamento, porque o material erodido das paredes resfriará o plasma rapidamente. Afortunadamente, campos magnéticos podem ser usados para confinar o plasma dentro da câmara sem que entre em contato com a primeira parede. Uma partícula carregada em movimento dentro de um campo magnético experimentará uma força de Lorentz que é perpendicular tanto à direção da partícula em movimento como à direção do campo magnético. Esta força não afeta o componente da partícula em movimento na direção do campo magnético, mas provoca aceleração em ângulos retos com a direção das partículas no plano perpendicular à direção do campo magnético, produzindo um movimento circular nesse plano (Stacey W. M., 2010). Quando as cargas se movem, elas geram correntes elétricas com campos magnéticos e, como resultado, cada uma é afetada pelos campos das outras (o que torna o plasma um perfeito condutor de eletricidade, 40 vezes mais efetivo que o cobre).

A Figura 1 apresenta as taxas de reações de fusão de núcleos leves para plasmas termonucleares. Abaixo das temperaturas limites apresentadas na Figura 1, as taxas de

reações de fusão são desprezíveis. Como mostrado na Figura 1, a temperatura mais baixa para o início das reações de fusão é de aproximadamente 4 keV para plasmas D-T (Stacey W. M., 2005).

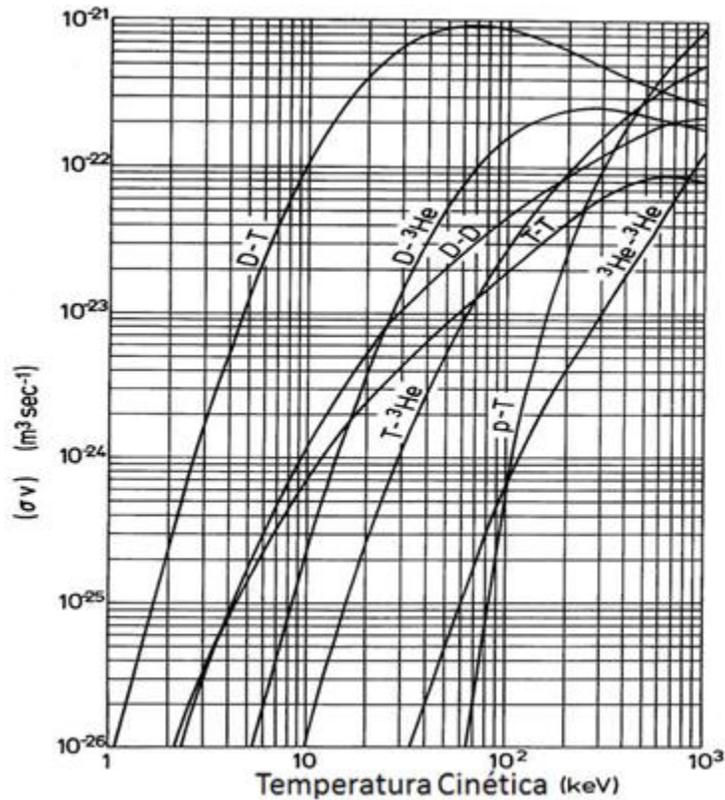


Figura 1 - Taxa de reações de fusão para diferentes combustíveis.
<http://www.nonequilibrium.net/thermonuclear-fusion-reaction-rates/>

Nesse processo, é liberada uma quantidade de energia equivalente à diferença entre a energia de ligação do novo átomo e a soma das energias dos átomos iniciais.

A fusão de dois núcleos leves libera uma quantidade de energia (valor Q) equivalente à diferença entre a energia de ligação do novo núcleo e a soma das energias de ligação dos núcleos iniciais. Alguns exemplos de possíveis reações de fusão e os respectivos valores Q são apresentados na Tabela 1.

As reações nucleares são classificadas como exotérmicas ($Q > 0$) e endotérmicas ($Q < 0$). As reações mais favoráveis são as exotérmicas como D-D, D-T e D-³He mostradas na

Figura 2. A reação de fusão T-T não é levada em consideração devido ao fato de que o trítio é um elemento radioativo com meia vida de $T_{1/2}=12.3$ a, a curta meia vida do trítio faz a quantidade dele na natureza pequena pelo qual tem que ser produzido artificialmente. O maior problema para plasmas D-D é que as seções de choque de fusão acontecem em uma proporção 100 vezes menor que para plasmas D-T.

Tabela 1 - Possíveis Reações de Fusão (Henriksson, 2003)

		Reação		Q[MeV]	%
D	+	D	T + p	4.033	~50
			³ He + n	3.269	~50
			⁴ He + γ	23.8	~10 ⁻³
p	+	T	³ He + n	-0.764	100
D	+	T	⁴ He + n	17.59	~100
			⁵ He + γ	16.6	~7.10 ⁻³
T	+	T	⁴ He + 2n	11.3	100
D	+	³ He	⁴ He + p	18.35	100
			⁵ Li + γ	16.5	~3.10 ⁻³
T	+	³ He	⁴ He + n + p	12.1	59
			⁴ He + D	14.3	41
³ He	+	³ He	⁴ He + 2p	12.860	100

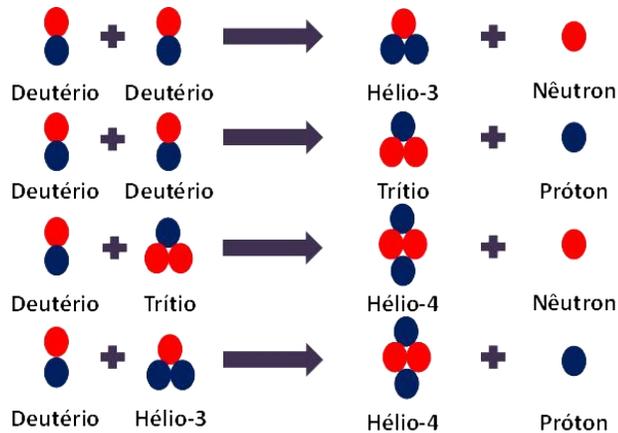


Figura 2 - Principais reações de fusão.

Por outro lado, o problema com o plasma D-³He é que a quantidade de ³He no planeta é pequena. A reação de fusão mais promissora a ser utilizada como possível combustível é a reação D-T devido à alta seção de choque de fusão a baixas energias cinéticas e sua alta liberação de energia (Henriksson, 2003). Muitas reações de fusão nuclear como D-D ou D-T, produzem nêutrons monoenergéticos. Entretanto, quando o combustível é aquecido, a emissão de nêutrons muda. É por isso que a medição de nêutrons é útil e importante nas pesquisas de plasmas de fusão.

Como estas reações envolvem altas temperaturas duas técnicas de confinamento foram desenvolvidas: confinamento magnético e confinamento inercial.

Confinamento inercial: Na fusão inercial um pulso de radiação é focalizado por um impulsor em uma pequena cápsula de combustível, aquecendo rapidamente sua superfície. Uma onda de choque dirigida para o interior é então produzida pela expansão do material quente na superfície da cápsula, comprimindo o núcleo da mesma. Quando a mistura deutério-trítio no núcleo é comprimida a densidades de aproximadamente 10^{30} (partículas.m⁻³), ocorre a ignição à temperaturas de 10^8 K. A inércia mantém o material da cápsula confinado durante tempo suficiente para que as reações termonucleares ocorram em níveis tais que a energia liberada seja maior que a depositada pelo pulso de radiação (Instituto Nacional de Pesquisas Espaciais - INPE, 2012)

Confinamento magnético: o plasma consiste em um gás de partículas carregadas sujeitas a interações eletromagnéticas podendo, portanto, ser confinado por campos magnéticos que possuam uma geometria apropriada. O campo magnético age como um recipiente que não sofre a ação do calor, como ocorre com recipientes sólidos comuns, e não constitui uma fonte de impurezas que, em excesso, podem evitar com que as reações de fusão ocorram (Instituto Nacional de Pesquisas Espaciais - INPE, 2012). Os modelos mais representativos por confinamento magnético são: Tokamak e Stellarator.

O sistema magnético mais pesquisado no mundo é o TOKAMAK sendo as siglas do nome em inglês para *TO*roidal*naya* *KA*mera *ee* *MA*gnitnaya *Katushkac*ria, criado na

Rússia e consiste em um campo de linhas helicoidais dentro de uma câmara de plasma que faz as partículas carregadas do plasma girar e ficarem confinadas, evitando o contato com a primeira parede (Figura 3) (ThinkQuest, 2012) .

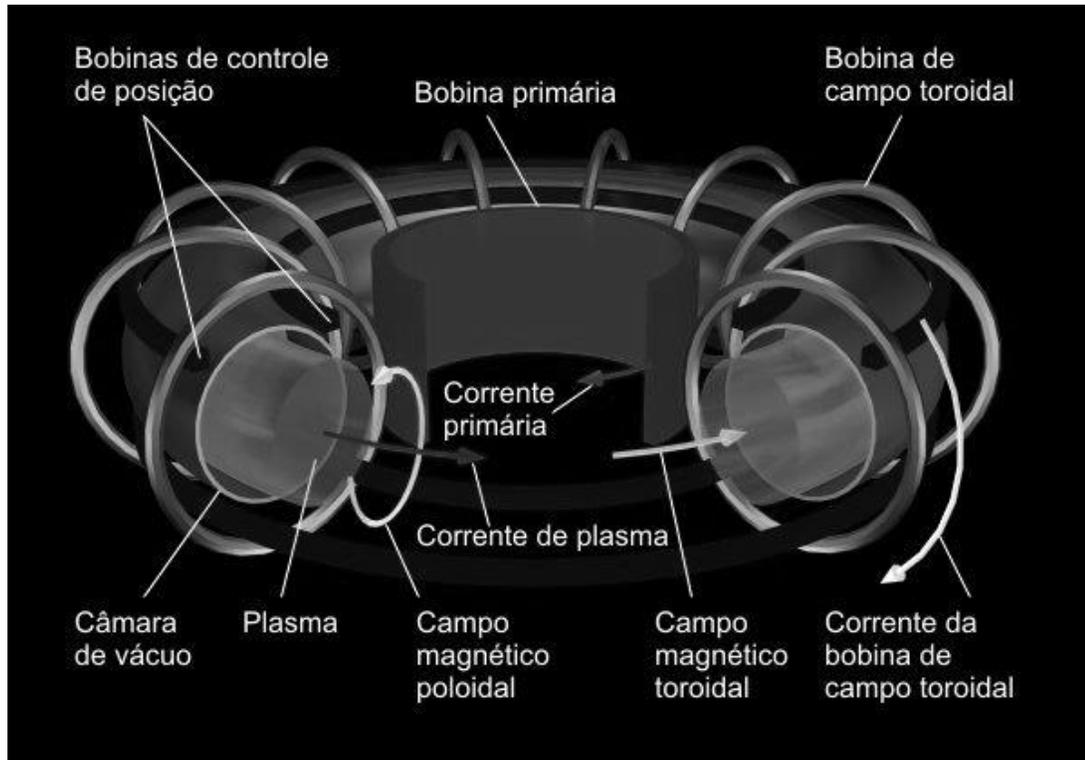


Figura 3 - Princípio de confinamento magnético de um Tokamak.
http://www.plasma.inpe.br/LAP_Portal/LAP_Sitio/Texto/Tokamaks.htm

Atualmente vem sendo desenvolvido um projeto de reator experimental a fusão nuclear chamado ITER baseado na tecnologia do Tokamak. O projeto ITER é uma cooperação internacional acerca do desenvolvimento da tecnologia de fusão entre países como Estados Unidos, Rússia, União Europeia, Japão, China, Coreia do Sul e a Índia. O ITER está em construção em Cadarache, França e é o segundo projeto de cooperação internacional mais caro seguido da estação espacial internacional (*International Space Station*). É esperado obter o primeiro plasma neste reator de fusão em novembro de 2020. O principal objetivo deste projeto é de ganhar a experiência necessária para poder projetar o seguinte passo: a demonstração de uma planta de fusão nuclear para geração de energia elétrica (ITER Organization, 2012).

2.2. Descrição do Sistema ITER

Os principais componentes do ITER são: sistema do cobertor, sistema do divisor, a câmara de vácuo, o sistema magnético que contém outros sistemas magnéticos como: sistema de campo toroidal e sistema de campo poloidal, solenóide central e o criostato.

2.2.1. O Sistema do Cobertor

O sistema do cobertor cobre a superfície interna da câmara de vácuo, e sua função principal é fornecer blindagem para a câmara e os magnetos supercondutores do fluxo de calor e do fluxo de nêutrons, pois os nêutrons ao atravessar este sistema são moderados, ou seja, a energia cinética dos nêutrons é transformada em calor é transferida para o refrigerante com a finalidade de geração de energia elétrica. O sistema do cobertor do ITER é um dos mais problemáticos juntamente com o sistema divisor, devido ao fato de que eles serão o primeiro contato da radiação emitida pelo plasma quente. Atualmente o material a ser usado neste sistema é berílio devido a suas propriedades físicas e possivelmente em uma fase posterior será testado um sistema cobertor regenerador de trítio (ITER Organization, 2012).

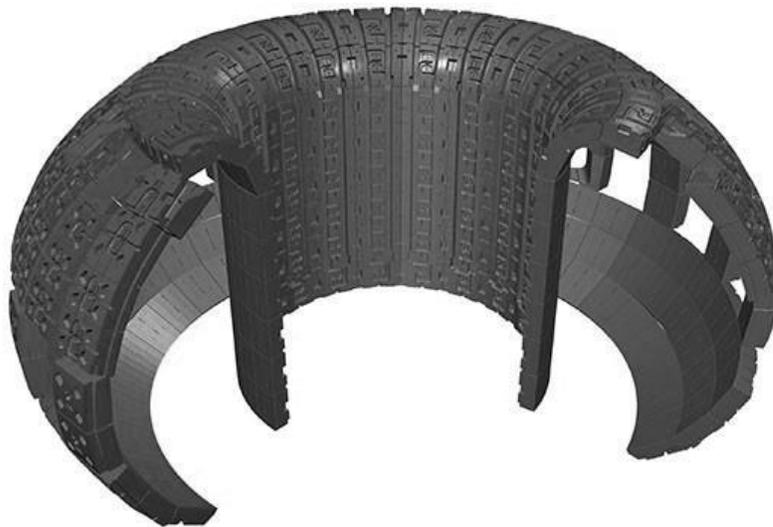


Figura 4 - Sistema do Cobertor do ITER.
<http://www.iter.org/mach/blanket>

2.2.2. O Sistema do Diversor

O Sistema do diversor é um dos componentes mais importantes do ITER. Este sistema está localizado ao longo da parte inferior da câmara do vácuo, sendo a função principal extrair o calor e as cinzas de hélio, que foram gerados como produto das reações de fusão e outras impurezas do plasma. Este sistema é composto de duas partes: a estrutura de suporte de aço inoxidável e os componentes de interfaceamento com o plasma (PFC: Plasma Facing Components) que inicialmente entrarão em operação com uma liga de carbono chamada em inglês, *Carbon Fiber reinforced Carbon* (CFC) como material principal e depois passará a ser uma liga de tungstênio que oferece a vantagem de uma taxa menor de erosão e uma vida de uso mais longa (ITER Organization, 2012).



Figura 5 - Sistema diversor do ITER.
<http://www.iter.org/mach/divertor>

2.2.3. A Câmara de Vácuo

A câmara de vácuo é um recipiente de aço hermeticamente selado dentro do criostato que abriga a reação de fusão e atua como primeira barreira de contenção. O tamanho da câmara do vácuo determina o volume do plasma, quanto maior é a câmara do vácuo maior será a potência produzida. A câmara de vácuo terá paredes duplas de aço, com passagens para que a água de refrigeração circule entre as paredes. A superfície interna

da câmara de vácuo estará revestida com módulos do cobertor que darão blindagem dos nêutrons altamente energéticos produzidos pelas reações de fusão. Quarenta e quatro portas irão proporcionar o acesso à câmara de vácuo para operações de manipulação remotas, sistemas de diagnóstico, de aquecimento e sistemas de vácuo: 18 portas superiores, 17 portas equatoriais e 9 portas inferiores (ITER Organization, 2012).

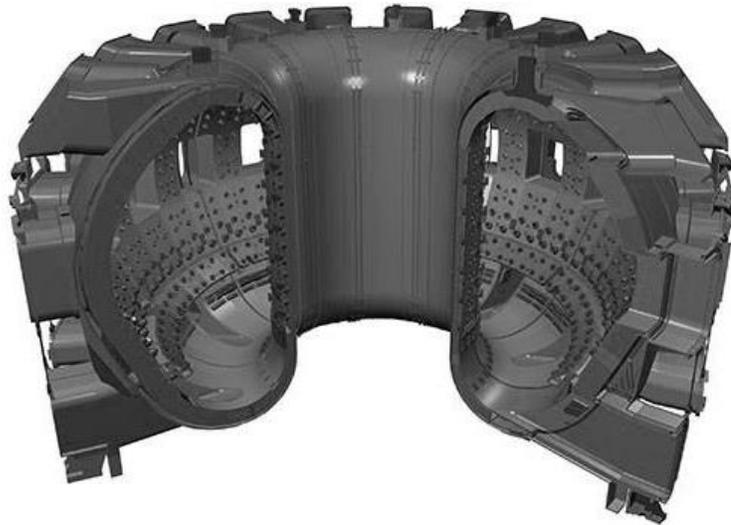


Figura 6 - Câmara de vácuo para o ITER.
<http://www.iter.org/mach/vacuumvessel>

2.2.4. O Sistema Magnético

O sistema magnético do ITER é composto por 18 bobinas do campo toroidal (TF-Toroidal Field), 6 bobinas de campo poloidal (PF-Poloidal Field), 1 solenóide central (CS-Central Solenoid) e um conjunto de bobinas de correção (CCs-Correction Coils). Este sistema tem como propósito confinar magneticamente, dar forma e controlar o plasma dentro da câmara do vácuo. É evidente que, a potência dos campos magnéticos requeridos para confinar o plasma na câmara do vácuo do ITER é extrema. Para ter uma máxima eficiência e limitar o consumo, o ITER usa magnetos supercondutores que perdem sua resistência quando são resfriados a baixas temperaturas. Para alcançar a supercondutividade, todas as bobinas são resfriadas com hélio super-resfriado na faixa de 4 K. As bobinas de campo toroidal e poloidal estão entre a câmara do vácuo e o criostato

para ser protegidas do calor gerado pelos nêutrons nas reações de fusão. O material supercondutor para o solenóide central e as bobinas toroidais está projetada para alcançar um campo magnético em operação de 13 T. Este material supercondutor é uma liga especial de nióbio e estanho (Nb_3Sn) (ITER Organization, 2012).

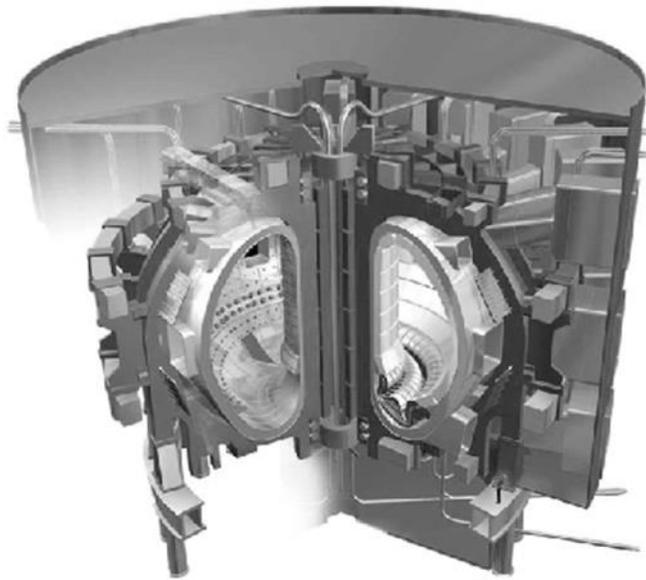


Figura 7 - Sistema magnético para o ITER.
<http://www-fusion-magnetique.cea.fr/gb/iter/iter02.htm>

2.2.5. Sistema do Campo Toroidal

O sistema do campo toroidal é composto por 18 magnetos que produzem um campo magnético ao redor do toro, sendo sua principal função confinar as partículas do plasma. Estas bobinas de campo toroidal estão projetadas para ter uma energia total magnética de 41 GJ e um campo magnético máximo de 11.8 T. As bobinas serão feitas de cabos em condutos supercondutores na qual um grupo de fios supercondutores é cabeado junto e resfriado por Hélio em fluido e contida em um revestimento estrutural (ITER Organization, 2012).

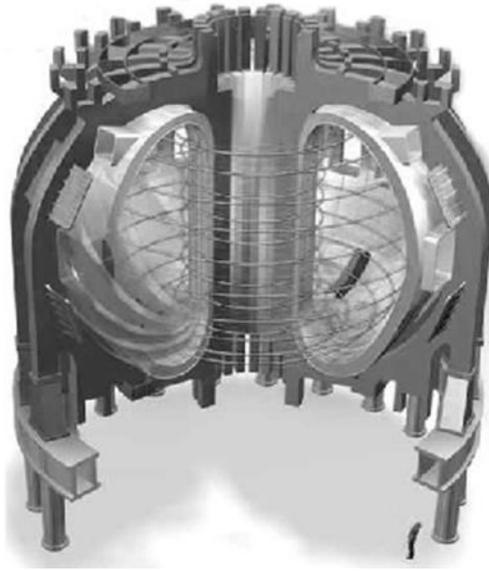


Figura 8 - Sistema de campo toroidal para o ITER
<http://www-fusion-magnetique.cea.fr/gb/iter/iter02.htm>

2.2.6. Sistema do Campo Poloidal

As bobinas do sistema do campo poloidal consistem de seis bobinas independentes colocadas fora da estrutura magnética toroidal. O campo magnético poloidal é induzido pelos magnetos e pela corrente gerada no plasma. A função deste campo é de manter o plasma longe das paredes, manter a forma e a estabilidade do plasma. As bobinas do sistema de campo poloidal serão feitas de cabos em dutos condutores, dentro dos quais dois diferentes tipos de fios são usados conforme os requisitos de operação, com o fim de exibir diferenças nos comportamentos das diferentes temperaturas e correntes altas (ITER Organization, 2012).



Figura 9 - Sistema de campo Poloidal para o ITER.
<http://www-fusion-magnetique.cea.fr/gb/iter/iter02.htm>

2.2.7. Solenóide Central

O solenoide central é essencialmente um transformador grande, onde a corrente principal do plasma é induzida pela variação da corrente neste transformador. O mesmo que contribui para o fluxo indutivo que guia o plasma para a formação de linhas de campo na região do divisor, além de ser usado para o controle da estabilidade vertical. O solenóide central é composto por uma pilha vertical de seis bobinas gigantes. Estas bobinas são seis pacotes independentes que usam cabos de nióbio-estanho em condutos supercondutores, mantidos juntos pela estrutura de pré-compressão vertical. Permite testar diferentes cenários de operação acima de 17 MA, além de realizar operações indutivas e não indutivas (ITER Organization, 2012).

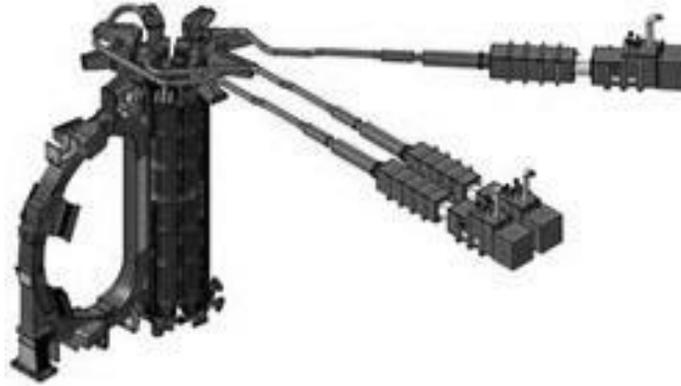


Figura 10 - Solenóide Central.
<http://www.iter.org/mach/magnets>

2.2.8. Criostato

O criostato é uma estrutura grande de aço inoxidável que rodeia a câmara do vácuo e os magnetos supercondutores, fornecendo um ambiente vácuo super-resfriado. Este sistema tem várias aberturas, algumas delas têm 4 m de diâmetro para fornecer acesso ao sistema de refrigeração da câmara do vácuo, aos alimentadores magnéticos, ao aquecimento auxiliar, diagnóstico e para remover o cobertor e as partes do sistema divisor. Para permitir contração e expansão nas estruturas são usados foles grandes entre o criostato e a câmara de vácuo. O criostato é o componente responsável pelo ambiente de vácuo suficiente para minimizar a transferência de calor por convecção para os magnetos supercondutores e para as estruturas frias. Além disso, o criostato forma uma segunda barreira de confinamento para os materiais radioativos. Este sistema está rodeado por uma camada de concreto chamada blindagem biológica (*bioshield*) (ITER Organization, 2012).

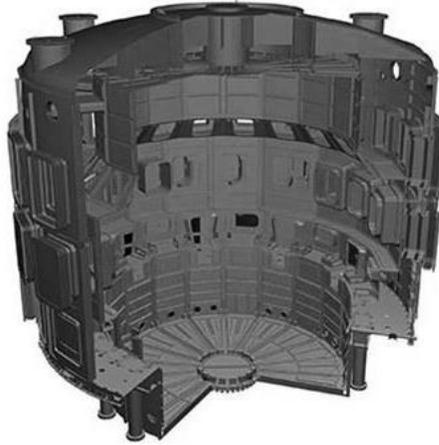


Figura 11 - Criostato do ITER.
<http://www.iter.org/mach/cryostat>

2.3. História do Tokamak

O primeiro Tokamak foi projetado no Instituto Kurchatov na União das Repúblicas Socialistas Soviéticas no ano 1951. Sua construção começou em 1955 e foi colocado em operação em 1958. Este dispositivo foi nomeado T-1 e está representado na Figura 12. Os criadores do T-1 (E. Tamm e A. D. Sakharov) formularam os princípios básicos de confinamento magnético além de calcular os parâmetros básicos para um reator termonuclear com combustível D-D (Henriksson, 2003).

O Tokamak T-1 tinha um raio maior de 67 cm e um raio menor de 17 cm, com um campo magnético toroidal de 1.5T e uma corrente de $I_p=100$ kA. O Tokamak T-1 pode ser considerado o primeiro experimento a provar as condições de estabilidade propostas por Kruskal-Shafranov. Os resultados indicaram que a perda de potência foi devida à radiação de impurezas dos materiais e não de difusão anômala (Henriksson, 2003; Ragheb, 2011).

O passo seguinte foi centrar-se em mitigar a perda de radiação. Para este fim, foi criado o Tokamak T-2. Este dispositivo tinha uma câmara de vácuo interna feita de um metal que pode ser aquecido até os 550°C. Na câmara havia um diafragma para limitar a área da corrente de descarga. Nos regimes macroscopicamente estáveis a fração de radiação

perdida não excedeu 30% da potência entregue ao plasma. Para a geração seguinte de Tokamaks, a presença de um limitador e a utilização de vários métodos de desgaseificação linear da superfície foi caracterizada. A ideia de substituir o metal da parede da câmara por um material de baixo número atômico foi feito na década de 70 nos Tokamak TMG (*Tandem Magnet Generator*). O metal da primeira parede foi substituído por uma parede de grafita. O valor da carga efetiva dos íons plasma no aparelho foi muito menor para o mesmo valor de um Tokamak com a primeira parede de metal (Henriksson, 2003).

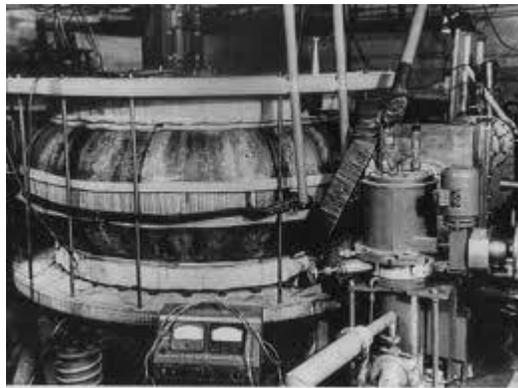


Figura 12 - Primeiro Tokamak Experimental T1 (Russia).
<http://www.iter.org/sci/beyonditer>

O problema de confinamento térmico do plasma nos Tokamaks T-3, T-3^a, TM-1, TM-2, TM-3 e T-4, foi estudado na década de 60 e começo de 70. Nas experiências com plasma de deutério nos Tokamaks T-3 e T-4, foram realizadas medida absoluta da intensidade do fluxo de nêutrons e sua variação no tempo para vários modos. O valor medido da intensidade do fluxo de nêutrons em função da energia foi comparado com o uso do cálculo da seção de choque conhecida para a reação D-D e os valores medidos da temperatura do íon e a densidade do plasma. Nestes experimentos a maior radiação termonuclear de uma coluna de plasma toroidal foi registrada pela primeira vez (Smirnov, 2010).

Depois de serem projetados os primeiros Tokamaks foram desenvolvidos outros modelos de Tokamaks. Os mais representativos são:

T-10 Tokamak, Rússia (1975): O T-10 foi projetado com aquecimento ôhmico¹ e com tecnologia auxiliar para aquecer o plasma e descargas ECHR (*electron cyclotron resonance heating*). Os principais temas de pesquisa deste reator foram a física de transporte anômala do núcleo dos tipos diferentes de plasma, o núcleo e *scrap-off layer* (SOL) e variações sobre lítio *gettering*². Os parâmetros do T-10 Tokamak são; raio maior $R = 1.5$ m, raio menor $a = 0.36$ m, campo magnético $B_0=2.5$ T, corrente do plasma $I_p=350$ kA (Vershkov, 2011). O material usado na parede em contato com o plasma foi aço inoxidável e grafita (Federici & et al., 2001).

TFR-Tokamak de Fontenay-aux-Roses, França (1976): Alguns temas de pesquisa desenvolvidos neste projeto foram: a tecnologia de injeção de pastilhas para reabastecimento de combustível no reator de fusão aquecido ôhmicamente, a medição da temperatura dos íons no plasma e, por último, foram testados os materiais Inconel³ e grafita como materiais para a primeira parede e seu comportamento em atividades MHD⁴ (Magnetoidrodinâmica) e interrupções da corrente do plasma em alta densidade e baixa pureza (Group, 1982). Os parâmetros deste Tokamak são: $R=0.98$ m, $a=0.19$ m, $B_0 < 6$ T e $I_p < 400$ kA (TFR Group, 1987). O material usado na parede em contato com o plasma foi grafita e Inconel (Federici & et al., 2001).

TEXTOR-Tokamak EXperiment for Technology Oriented Research, Alemanha (1978): Foram feitos estudos recentes sobre retenção de deutério no material da primeira parede (Komm & et al., 2011). Além disso, foi estudado o derretimento da primeira parede e a erosão macroscópica do tungstênio (Coenen, 2011). O âmbito não só inclui uma análise detalhada da partícula e troca de energia entre o plasma e a câmara circundante, mas também envolve medidas ativas para aperfeiçoar a primeira parede e a região de fronteira

¹ aquecimento ôhmico: é o processo onde a passagem de uma corrente elétrica em um material condutor libera calor.

² Gettering: é o processo de remoção de impurezas degradadas do material que constitui o sistema.

³ Inconel: é uma marca registrada para metais que usa ligas de cromo e níquel.

⁴ MHD: é o estudo da evolução do campo magnético e do movimento de fluidos condutores, tais como os plasmas, metais liquefeitos ou soluções iônicas.

de plasma de modo tal que o influxo de erosão da parede de libertação das partículas, e as impurezas no plasma são reduzidos para níveis aceitáveis (Schorn, 2003). Os parâmetros deste Tokamak são: $R=1.75$ m $a=0.47$ $B_0=3$ T e corrente do plasma $I_p=0.8$ MA (Hui-Chin Wu, 2012). O material usado na parede em contato com o plasma foi tungstênio e grafita (Federici & et al., 2001).

TFTR-Tokamak Fusion Test Reactor, USA (1982): O principal objetivo foi estudar a física do plasma para Tokamak grandes, ganhar experiência em engenharia de reatores em grande escala e mostrar a viabilidade da fusão D-T para produção de energia de 1 a 10MJ por pulso (Meade, 1997). Os parâmetros deste Tokamak são: $R=2.52$ m $a=0.87$ m $B_0=5.6$ T e $I_p=2.7$ MA (Bell, 2012). O material usado na parede em contato como o plasma foi carbono (Federici & et al., 2001).

CASTOR- Czech Academy of Sciences TORus, Praga, República Checa (1977): Este Tokamak foi equipado com sistemas únicos de diagnóstico que permitem estudos detalhados da física do plasma. Além disso, fizeram medições da densidade de partículas carregadas e as distribuições das funções de energia do elétron (Popov & et al., 2007). Este Tokamak foi substituído pelo Tokamak COMPASS-D e agora o CASTOR serve para ensino na Faculdade de Ciências Nucleares e Engenharia Física da Universidade Técnica da República Checa. Os parâmetros deste projeto são: $R= 0.4$ m, $a= 0.085$ ou 0.060 m, $B_t < 1.5$ T, $I_p < 25$ kA, duração do pulso $t < 50$ ms, densidade do elétron $n_e= 0.2-3.0 \times 10^{19}$ m⁻³, temperatura do elétron $T_e < 200$ eV e temperatura do íon $T_i < 100$ eV (Institute of Plasma Physics, 2012). O material usado na parede em contato com o plasma foi molibdênio (Federici & et al., 2001).

JET- Joint Europeam Torus, União Europeia (1983): atualmente é o mais importante Tokamak em operação, e o mais próximo em tamanho ao ITER. Foi projetado para pesquisar a possibilidade de geração de energia limpa. Este Tokamak trabalha com plasma D-T. O projeto do ITER está baseado no modelo do JET, logo este serve como modelo de estudo e pesquisa sobre as técnicas de gestão remotas no vaso, estuda o confinamento dos produtos da fusão, das partículas alfa com uma alta energia cinética,

capacidade de queima do plasma D-T, além de contribuir para o estudo dos materiais da parede em contato com o plasma (EFDA, 2001-2012). O primeiro material usado na parede em contato com o plasma foi uma camada de uma liga de carbono (CFC). Em 2010, foi trocado para materiais estudados no projeto ITER que são o berílio na primeira parede e o tungstênio no sistema divisor (Rubel & al., 2008). Os parâmetros deste Tokamak são: $R=3$ m, $a=1.25$ m, $B_0=4$ T, $I_p=7$ MA, pulso $t=60$ s, temperatura do elétron $T_e=20$ keV e $T_i=40$ keV. Atualmente o material usado na parede em contato com o plasma é berílio e tungstênio no sistema divisor (EFDA, 2001-2012; Merten, 2011).

JT-60- Japan Torus, Japão (1985): O principal objetivo é estudar a operação do estado estacionário para uso de redução da ativação do rádio com aços ferríticos em regimes de menor colisão. Os parâmetros deste projeto são: $R=3.4$ m, $a=1$ m, $B_0=4$ T, $I_p=3$ MA e $t=65$ s (Naka Fusion Institute). O material usado na primeira parede foi *Carbon Fiber Composite* (CFC), que posteriormente foi substituído por B_4C , para melhorar as interações na superfície do plasma (Komada & et al., 1993).

DIII-D, USA (1986): O objetivo do programa nacional DIII-D é estabelecer as bases científicas para aperfeiçoar-se e aproximar-se à fusão nuclear com o uso de Tokamaks. As áreas de pesquisa são transporte, estabilidade, contorno, gestão da corrente e aquecimento (Petersen, 1997). Os parâmetros deste projeto são: $R=1.6$ m, $a=0.65$ m, $I_p=1.5$ MA e $B_0=2.1$ T (Rhodes & et al., 2002). O material usado na superfície em contato como o plasma é grafita (Holtrop & et al., 1999).

STOR-M -Saskatchewan TORus-Modified, Canada (1987); Este Tokamak foi projetado para estudar o aquecimento do plasma, transporte anômalo e desenvolver novos modos de operação e diagnósticos avançados. Os parâmetros deste Tokamak são: $R=0.46$ m, $a=0.125$ m, $B_0=1$ T, $I_p=60$ kA, $T_e=300$ eV e $n_e= 3 \times 10^{13}$ elétrons.cm⁻³ (Plasma Physics Laboratory). O material da primeira parede é aço inoxidável da liga 304L (Sayf Gamudi Elgriw, 2009).

T-15 Tokamak, Rússia (1988): Foi o último Tokamak construído na Rússia e o primeiro reator a usar magnetos supercondutores (Nb_3Sn) para controle do plasma. Os parâmetros do Tokamak são; $R = 2.43$ m, $a = 0.78$ m, $B_0 = 3,6$ T e $I_p = 1$ MA. Este projeto teve que ser interrompido pela falta de apoio (1988-1995) (Smirnov, 2010).

Tore Supra, França (1988): Sua principal característica são seus magnetos toroidais supercondutores que permitem a geração de um campo magnético toroidal permanente. Os principais parâmetros são $R=2.25$ m, $a=0.7$ m, $B_0=4.5$ T e $I_p=1.7$ MA (CEA, 2006). Os materiais neste reator são carbono, tungstênio molibdênio e B_4C (Federici & et al., 2001).

ADITYA Tokamak, Índia (1989): Atualmente este Tokamak está desenvolvendo pesquisas sobre confinamento magnético do plasma para altas temperaturas. ADITYA é um Tokamak de tamanho médio. Os parâmetros deste Tokamak são: $R=0.75$ m, $a=0.25$ m, $B_0=1.2$ T e $I_p=100$ kA (Institute for Plasma Research, 2012). Na atualidade, são desenvolvidos estudos sobre revestimento de lítio nos componentes da primeira parede em contato com o plasma (Bhatt & et al., 2012).

FTU- Frascati Tokamak Upgrade, Itália (1990): Dentro das pesquisas particularmente relevantes está a otimização de técnicas para reduzir a contaminação do plasma usando elementos diferentes, invés de trabalhar com gases (Deutério e Trítio). Estudam-se também metais líquidos como materiais para a primeira parede, potencialmente interessantes para o futuro dos reatores de fusão. Os parâmetros deste Tokamak são $R=0.935$ m, $a=0.31$ m, $I_p=1.6$ MA e $B_0=8$ T (ENEA, 2012). O material testado na parede em contato com o plasma é lítio líquido (Apicella & et al., 2007).

ASDEX Upgrade - Axially Symmetric Divertor EXperiment Upgrade, Alemanha (1990): Os principais objetivos deste Tokamak são: estudos do sistema divisor, estudo das características físicas dos limites do plasma, transporte de partículas no núcleo do plasma, instabilidades do plasma, testar modelos teóricos na física do sistema divisor, turbulência e transporte de plasma, finalmente estudar modelos de Tokamak avançados. (Suttrop & et al., 2003; Plasmaphysik, 2007). Os parâmetros deste Tokamak são

$R=1.6$ m, $a=0.5$ m, $B_0=2$ T e $I_p=1$ MA (Neu & et al., 2007). O material usado atualmente na primeira parede no ASDEX é uma liga de W (Neu & et al., 2007).

COMPASS-D - COMPAct ASSEMBLY, Praga (1992): O objetivo do programa deste Tokamak é estudar os regimes de descarga com alta energia e confinamento de partículas em *High-mode*, pesquisar as bordas do plasma incluída a região do pedestal, onde as altas temperaturas e os gradientes de densidade acontecem e as interações micro-ondas (LHCD) com o plasma (Mlynar, 2011). Os parâmetro deste Tokamak são $R=0.56$ m, $a=0.23 \times 0.38$ m, $B_0=2.1$ T, $I_p=400$ kA, Temperatura do plasma $T_p=1$ keV, Tempo de confinamento 5-20 ms e densidade do plasma $n_p=10^{19}-10^{20}$ m⁻³. O material usado na primeira parede é Carbono (Federici & et al., 2001).

ALCATOR C-mod - ALTUS CAMPUS TORUS C-MOD, MIT USA (1992): Neste projeto se desenvolve experimentos de física do plasma, novos conceitos de confinamento, diagnósticos de fusão inercial e experimentos físicos de plasma (Prokolab, 2012). Os parâmetros deste Tokamak são: $R=0.68$ m, $a=0.21$ m, $B_0=8.11-9$ T e $I_p=2.02-3$ MA. O material usado na parede em contato com o plasma é molibdênio (IRBY & et al., 2007).

NSTX - NATIONAL SPHERICAL TORUS EXPERIMENT, USA (1999): O objetivo é avançar os Tokamaks esféricos como candidatos para instalações de fusão nuclear. Por conseguinte, desenvolvem-se soluções de interfase de plasma com os materiais dentro do qual inclui lítio como metal líquido. Outro objetivo é avançar na capacidade preditiva de física do confinamento toroidal para o ITER e outros, além de desenvolver o toroide esférico para a produção de energia por fusão (National Spherical Torus Experiment Upgrade, 2012). Os parâmetros deste Tokamak são: $B_T=0.35$ T, $I_p=0.7$ MA, $R=0.82$, $a=0.62$ m, $P_{NBI}=4$ MW, densidade linear $n_e = 5.4 \times 10^{19}$ m⁻³ e temperatura de pico $T_i(0)=0.85$ keV (Guttenfelder & et al., 2012). O material da primeira parede é Grafita e atualmente, estão trabalhando com um revestimento de lítio líquido (Goranson & et al., 1999).

UCLA ET- UNIVERSITY OF CALIFORNIA LOS ANGELES ELECTRIC TOKAMAK, USA (1999): Os principais objetivos deste projeto são: estudar aspectos teóricos e experimentais da física

do plasma, estudar as partículas criadas no plasma e o transporte de calor. É dada especial atenção à medição em três dimensões de fenômenos de onda microscópica. Os parâmetros deste Tokamak são: $R=5$ m, $a=1$ m, $h=3$ m de altura e $I_p=60$ kA (UCLA, 2012; Gauvreau & et al., 2001).

MAST- *Mega Ampere Spherical Tokamak*, Reino Unido (1999): Um dos principais objetivos deste Tokamak esférico é prover melhor entendimento dos Tokamaks e melhorar a física do ITER. Além disso, é pesquisar as condições de estado estacionário dos plasmas para manter o Tokamak em funcionamento por dias. Os parâmetros básicos deste Tokamak são: $I_p=1.3$ MA $T_p=23 \times 10^6$ °C $n_e=10^{20}$ m⁻³, altura de 4.4 m diâmetro de 4 m (Culham Centre for Fusion Energy, 2009). O material usado na parede em contato com o plasma é grafita (Counsell & Tabasso, 2001).

EAST-*Experimental Advanced. Superconducting Tokamak*, China (2006): Um dos principais objetivos é estudar os limites do plasma e a interação do plasma com a matéria em um estado de operação estacionário. Além disso, é pretendido estabelecer a tecnologia para um Tokamak totalmente supercondutor. Os parâmetros deste Tokamak são $R=1.7$ m, $a=0.4$ m, $B_0=3.5$ T e $I_p=1$ MA, $t=1000$ s, e um alongamento próximo 1.6-2.0 m. O material usado na parede em contato com o plasma é grafita (Song & et al., 2010).

KSTAR- *Korea Superconducting Tokamak Advanced Research*, Coreia (2007): O principal objetivo deste Tokamak é ser capaz de desenvolver um estado estável do Tokamak supercondutor avançado e estabelecer as bases científicas e a tecnologia base para um reator de fusão como fonte de energia futura. Os parâmetros do KSTAR são $R=1.8$ m, $a=0.5$ m, $I_p=2.0$ MA, $B_0=3.5$ T e duração do pulso >300 s, o combustível usado é deutério (National Fusion Research Institute, 2009). O material da parede em contato com o plasma é CFC (Lee & et al., 2001).

2.4. Problemas e Propostas dos Materiais da Primeira Parede

Os materiais usados na parte interna do reator são bombardeados por partículas com alta energia (íons, elétrons e nêutrons) e são submetidos aos altos fluxos de calor. Tanto as partículas emitidas como o calor irradiado pelo plasma tem um impacto grande sobre as propriedades dos materiais do sistema divisor e da primeira parede.

As partículas neutras e as carregadas têm comportamentos diferentes. As partículas neutras podem mover-se livremente através das linhas do campo magnético, entretanto as partículas carregadas em primeira aproximação seguem as linhas do campo magnético. As partículas podem entrar em contato com o limitador, divisor ou a primeira parede, e induzir erosão e a liberação de partículas dos materiais sólidos, e estas podem retornar ao plasma como impurezas (Van Hoey, 2009-2010).

Algumas das impurezas libertadas podem migrar para locais muito remotos antes de aderir-se aos materiais da parede formando assim uma camada de um material amorfo. As partículas que migram também podem fazer seu caminho para o volume de plasma confinado, diluindo-se no combustível de fusão e resfriando o plasma através do incremento da perda de radiação. As impurezas podem reduzir o ganho de fusão a níveis inaceitavelmente baixos. A perda de potência por radiação é uma fração significativa do total de perda de potência e alcança 100% em certos regimes. As impurezas que contribuem para a perda de potência por radiação do plasma são: para baixo Z (hidrogênio, carbono e oxigênio), para Z médio (ferro, neon e silicone) e para altos valores de Z (tungstênio e molibdênio). As impurezas de baixo número atômico entram no plasma por um processo de baixa energia de deslocamento de moléculas adsorvidas nas paredes do aparelho (Tahiliani & Jha, 2012), enquanto, que a pulverização catódica e o processo de evaporação dos materiais da parede em contato com o plasma liberam impurezas de número atômico médio e alto. Se as concentrações são suficientemente grandes, estas impurezas podem irradiar energia suficiente através das linhas espectrais de íons nus incompletos que degradam o confinamento de energia do plasma. Portanto, a escolha do material da primeira parede e o controle do fluxo de potência define

importantes condições de fronteira para o funcionamento de futuros reatores de fusão (EFDA, 2001-2012). A seguir descrevem-se os principais materiais usados na primeira parede:

2.4.1. Berílio

Berílio é usado como material na parede em contato com o plasma, principalmente por seu baixo Z . Berílio é um dos principais candidatos como multiplicadores de nêutrons para melhorar o desempenho da geração de trítio. Algumas características associadas ao uso do berílio incluem sua alta seção de choque para produzir nêutrons, alta condutividade térmica, baixa densidade e baixas propriedades de ativação. As maiores dificuldades relacionadas com o uso de berílio são a baixa temperatura de fusão, alta taxa de pulverização catódica, radiação que induz inchaço, retenção de trítio, toxicidade química, e reações exotérmicas com o vapor (Karditsas & Baptiste, 2012).

Ponto de evaporação: 2470 °C

Densidade 20 °C: 1.848 g.cm⁻³

Ponto de fusão: 1278 °C

2.4.2. Grafita

Materiais cerâmicos como grafita têm sido considerados para aplicações em reatores de fusão devido a suas características: abundância e disponibilidade do material; baixa seção de choque de absorção de nêutron, além de ter uma seção de choque alta para espalhamento o qual ajuda com a moderação da energia dos nêutrons. O baixo número atômico permite maior tolerância do plasma às impurezas de carbono. Este material pode ser usado em regiões na qual interage como os limites do plasma tal como no sistema divisor e a primeira parede, alta resistência ao choque térmico que o torna adequado para a absorção de pulsos térmicos que ocorrem com perturbações de plasma, quimicamente inerte e alto ponto de fusão (Karditsas & Baptiste, 2012). Uma das vantagens da grafita é muito resistente a transientes de calor muito além do fluxo de calor aceitável do estado estacionário. Assim, este material é uma boa escolha para

experimentos com tendência a explorar os limites operacionais. O maior problema com grafita é que o transporte do material erodido é muito complexo e a migração deste material para outros lugares dentro da câmara do vácuo pode levar ao acúmulo de camadas de carbono grossas na qual podem ficar presas grandes quantidades de trítio (Clark & Reiter, 2005).

Ponto de evaporação: 5000 °C

Densidade 20 °C: 2.25 g.cm⁻³

Ponto de fusão: 3650 °C

2.4.3. Tungstênio

Tungstênio é um dos poucos metais que podem ser usado como material em contato com o plasma. Tungstênio tem baixa taxa de pulverização catódica, alta temperatura de fusão, boa condutividade térmica, baixo coeficiente de expansão e baixa solubilidade de trítio. As desvantagens deste material são: o alto número atômico, baixa ductilidade, alta ativação, calor residual e reatividade química com o ar para altas temperaturas (Karditsas & Baptiste, 2012).

Ponto de evaporação: 5660 °C

Densidade 20 °C : 19.3 g.cm⁻³

Ponto de fusão: 3410 °C

2.5. Processos Relacionados com a Interação das Partículas

2.5.1. Erosão

Pode ser dividida em três categorias: Pulverização catódica, erosão química e sublimação/evaporação (Clark & Reiter, 2005).

2.5.1.1. Pulverização Catódica

A pulverização catódica acontece quando qualquer partícula colide sobre uma superfície com suficiente energia para desalojar um átomo da superfície. A pulverização catódica pode acontecer para praticamente qualquer espécie, incluindo átomos, íons, elétron, fótons e nêutrons assim como para moléculas e moléculas iônicas. O bombardeamento com íons ou átomos sobre uma superfície com a mesma energia é praticamente o mesmo; a pulverização catódica física baseia-se na transferência de momento e energia cinética da partícula incidente sobre os átomos da superfície, e esta é independente da carga da partícula. O processo é apresentado na Figura 13. A partícula incidente choca-se com os átomos da superfície ou próximos à superfície do sólido com suficiente energia para quebrar ligações e desalojar átomos. Se, durante o processo, um ou mais átomos são deslocados da superfície, eles são considerados átomos pulverizados (Andersen & et al., 1981).

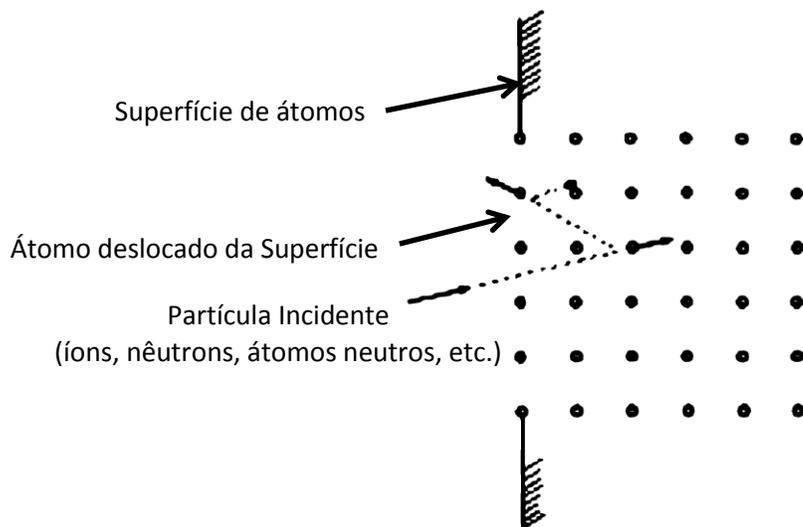


Figura 13 - Esboço da Pulverização Catódica (Andersen & et al., 1981).

2.5.1.2. Erosão Química

A erosão química está caracterizada pela formação de moléculas voláteis durante reações químicas de partículas incidentes com átomos do alvo. A erosão (ou pulverização catódica) é importante no caso de materiais baseados em carbono sob o bombardeio com hidrogênio e oxigênio conduzindo à emissão de um amplo espectro de moléculas de hidrocarboneto e óxidos de carbono. Desde que os átomos de oxigênio reagem quimicamente com carbono e formam CO e CO₂, há um rendimento total de quase uma unidade. A redução do nível de oxigênio no plasma diminui, portanto ocorre contaminação do carbono.

Durante o bombardeamento com isótopos de hidrogênio, os átomos de carbono, na zona onde o hidrogênio interage como o carbono são hidrogenados formando uma estrutura ligada C-H. Em superfícies mais aquecidas, radicais como CH₂ são liberados, enquanto para temperaturas acima de 600 K a recombinação de hidrogênio para H₂ prevalece conduzindo à redução de erosão (Naujoks, 2006).

2.5.1.3. Sublimação/Evaporação

A sublimação é a mudança do estado sólido para o estado gasoso, sem passar pelo estado líquido. O ponto de sublimação, assim como o ponto de ebulição e o ponto de fusão, é definido como o ponto no qual a pressão de vapor do sólido se iguala a pressão aplicada. A taxa de sublimação/evaporação não depende do fluxo de partículas incidentes e aumenta fortemente com o aumento da temperatura. Ao aumentar as temperaturas das superfícies o incremento da sublimação deve dominar a erosão. Entretanto este fato é contradito por dados experimentais onde a produção de erosão foi encontrada ser dependente da temperatura e um forte aumento na taxa de erosão é observado a temperaturas menores do que aquelas esperadas para sublimação termodinâmica (Clark & Reiter, 2005). Aumento na produção de erosão foi observado para o bombardeio de íons para materiais a base de carbono em temperaturas acima de 1200 K. Este efeito é chamado sublimação assistida pela radiação. A qual acontece de forma geral para uma

variedade de materiais em contato com o plasma. Isto deve-se à sublimação dos átomos do sólido que ficaram adsorvidos na superfície após colidir com íons incidentes (Naujoks, 2006).

2.5.2. Nêutrons Induzem Inchaço

Materiais submetidos a uma radiação intensa de nêutrons sofrem aumento de volume e redução de densidade. Os nêutrons que colidem com a rede cristalina rearranjam os átomos, causando acúmulo de deslocamentos, vazios e energia Wigner, além de poder induzir reações nucleares que geraram outros materiais (Budylnkin & et al., 2008).

2.5.3. Ativação Neutrônica

Quando um nêutron é capturado por um núcleo numa colisão não-elástica, o nuclídeo transmuta para um isótopo em estado excitado. A energia de excitação do núcleo formado provém da energia de ligação do nêutron incidente com o núcleo do elemento alvo. O núcleo formado poderá liberar instantaneamente a energia de excitação, alcançando uma configuração mais estável quando emite fótons, chamados aqui, gamas-prontos. A energia desses fótons gama são características de cada elemento. Alternativamente, em muitos casos, o núcleo transmutado é um radioisótopo que vai se desexcitar (ou decair) pela emissão de partícula beta acompanhada de um ou mais fótons gama. Nesse caso, por serem emitidos após a interrupção da irradiação, são aqui denominados de fótons gama "atrasados". As energias e o tempo de meia vida ($T_{1/2}$) desses fótons gama "atrasados" são característicos de cada radioisótopo formado na reação $X(n,\gamma)Y$. Dependendo do elemento radioativo, o $T_{1/2}$ pode variar de frações de segundos até vários anos (Mesquita, 2004).

2.6. Reatores Híbridos De Fusão-Fissão

O reator híbrido fusão-fissão surgiu na década de 90, quando os engenheiros nucleares começaram os estudos para aproveitar os processos nucleares para geração de energia. A ideia principal do reator híbrido fusão-fissão surgiu devido à grande quantidade de nêutrons produzidos nas reações de fusão, os quais seriam úteis para continuar a queima do combustível de um reator de fissão após a vida útil do mesmo na usina nuclear. Isto permitiria aproveitar melhor as quantidades de urânio e plutônio no combustível nuclear, além de reduzir a quantidade de rejeito radioativo gerado. Em teoria, a construção de um reator híbrido é simplesmente envolver o reator de fusão como se mostra na Figura 14 com material físsil e deixar a energia fluir (Freidberg & Kadak, 2009).

Mas na prática, a tecnologia de fusão ainda é insuficiente. Um dos principais problemas está relacionados aos materiais da primeira parede que terão que resistir às altas temperaturas geradas pelas reações de fusão. A tecnologia de reatores híbridos pode ter três propósitos básicos: primeiro, reduzir os rejeitos altamente radioativos induzindo reações de fissão ou transmutação; segundo, pode ser usado como gerador de elementos físsis a partir de elementos fissionáveis e, terceiro, como um sistema para o reaproveitamento do combustível queimado para a geração de energia elétrica.

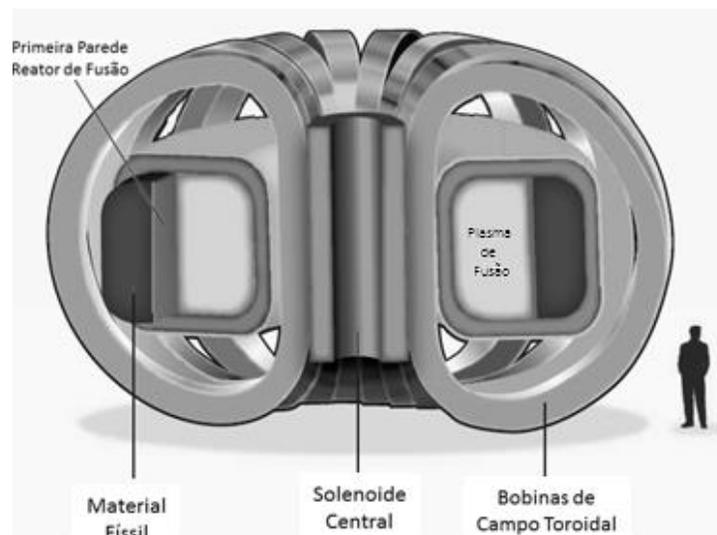


Figura 14 - Reator Híbrido Fusão – Fissão (Stacey, 2009).

Para demonstrar a viabilidade dos reatores híbridos foram desenvolvidos alguns modelos em países como:

Estados Unidos – W. Stacey: Uma das propostas deste autor é o reator híbrido nomeado FTWR (*Fusion Transmutation Waste Rector*). Este reator têm 5 objetivos: 1) eliminar os transurânicos contidos no combustível queimado em proporções de toneladas métricas por ano de potencia total; 2) Utilizar tecnologia nuclear que já existe e aquela que está sendo desenvolvida; 3) Manter a operação do sistema híbrido subcrítico $k_{\text{eff}} < 0.95$; 4) Ser auto suficiente na produção de trítio e energia elétrica; 5) Basear-se nos dados nucleares de fusão para extensão da queima ao máximo permitido. A configuração geométrica deste reator híbrido é apresentada na Figura 15, qual mostra uma região na parte externa da câmara do vácuo de 40 cm onde estaria localizado o reator de fissão (Stacey & et al., 2002).

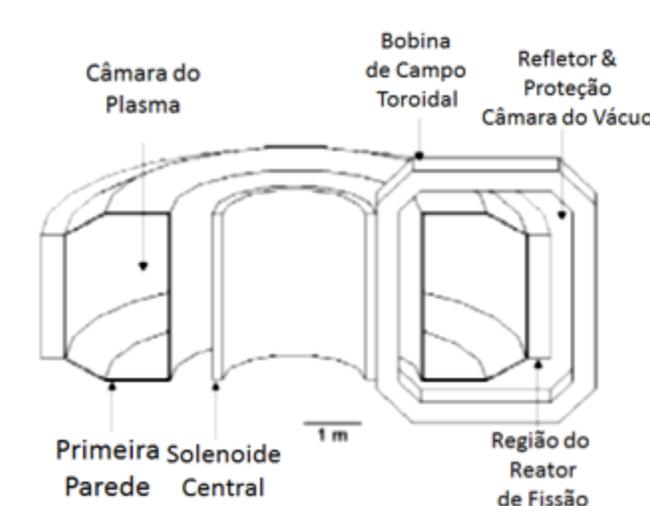


Figura 15 - Esboço da configuração da geometria de um (FTWR) (Stacey & et al., 2002).

O material da primeira parede é berílio seguido de uma estrutura de aço inoxidável ferrítico/martensítico nomeado HT-9, e o material do sistema divisor é uma liga de tungstênio seguido de uma estrutura de cobre (CuCrZr) que cumpre a função de um dissipador de calor (Stacey & et al., 2005). Os parâmetros básicos deste reator são apresentados na Tabela 2.

Tabela 2 - Parâmetros do Plasma (Stacey W. , 2007).

Parâmetros	Value
Raio maior, R (m)	3.1
Raio menor, a (m)	0.89
Fonte de Nêutrons (nêutrons/s)	5.32×10^{19}
Tipo de plasma	D-T
Campo Magnético (T)	6.1
Corrente do plasma (MA)	7.0

China Yican Chen e Yixuem Wu: Propõem um Tokamak esférico transmutador chamado FDT-ST (*Fusion Driven Transmuter – Spherical Tokamak*) apresentado na Figura 16. O fato que seja um Tokamak esférico oferece três possibilidades: 1) Uma fonte de fusão com volume compacto; 2) Pode potencialmente alcançar um estado estacionário de operação; 3) A fonte de nêutrons do Tokamak esférico poderá ser mais intensa que para um Tokamak convencional, o que é mais favorável para a transmutação de rejeito de alto nível (Chen & Wu, 2000).

Este reator é projetado com o propósito de produzir combustível nuclear e transmutar rejeitos de alta radioatividade.

O material utilizado na primeira parede é aço inoxidável ferríticos reforçada com um revestimento de grafita entre a primeira parede e a zona do plasma a fim de reduzir o dano por nêutrons e a carga de calor (Chen & Wu, 2000). Os parâmetros básicos deste reator de fusão esféricos são apresentados na Tabela 3.

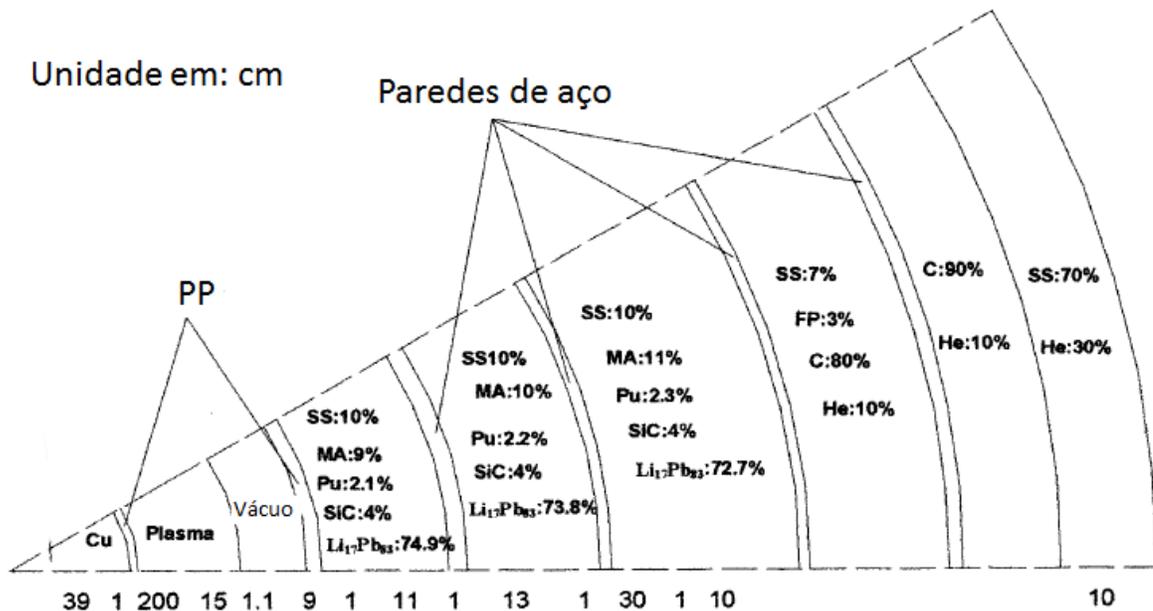


Figura 16 - Esboço da configuração da geometria de um Tokamak esférico com quatro regiões para transmutação, três para AMs e uma para produtos de fissão (camadas transmutadoras) (Chen & Wu, 2000).

Tabela 3 - Parâmetros do Reator esférico FDT-ST Plasma para a simulação (Yapıcı & et al., 2006).

Parâmetros	Value
Raio maior, R (m)	1.4
Raio menor, a (m)	1
Fonte de Nêutrons (nêutrons/s)	3.6×10^{19}
Tipo de plasma	D-T
Potência da Fusão (MW)	100

Turquia: A proposta deste reator de fusão é de transmutação de rejeitos de alta radioatividade como são: os actinídeos menores, os isótopos de plutônio e os produtos de fissão de meia vida longa (^{129}I , ^{99}Tc , ^{135}Cs , etc.). Neste estudo, foi feita uma análise da quantidade de nêutrons que atravessam as diferentes regiões onde se apresentam as camadas transmutadoras assim como é apresentado na Figura 17. Os autores deste reator desenharam duas zonas de transmutação separando os AMs dos produtos de fissão. Este

modelo propõe uma primeira parede de carbono/carbono, devido a sua elevada resistência ao choque térmico e às altas temperaturas (Yapıcı & et al., 2006).

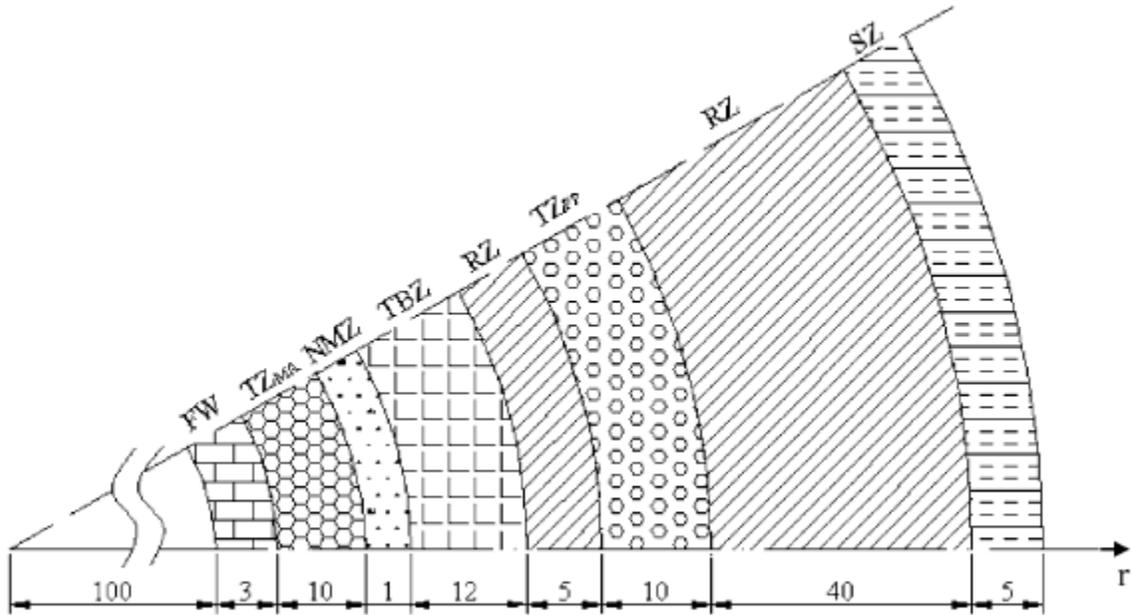


Figura 17 - Esboço de um corte transversal com vistas das diferentes camadas FW:primeira parede, TZMa: Zona de transmutação actínidos menores, NMZ:Zona multiplicadora de nêutrons, TBZ: Zona de criação de trítio, RZ: refletor de nêutrons, TZFP: Zona de transmutação produtos de fissão de vida média longa SZ: Blindagem (Yapıcı & et al., 2006).

3. MODELAGEM

Neste trabalho, foi usado o código Monte Carlo N-Particle (MCNP), para simular as interações dos nêutrons emitidos na fusão nuclear com a matéria (X-5 Monte Carlo Team, 2003). Isto foi realizado representando um sistema Tokamak com uma fonte de nêutrons produzidos pelas reações D-T.

3.1. O Código MCNP

O MCNP é um software na linguagem Fortran 90 para simular processos nucleares. Foi desenvolvido baseado no método de Monte Carlo para simular as interações das partículas (nêutrons, gamas e elétrons) com a matéria em diferentes níveis de energia. A faixa de energia de interação dos nêutrons com os isótopos varia entre 10^{-5} eV a 20 MeV, mas para alguns isótopos pode chegar até 150 MeV, para os fótons entre energias de 1 keV até 100 GeV, e para elétrons entre 1 keV até 1 GeV.

O método de Monte Carlo é baseado em processos estocásticos e é usado em problemas complexos, onde não se podem ser usados modelos de códigos determinísticos. A distribuição de probabilidade descreve o fenômeno de forma geral. Em geral, as simulações são desenvolvidas em computadores porque o número de ensaios necessários para descrever adequadamente os fenômenos são razoavelmente grandes. Os processos de amostragem estatísticos estão baseados na seleção de valores aleatórios. O transporte de partículas segue a história de cada partícula desde sua criação até o seu desaparecimento. O código MCNP5 baseado no método de Monte Carlo obtém respostas pela simulação de partículas individuais permitindo obter comportamentos médios destas partículas mediante os *tallies*. O MCNP calcula uma média das partículas com o mesmo comportamento no sistema físico e, como resultado final, são obtidos os aspectos mais importantes no percurso de um conjunto de partículas que atravessam um meio, ou seja, o número médio de alguma característica do sistema como por exemplo: fluxo, deposição de energia, corrente, cálculos de criticalidade, etc.

Números entre 0 e 1, sendo o número 1 a máxima probabilidade de ocorrência, são selecionados aleatoriamente para determinar que tipo de interação acontecerá, baseado em regras físicas e probabilísticas que governam os processos envolvidos entre as partículas e a matéria. (X-5 Monte Carlo Team, 2003)

O *Tally* registra os processos nucleares do MCNP medindo o fluxo de nêutrons sobre um volume (F4), superfície (F2) ou um detector pontual (F5) com unidades de partículas.cm⁻², que junto com o comando WGT (weight tem unidades de partículas por unidade de tempo para o estado estacionário) fornece o fluxo de partículas da forma apresentada na Equação 1, ou seja:

$$\text{Fluxo} = \text{WGT} * \text{Fluência} = (\text{partículas.s}^{-1}) * (\text{partículas.cm}^{-2}) = \text{partículas.cm}^{-2} . \text{s}^{-1} \quad (1)$$

Os processos de interação das partículas com a matéria estão ligados às seções de choque de cada núcleo. No MCNP estas seções de choque estão relacionadas a bibliotecas de dados específicas para cada isótopo. A biblioteca principal de dados nucleares para nêutrons é a “*Evaluated Nuclear Data File*” (ENDF). No entanto, existe uma biblioteca específica para processos de fusão nuclear, chamada “*Fusion Evaluated Nuclear Data Library*” (FENDL), que atualmente está sendo implementada na versão 3.0, mas para este trabalho foi usada a biblioteca FENDL 2.1 em formato ACE (D.L. Aldama, 2004). Esta biblioteca é usada devida que está disponível ao público no site (<http://www-nds.iaea.org/fendl21/>).

3.2. Sistemas e Materiais

Neste trabalho foram simulados quatro modelos para representar um mesmo sistema Tokamak. Nestas modelagens que serão apresentadas posteriormente, foram representados os principais sistemas do ITER: Solenoide Central, Sistema Cobertor, Câmara do Vácuo, Proteção Térmica, Bobinas de Campo Toroidal, Criostato e Blindagem Biológica como se mostra em uma representação simples do sistema na Figura 18.

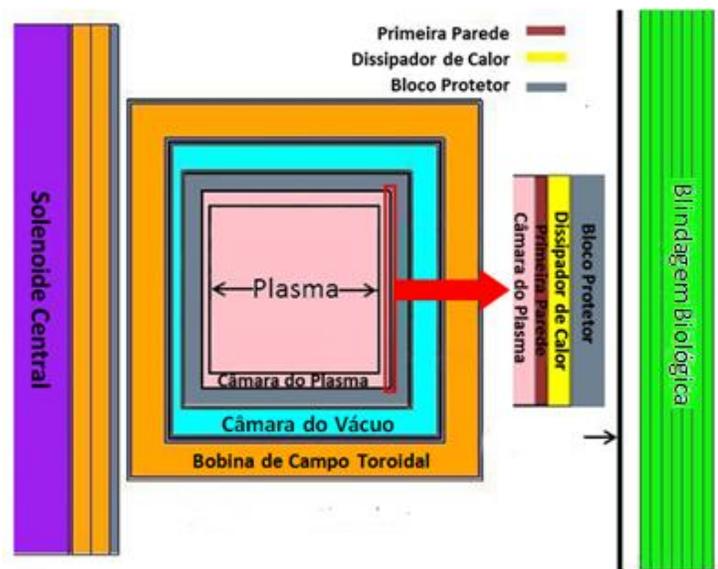


Figura 18 - Sistemas do Tokamak modelado neste trabalho.

Cada sistema tem diferentes componentes e cada componente está preenchido com um material diferente como é apresentado na Tabela 4. Os materiais usados para a simulação foram baseados no “ITER *Final Design Report*” (Japan Atomic Energy Agency, 2001), e alguns componentes foram atualizados conforme o artigo da revista “*Fusion Engineering and Design*” (Wu & FDS Team, 2009).

Os materiais apresentados nos diferentes componentes são usados nos diferentes projetos de Tokamak. Sendo os principais materiais usados: Nb₃Sn, SS316L(N)-IG, SS 304L e SS 304B7.

O material Nb₃Sn é um material supercondutor em conduto Incoloy⁵ 908, sendo o objetivo principal melhorar a operação do estado estacionário avançado. Este material é usado no projeto KSTAR na Coreia para melhorias nos sistemas de corrente (Bae & et al., 2004).

⁵ Incoloy: refere-se ao tipo de liga de metais especiais produzida por um grupo de empresas que formam corporações

Outro material muito usado na modelagem foi o aço inoxidável SS316L(N)-IG, que é usado como um dos materiais da estrutura da câmara do vácuo para recobrir outros componentes como as paredes do campo toroidal, bobinas e as paredes da câmara do vácuo. O SS316L(N)-IG é considerado, em vários reatores de fusão, como o principal material da câmara de vácuo devido às suas propriedades de suportar a irradiação do material com nêutrons de alta energia, resistência à corrosão e ao estresse térmico. Além disso, têm boas propriedades mecânicas, químicas e para produção deste material. Este material é usado no Tokamak EAST na China. (China, 2012)

Outro material usado é o aço inoxidável austenítico SS 304L, que oferece uma combinação de resistência à corrosão além de ser um material forte e dúctil. O baixo conteúdo de carbono reduz a susceptibilidade de precipitações de carbonetos durante a soldagem. Sendo usado principalmente como material na parte da blindagem térmica para alguns componentes do ITER (Barabash & et al., 2007).

Finalmente, o aço inoxidável SS 304B7, vem da família dos aços inoxidáveis com conteúdo de boro que oferece um rendimento melhorado no processo metalúrgico de pulverização. A dispersão fina de partículas de boro do processo fomenta uma melhor absorção de nêutrons e melhora a resistência e ductilidade. O aço inoxidável borado é utilizado em aplicações onde são necessárias as absorções dos nêutrons. A alta dureza e boa ductilidade do aço inoxidável borado o tornam melhor para aplicações em estruturas onde outros materiais absorvedores de nêutrons tem carência das propriedades necessárias.

Tabela 4 - Materiais e dimensões para os diferentes componentes do Tokamak (Wu & FDS Team, 2009; Hu, et al., 2007)

Sistema	Componente	Distância Radial (cm)	Material
Solenóide Central (CS)	Módulo de inserção	80 a 90	27% Nb ₃ Sn + 30% Incoloy 908 + 30% SS316 + 10% resinas +3% Al ₂ O ₃
	Supercondutor e isolantes	90 a 180	45% Nb ₃ Sn + 5% Al ₂ O ₃ + 50% Incoloy 908
	Suporte externo	180 a 200	SS316L(N)IG
Bobinas de campo toroidal	Parede da caixa	220 a 229.5	SS316L(N)IG
	Supercondutor e isolantes	229.5 a 310.5	45% Nb ₃ Sn + 5% Al ₂ O ₃ + 50% Incoloy 908
	Parede da caixa	310.5 a 320	SS316L(N)IG
Proteção Térmica da Câmara de Vácuo	Parede	320.6 a 322.8	SS304L
Câmara de Vácuo	Parede	322.8 a 328.8	SS316L(N)IG
	Enchimento	328.8 a 350.5	SS304B7, 60 %; water,40 %
	Parede	350.5 a 356.5	SS316L(N)IG
Cobertor	Bloco protetor	357 a 399	SS316L(N)IG
	Dissipador	399 a 401	CuCrZr-IG
	Primeira parede	401 a 402	Material a ser estudado
Câmara do Plasma		402 a 853	Vácuo
Cobertor	Primeira parede	853 a 854	Material a ser estudado
	Dissipador	854 a 856	CuCrZr-IG
	Bloco Protetor	856 a 898	SS316L(N)IG
Câmara de Vácuo	Parede	898.5 a 904.5	SS316L(N)IG
	Enchimento	904.5 a 967.5	SS304B7, 60 %; water,40 %
	Parede	967.5 a 973.5	SS316L(N)IG
Proteção Térmica da Câmara de Vácuo	Parede	973.5 a 975.5	SS304L
Bobinas de campo toroidal	Parede da caixa	976 a 985.5	SS316L(N)IG
	Supercondutor e isolantes	1085.5 a 1165.5	45% Nb ₃ Sn + 5% Al ₂ O ₃ + 50% Incoloy 908
	Parede da caixa	1165.5 a 1176	SS316L(N)IG
Criostato	Parede	1400 a 1410	SS304L
Blindagem biológica	Parede	1455 a 1655	Concreto do Br3

3.2.1. Modelo Proposto

A modelagem realizada para a avaliação neutrônica foi baseada no modelo de Tokamak do trabalho de mestrado de Arione Araujo, (Araújo & et. al., 2010) o qual será chamado de Modelo 1. Este Tokamak é desenhado com cilindros concêntricos de 25 m de altura como se apresenta na Figura 19. O sistema apresenta uma configuração de diferentes camadas que representam os diversos sistemas de um Tokamak. Na Figura 19, cada cor representa um material diferente com os quais são preenchidas as diversas camadas do sistema, a representação do plasma (cor roxa) seria a fonte de nêutrons e está localizada no centro da câmara de vácuo (cor laranja). No plano radial a fonte de nêutrons tem forma de anel como é apresentado na Figura 19 e, no plano axial observam-se dois quadrados como é mostrado na Figura 20. Os parâmetros principais para esta modelagem são apresentados na Tabela 5.

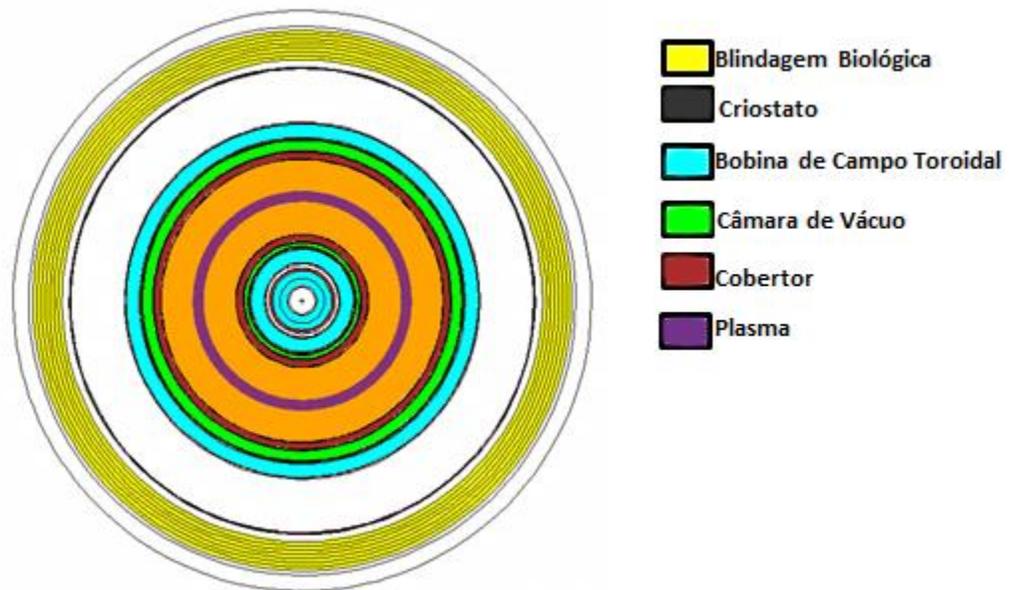


Figura 19 - Vista radial da geometria do primeiro sistema Tokamak modelado

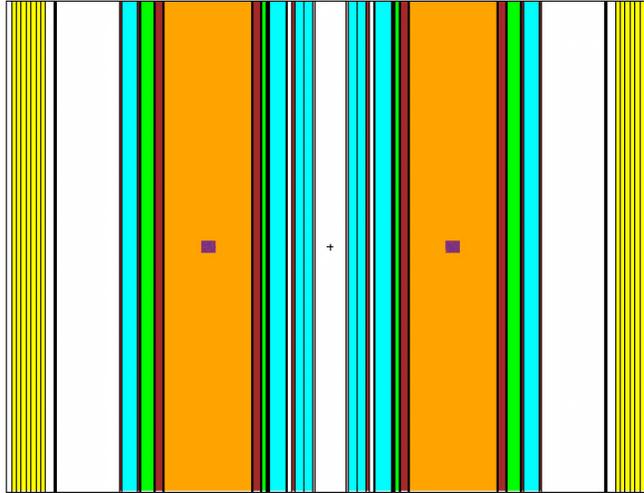


Figura 20 - Vista axial da geometria do primeiro sistema Tokamak modelado.

Tabela 5 - Parâmetros de emissão e normalização da fonte.

Parâmetros	Value
Raio maior, R (m)	6.21
Raio menor, a (m)	0.4
Fonte de nêutrons (nêutrons.s ⁻¹)	2.0 x 10 ¹⁵
Temperatura do plasma (keV)	10
Tipo de plasma	D-T
Área da superfície envolvente (cm ²)	4.974 x 10 ⁶

O principal objetivo desta primeira modelagem é encontrar a melhor posição para colocar uma camada transmutadora, bem como, estudar a influência da alteração nos materiais da primeira parede interna e externa entre os seguintes materiais S-65 Be e W1.1TiC. A finalidade é encontrar uma região que possa cumprir com os requisitos de um alto fluxo de nêutrons com energias altas. Os materiais S-65Be e W1.1TiC (Robinson & al., 2010) foram escolhidos devido às propriedades de seus elementos principais que são: o berílio e o tungstênio. Na Tabela 6 é apresentada uma comparação descrevendo as principais vantagens e desvantagens do Be e W.

Tabela 6 - Vantagens e desvantagens dos principais elementos usados para simulação

Berílio	Tungstênio
Vantagens	
Multiplicador de nêutron para produção de trítio	Baixa taxa de pulverização catódica
É um efetivo produtor de nêutrons	Altas temperaturas de fusão
Alta condutividade térmica	Boa condutividade térmica
Baixa densidade e baixas propriedades de ativação	Coefficiente de expansão baixo
	Solubilidade de trítio baixa
Desvantagens	
Baixa temperatura de fusão	Baixa condutividade
Alta taxa de pulverização catódica	Alta ativação neutrônica
Radiação que induz inchaço	Calor residual
Características de retenção de trítio	Reatividade química com ar a altas temperaturas
Toxicidade química	
Reações exotérmicas com o vapor	

Para avaliar qual seria a melhor combinação destes materiais serão estudadas três diferentes combinações. Na primeira é usado a liga de W1.1TiC na primeira parede interna e externa (A-A segundo a Figura 21), do mesmo modo na segunda combinação é usado a liga S-B65 na parede interna e externa (B-B segundo a Figura 21), por ultimo a combinação foi de W1.1TiC na parede interna e S-Be65 na parede externa. Em seguida, foi realizada a avaliação radial do fluxo de nêutrons ao longo do sistema para cada combinação. Para avaliar o fluxo de nêutrons foi usado o *tally* F5 disponível no MCNP em forma de detectores pontuais de 1 cm de diâmetro nas diferentes camadas antes e depois do início e do final de cada camada.

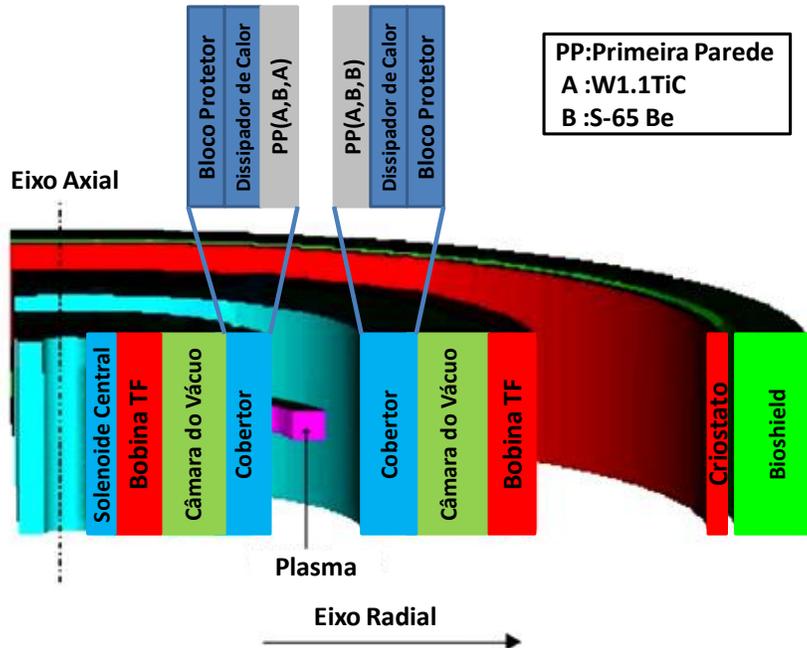


Figura 21 - Esboço dos principais sistemas do Tokamak

O propósito de encontrar uma região ao longo do sistema onde o espectro de nêutrons seja endurecido é porque para energia dos nêutrons acima de 1 MeV, os AMs (^{241}Am , ^{242}Am , ^{243}Am , ^{244}Am , ^{242}Cm , ^{243}Cm , ^{244}Cm , ^{237}Np e ^{238}N) e os isótopos de plutônios (^{238}Pu e ^{240}Pu) apresentam maior probabilidade de fissão do que da captura radiativa como é mostrado na Figura 22. A reação de captura radioativa só produziria outros AMs ou plutônios.

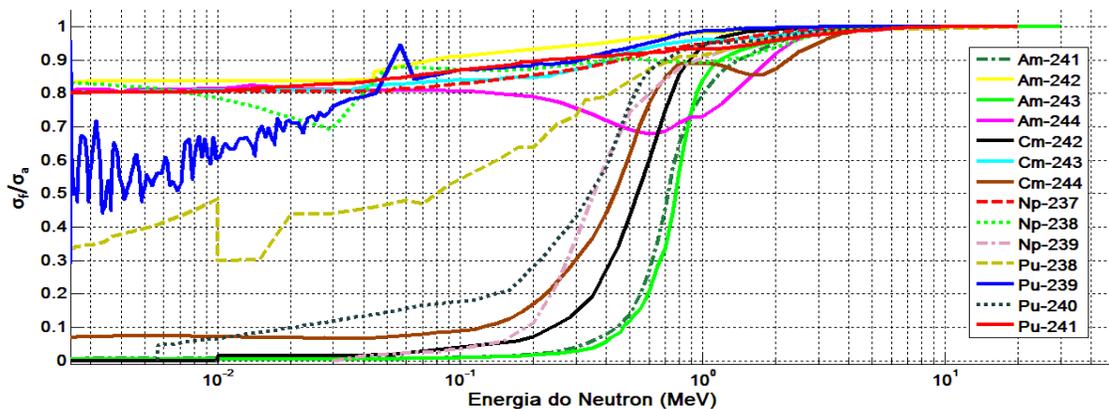


Figura 22 - Probabilidade de Fissão para os diferentes AM e transurânicos ($\sigma_f/(\sigma_f+\sigma_\gamma)$)

3.2.2. Modelos Propostos

Seguindo os estudos, foram simulados três modelos que se aproximam mais da forma geométrica do Tokamak escolhido que foi o ITER. Para isso, foram usadas diferentes geometrias que são produzidas por: intersecções de cilindros e planos nomeado modelo 2, intersecções de toros e cilindros nomeado modelo 3 e, por último, só com toros nomeado modelo 4. Não obstante, algumas características foram mantidas nestes sistemas como: a distância radial de cada sistema assim como de suas paredes, a ordem dos materiais e os parâmetros apresentados na Tabela 7. Para avaliar qual seria o melhor modelo foram comparados os fluxos de nêutrons com o *tally* F4 para cada modelo e os erros relativos destes três modelos. Após escolher o melhor modelo, foram calculadas as frequências de interação dos nêutrons com os dois materiais usados com a opção complementar do *tally* F4 nomeado Fm4 disponível no MCNP. O Fm4 terá que ser preenchido com algumas especificações dentre deste teremos que especificar o material usado na célula onde queremos calcular o tipo de reações nucleares que queremos encontrar, a unidade associada para este cartão é de partículas.s^{-1} .

Além disso, apresenta-se uma relação da quantidade de vezes que o nêutron colidirá antes de ser absorvido. Finalmente, o modelo escolhido foi reduzido a 20 graus de uma vista superior. Neste modelo foi calculada a distribuição do fluxo de energia ao longo da primeira parede. A fonte de nêutrons que foi usada neste trabalho tem uma intensidade de 14.4×10^{19} nêutrons. s^{-1} , com uma distribuição de energia gaussiana que obedece à Equação (2). A temperatura de 10 keV escolhida será a mínima para que as reações de D-T possam acontecer.

$$p(E) = C \exp[-((E-b)/a)^2] \quad (2)$$

onde “a” é a temperatura do plasma em MeV e “b” é a energia liberada na reação de fusão. Se $a < 0$ é interpretada como a temperatura em MeV. Se $b = -1$ os cálculos de liberação de energia serão para as reações D-T e se fosse $b = -2$ os cálculos seriam para a reação D-D. Para este trabalho o valor de “a” e “b” serão: $a = 0.01$ MeV e $b = -1$. O plasma

tomará a forma da câmara do vácuo em que está contido, mas independente da forma o volume de 837m^3 será o mesmo para os três modelos, com um raio maior de 6.21m e o raio menor de 2m . (Figura 23, 24 e 25) (X-5 Monte Carlo Team, 2003).

Tabela 7 - Parâmetros do Plasma para a simulação. (Stacey W. , 2007)

Parâmetros	Value
Raio maior, R (m)	6.21
Raio menor, a (m)	2.0
Fonte de nêutrons (nêutrons/s)	14.4×10^{19}
Temperatura do plasma (keV)	10
Tipo do plasma	D-T
Volume do plasma (m^3)	837

Estes modelos contêm os mesmos sistemas e componentes, porém a diferença principal são as superfícies usadas para representar cada modelo. O Modelo 2, apresentado na Figura 23, foi desenhado com a intersecção de duas geometrias: cilindros e toros. O Modelo 3, apresentado na Figura 24, foi desenhado com a intersecção de cilindros e planos. Finalmente, o Modelo 4 foi representado com toros concêntricos como mostrado na Figura 25.

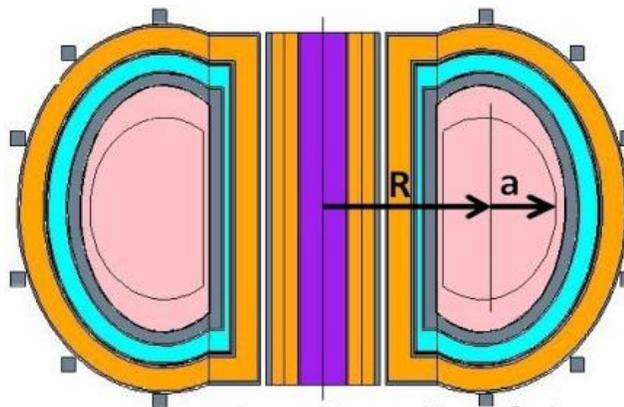


Figura 23 - Modelo 2 Tokamak baseado em intersecções de toros e cilindros

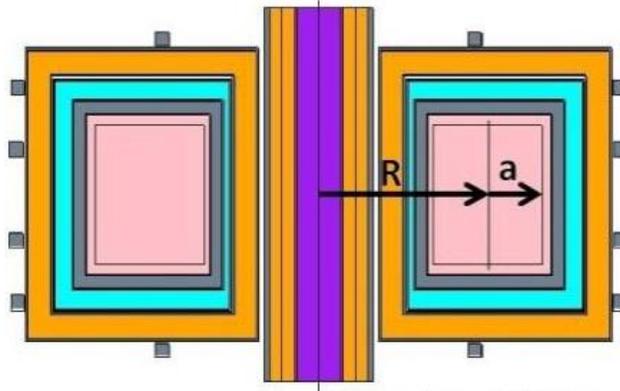


Figura 24 - Modelo 3 Tokamak baseado em intersecção de cilindros e planos

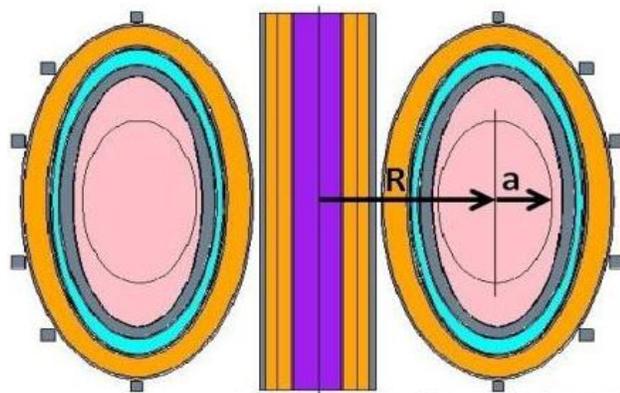


Figura 25 - Modelo 4 Tokamak baseado em toros concêntricos

A Figura 26 apresenta o corte transversal de forma genérica para qualquer destes três últimos modelos apresentados anteriormente.

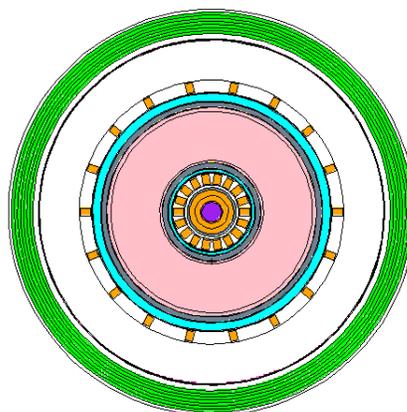


Figura 26 - Corte transversal para os três modelos

4. RESULTADOS

4.1. Avaliação Nêutronica ao Longo do Sistema

Para cada caso o valor do fluxo de nêutrons medido em cada detector pontual (tally F5) (N) foi dividido pelo fluxo de nêutrons medido pela fonte de nêutrons inicial (N_0). Por conseguinte, a quantidade N/N_0 será usada para avaliar a taxa de variação na população de nêutrons do espectro de nêutrons ao atravessar as paredes.

4.1.1. Efeito de Usar apenas Berílio na Primeira Parede

Em primeiro lugar, a avaliação foi com uma primeira parede interna e externa de berílio. Os resultados mostrados na Figura 27 apresentam a medida do fluxo normalizado dos detectores colocados a diferentes distâncias do eixo radial. O erro relativo mínimo associado a esta simulação é de 1.13% e o erro máximo de 5.18%.

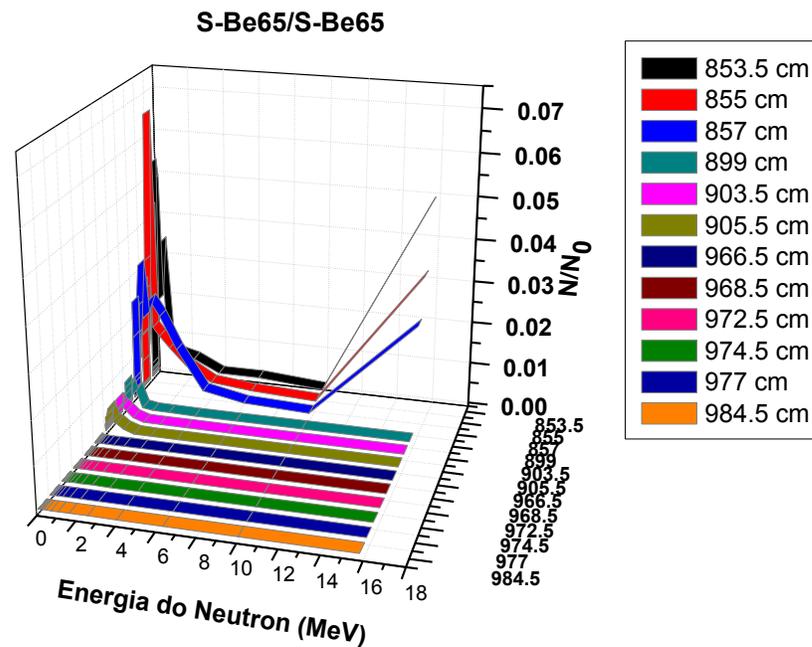


Figura 27 - Espectro de nêutrons do fluxo normalizado para o arranjo S-65 Be/S-65Be

Na Figura 27 verifica-se uma alta intensidade a 855 cm de distância do centro, isto é aproximadamente na região do dissipador de calor onde o segundo detector é colocado. Esta intensidade significa que existe uma alta produção de nêutrons, mas está faltando uma faixa de energia mais ampla. No entanto, o valor seguinte com um pico significativo é localizado a 857 cm, o qual apresenta um amplo espectro de energia com um alto fluxo de nêutrons. Por tudo isto, a região próxima a 857 cm é uma possível região para inserir uma camada transmutadora. A Tabela 8 mostra a frequência de interação com que cada reação acontece.

Tabela 8 - Frequência de Interação Normalizada para as Diferentes Reações do Berílio

Distância (cm)	Tipo de Reação	Normalização
853.5	Colisão Elástica	0.89118
	Colisão Inelástica	3.01199E-4
	Captura Radiativa	3.79946E-5
	Produção de Nêutrons	7.70784E-5
	Seção de Choque Total	1
855	Colisão Elástica	0.68332
	Colisão Inelástica	0.11425
	Captura Radiativa	0.00266
	Produção de Nêutrons	0.11962
	Seção de Choque Total	1
857	Colisão Elástica	0.60728
	Colisão Inelástica	0.1786
	Captura Radiativa	0
	Produção de Nêutrons	0.08543
	Seção de Choque Total	1

4.1.2. Efeito de Usar apenas Tungstênio na Primeira Parede

Em segundo lugar, a liga de tungstênio W1.1TiC foi colocada na parede interna e externa da câmara do vácuo. Em avaliações recentes o tungstênio foi considerado para vários componentes de interfaceamento com o plasma, por esse motivo o berílio foi substituído pela liga de tungstênio, já que as avaliações mostraram que os materiais baseados em tungstênio são uma opção promissora. De acordo com os resultados apresentados na

Figura 28 é possível identificar os dois picos mais importantes. O erro mínimo associado a esta simulação é de 2.24 % e o erro máximo de 5.07 %.

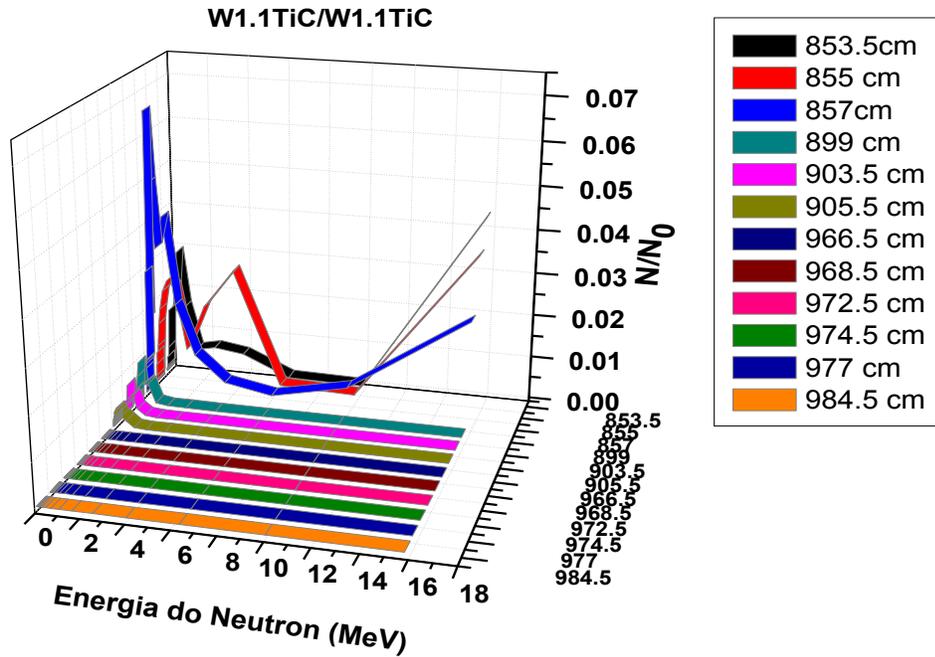


Figura 28 - Espectro de nêutrons do fluxo normalizado para o arranjo W1.1TiC/W1.1TiC

O primeiro pico está localizado dentro do dissipador de calor a 855 cm de distância e o segundo pico está dentro do bloco protetor a 857 cm de distância do centro. Por conseguinte, a região mais conveniente para colocar a camada transmutadora estaria entre 855 cm e 857 cm. A Tabela 9 mostra a frequência de interação normalizada para cada tipo de reação.

Tabela 9 - Frequência de Interação Normalizada para as Diferentes Reações do Tungstênio

Distância (cm)	Tipo de Reação	Normalização
853.5	Colisão Elástica	0.70764
	Colisão Inelástica	0.01893
	Captura Radiativa	0.00795
	Produção de Nêutrons	1.86935E-4
	Seção de Choque Total	1
855	Colisão Elástica	0.70964
	Colisão Inelástica	0.10321
	Captura Radiativa	0.00221
	Produção de Nêutrons	0.11012
	Seção de Choque Total	1
857	Colisão Elástica	0.63917
	Colisão Inelástica	0.16418
	Captura Radiativa	0
	Produção de Nêutrons	0.07887
	Seção de Choque Total	1

4.1.3. Efeito de Usar a Combinação de W1.1TiC - S-65 Be

Como foi apresentado na Figura 27 e Figura 28, para a distância de 855 cm o berílio tem um pico com alto fluxo, mas a faixa de nêutrons é estreita comparada com aquela do tungstênio que é mais ampla, mas com uma intensidade de fluxo menor. Por outro lado, para a distância de 857 cm a liga de tungstênio apresenta um alto fluxo, mas com uma faixa de energia estreita em comparação com o berílio que tem um faixa de energia mais ampla. Logo as propriedades de absorção e de espalhamento elástico de nêutrons do tungstênio são maiores que as do berílio. Por tudo isto, é interessante avaliar a possibilidade de usar a combinação dos dois materiais para preencher a primeira parede interna com a liga de tungstênio e a externa com a liga de berílio, de tal forma que este arranjo possa melhorar os espectros de energia da forma desejada. Finalmente, na Tabela 10 é mostrada a posição dos materiais no sistema Tokamak.

Tabela 10 - Novo Arranjo dos Materiais Colocados na Primeira Parede Interna e Externa

Centro		0	Vácuo
Sistema Cobertor	Bloco Protetor	357 a 399 cm	SS316L(N)IG
	Dissipador de calor	399 a 401 cm	CuCrZr-IG
	Primeira Parede	401 a 402 cm	W-1.1TiC
Câmara do Plasma		402 a 853 cm	Vácuo
Sistema Coberto	Primeira Parede	853 a 854 cm	Berílio
	Dissipador de calor	854 a 856 cm	CuCrZr-IG
	Bloco Protetor	856 a 898 cm	SS316L(N)IG

Como pode ser observado na Figura 29, a combinação destes materiais na primeira parede interna e externa mostra uma variação favorável no espectro de nêutrons localizada entre 855 cm e 857 cm. Esta região está limitada pelo dissipador de calor e o bloco protetor. O erro relativo mínimo associado com esta simulação é de 1.13% e o erro máximo de 4.58%.

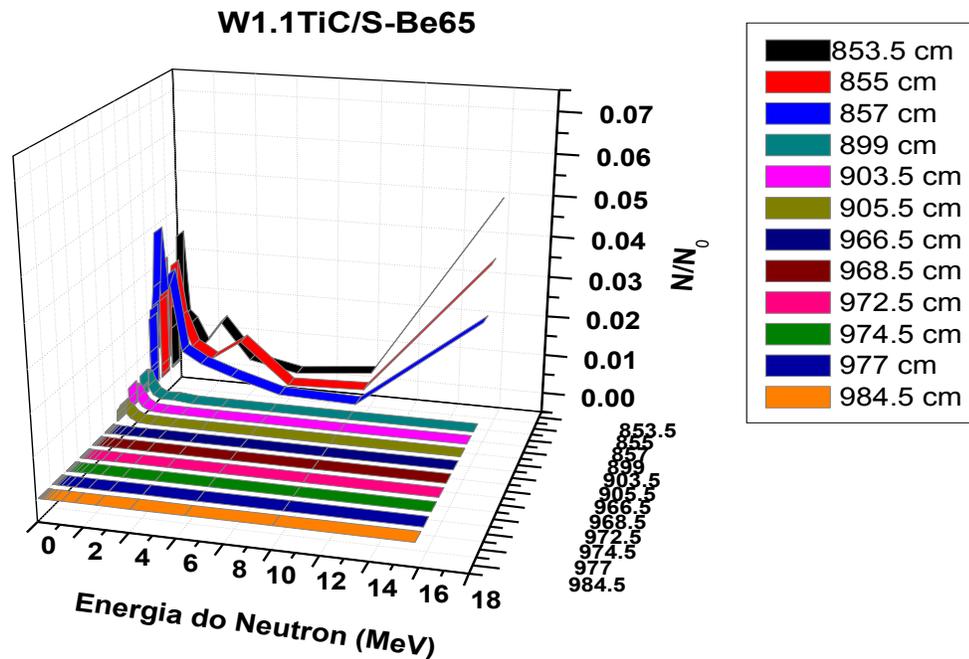


Figura 29 - Espectro de nêutrons do fluxo normalizado para o arranjo W1.1TiC/S-65 Be

De acordo com estes resultados preliminares, a região mais promissora para inserir uma camada transmutadora poderia ser entre 855 cm e 857 cm, devido ao fato de que esta região cumpre os principais requisitos procurados. Na Tabela 11 é apresentada a normalização para cada tipo de reação.

Tabela 11 - Frequência de Interação Normalizada para as Diferentes Reações da Combinação W1.1TiC/S-65 Be

Distância (cm)	Tipo de Reação	Normalização
853.5	Colisão Elástica	0.88536
	Colisão Inelástica	1.13447E-4
	Captura Radiativa	3.6455E-5
	Produção de Nêutrons	1.6744E-5
	Seção de Choque Total	1
855	Colisão Elástica	0.69768
	Colisão Inelástica	0.10874
	Captura Radiativa	0.00272
	Produção de Nêutrons	0.1146
	Seção de Choque Total	1
857	Colisão Elástica	0.65715
	Colisão Inelástica	0.15777
	Captura Radiativa	0
	Produção de Nêutrons	0.07128
	Seção de Choque Total	1

4.1.4. Análise Detalhada

Os seguintes resultados apresentam os picos de fluxo normalizado mais relevantes associados à inserção da camada transmutadora, dos diferentes casos estudados.

4.1.4.1. Liga de Berílio

A Figura 30 mostra uma comparação dos fluxos normalizados a 853.5 cm onde foram usados apenas um material tanto na camada interna como na externa, a fim de obter-se uma melhor comparação dos espectros para estes dois casos. Para a distância de 853.5 cm o fluxo de nêutrons foi maior para o berílio do que para o tungstênio.

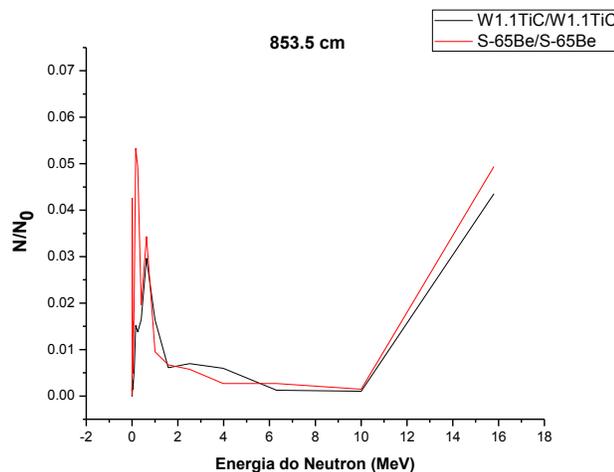


Figura 30 - Comparação entre S-65 Be e W a 835.5 cm

Como mostra a Figura 27, há dois picos que podem ser considerados para estudo. O primeiro está localizado a 855 cm do centro. Este pico tem um alto fluxo de nêutrons de aproximadamente 0.065 N/N_0 e uma faixa de energia entre 0.0398 a 0.631 MeV. O segundo pico importante está localizado a 857 cm. Este pico tem um fluxo menor que o anterior, mas tem uma faixa de energia maior e dentro da faixa de interesse entre 0.0398 a 3.98 MeV como se apresenta na Figura 31. Devido à queda do fluxo de nêutrons entre 855 cm e 857 cm, e à alta deficiência na faixa esta opção foi descartada para obter uma alta probabilidade de transmutação. Apesar de ser a melhor posição para inserir a camada

transmutadora, o espectro na região entre 855 cm e 857 cm, não cumpre os principais requisitos.

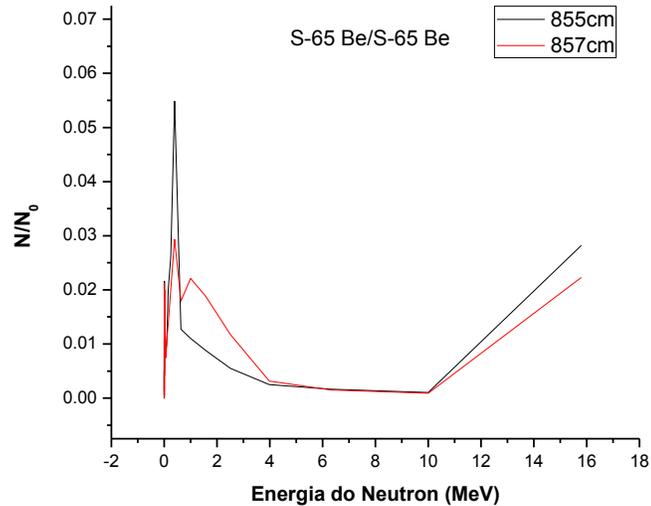


Figura 31 - Fluxo de Nêutrons Normalizado entre 855 e 857 cm

4.1.4.2. Liga de Tungstênio

Esta avaliação foi realizada para a liga de tungstênio como único material para a primeira parede interna e externa. Em primeiro lugar, para ter melhor entendimento do comportamento do fluxo de nêutrons quando estão afastados do centro a 899 cm, foram comparados os casos onde se utilizam só as ligas de tungstênio e berílio como se mostra na Figura 32. Para esta distância, o fluxo de nêutrons não cumpre com os requisitos de alto fluxo e uma faixa de energia acima de 1 MeV o que torna impossível a inserção de uma camada para esta distância.

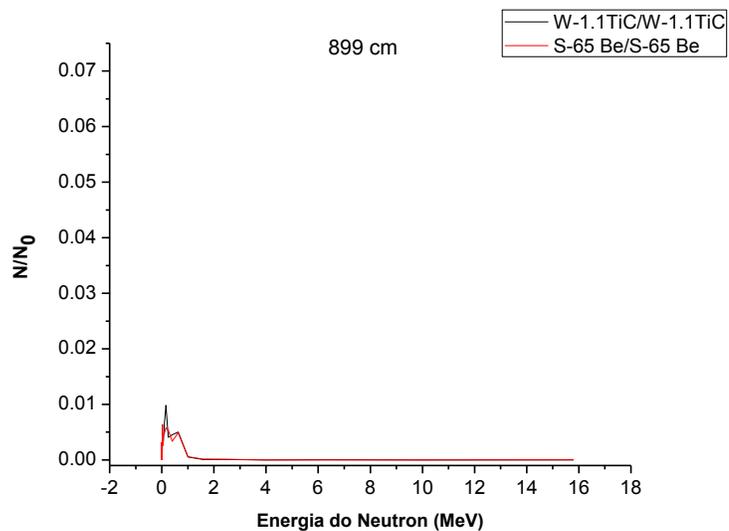


Figura 32 - Fluxo de Nêutrons Normalizado a 899 cm para os casos de S-65Be/S-65Be e W1.1TiC/W1.1TiC

A análise para o uso de apenas a liga de Tungstênio será focada entre as distâncias de 855 cm e 857 cm como é apresentado na Figura 33.

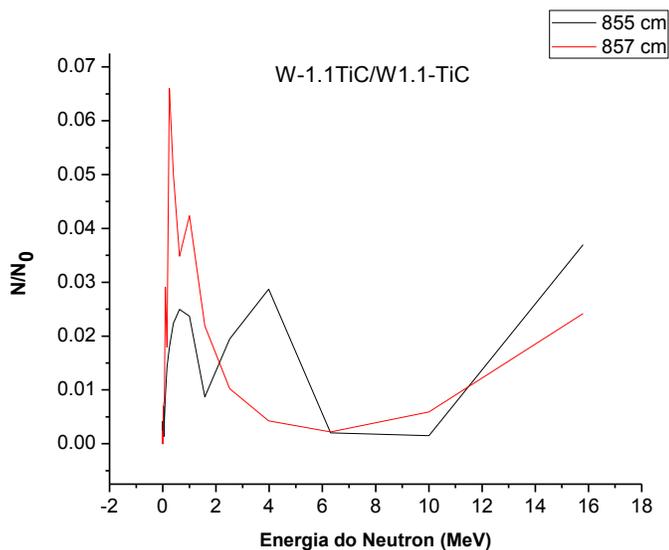


Figura 33 - Fluxo de Nêutrons entre 855 cm e 857 cm para W1.1TiC/W1.1TiC.

A Figura 33 apresenta o espectro de nêutrons a uma distância de 855 cm e 857 cm. Para a distância de 855 cm, o espectro exibe um pico com um fluxo normalizado de 0.03 N/N_0 com uma faixa de energia entre 2 a 6 MeV. Para a distância de 857 cm, a largura do pico é reduzida já que os nêutrons são moderados pelo bloco protetor para a faixa de energia entre 0.158 e 2 MeV mas com uma intensidade maior, aproximadamente 0.065 N/N_0 . Isto significa que os nêutrons sofrem uma maior quantidade de colisões elásticas ao passar do dissipador de calor para o bloco protetor. Portanto, esta região seria a melhor para inserir a camada transmutadora.

4.1.4.3. Combinação Tungstênio-Berílio

Esta combinação considera colocar a liga de tungstênio na primeira parede interna e a liga de berílio na primeira parede externa como foi apresentado na Tabela 10. De acordo com os resultados da Figura 29, o fluxo de nêutrons que cumpre os requisitos de alto fluxo de nêutrons e uma ampla faixa de energia, pode ser encontrado a 857 cm com um fluxo normalizado de 0.04 N/N_0 com uma faixa de energia de 0.1 a 1.58 MeV e outra região com um fluxo um pouco menor mas com uma faixa de energia ampla entre 1.58 a 6 MeV. Além disso, apresenta outra faixa acima de 10 MeV com um fluxo normalizado médio como se mostra na Figura 34.

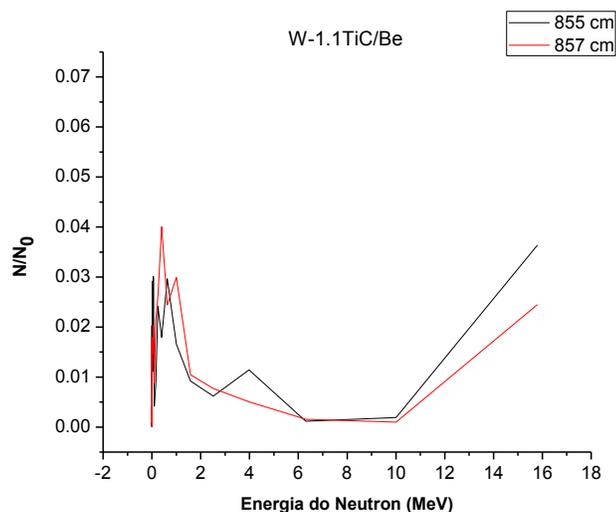


Figura 34 - Espectro do Fluxo de Nêutrons Normalizado para a Combinação W1.1TiC/S-65Be.

Por conseguinte, esta distância apresenta as melhores condições para a inserção de uma camada transmutadora cumprindo com as diferentes condições para a transmutação de AMs e plutônios.

Dentre as opções estudadas a melhor combinação foi colocar a liga de tungstênio na parede interna e a liga de berílio na parede externa por apresentar um espectro de nêutrons com um alto fluxo normalizado com uma faixa de energia mais ampla entre 2 a 6 MeV e acima dos 10 MeV de energia.

4.2. Avaliação dos Diferentes Modos de Execução

Antes de avaliar os diferentes modelos, é importante definir qual dos métodos disponíveis no MCNP deverá ser usado para a contagem de partículas com o *tally* F5. Dentre os quais podemos encontrar: o uso de um determinado número de partículas para uma única simulação “NPS” ou, em uma primeira simulação (SSW), registrar todas as partículas sobre uma superfície próxima ao detector; isto cria uma fonte de partículas sobre esta superfície na segunda simulação. Depois disso, uma segunda simulação (SSR) será necessária para registrar as partículas que serão emitidas da superfície como se fosse esta a fonte inicial. O principal objetivo desta comparação é encontrar qual das duas formas de executar a modelagem terá um erro relativo menor e gastará menos tempo computacional.

A seguir, devido à sua simplicidade o Modelo 3 foi escolhido para esta simulação com o número 10^6 de partículas para os dois modos de execução. A Figura 35 mostra os espectros de nêutrons obtidos através dos dois modos de execução do mesmo modelo. Conforme a figura evidencia, a principal diferença entre os espectros é que a intensidade para o SSW/SSR é maior do que a intensidade para o NPS.

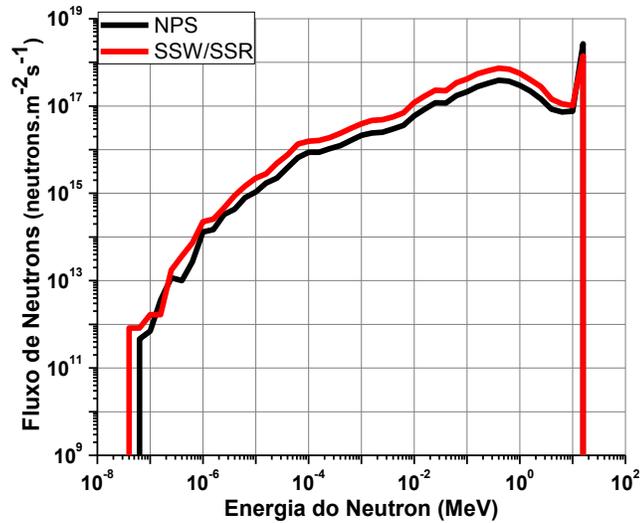


Figura 35 - Comparação entre os Espectros de Nêutrons Obtidos com NPS e SSW/SSR.

A Figura 35 é necessária para certificar se o espectro de nêutrons terá alguma diferença significativa que possa interferir com futuros resultados o que efetivamente não foi verificado. A Figura 36 mostra que o erro relativo é menor em quase toda a faixa de energia ao longo do espectro de nêutrons com a opção de SSW/SSR com o mesmo número de partículas simuladas.

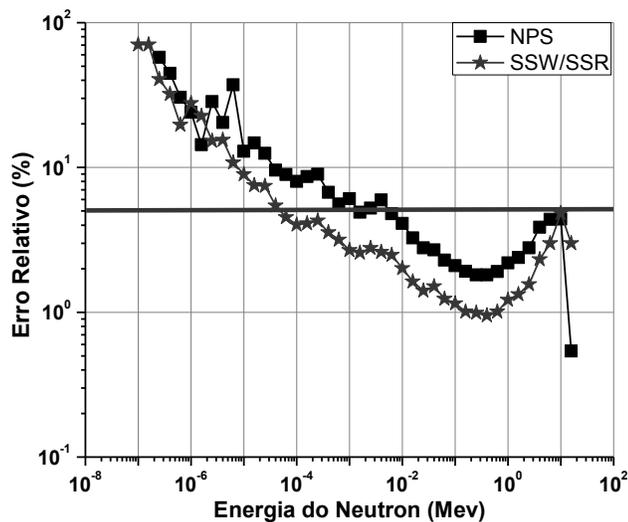


Figura 36 - Erro Relativo da Figura 35 para as Duas Simulações com o mesmo número de partículas simuladas.

Por outro lado, o tempo computacional gasto para a simulação com o uso de NPS foi muito menor como se mostra na Figura 37. Ao comparar o tempo computacional que foi gasto para 2×10^5 partículas para a forma de execução SSW/SSR pode-se perceber que este é muito maior do que o tempo gasto para 10^6 partículas para NPS.

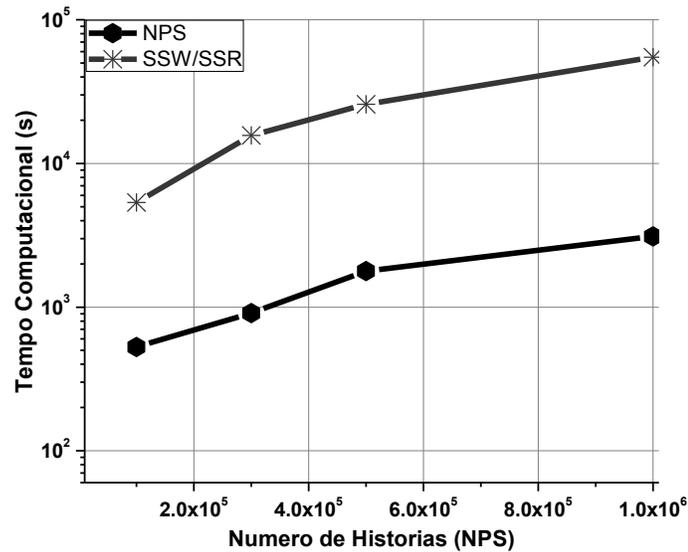


Figura 37 - Tempo computacional versus número de histórias.

Por outro lado, foram executados diferentes número de partículas simuladas para o modelo 3, medindo o fluxo sobre a primeira parede externa com o *tally* F4, com isto demonstrou-se que, ao aumentar o número de partículas o erro produzido diminui mas (Figura 38) ainda assim, mantém semelhança no espectro de nêutrons acima de 10 eV (Figura 39). Consequentemente, aumentar o número de partículas de NPS acima de 5×10^6 partículas reduziria o erro muito além do que 10^6 partículas para SSW/SSR.

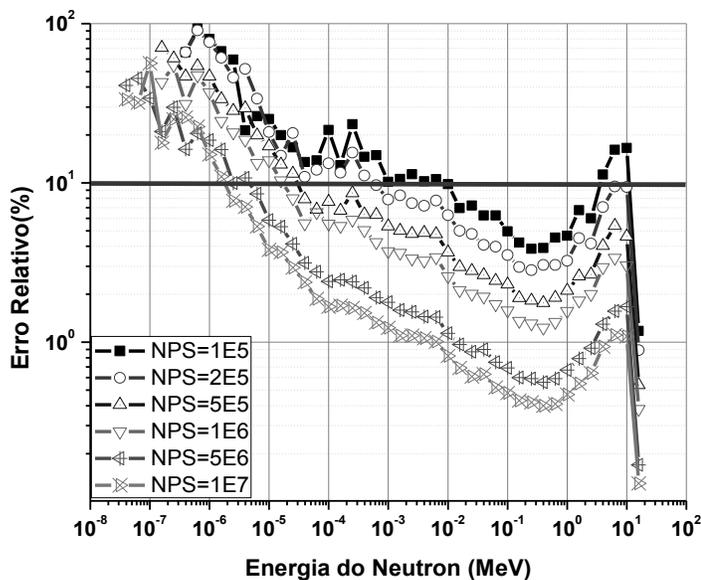


Figura 38 - Erro relativo de uso de NPS.

Além do erro para NPS ser reduzido significativamente com 5×10^6 partículas em relação ao SSW/SSR, o espectro de nêutrons produzido para este número de partículas como se mostra na Figura 39, tem quase a mesma forma que para um número maior de partículas (10^7) que tem um menor erro relativo. Isto quer dizer que 5×10^6 partículas poderia ser o número mínimo de partículas simuladas para obter uma simulação abaixo do limite do erro permitido pelo MCNP que é de 10% para o *tally* F4 para que os resultados possam ser válidos como mostrado na Figura 38. Em síntese, baseado no erro relativo a melhor forma de executar a simulação é usar NPS.

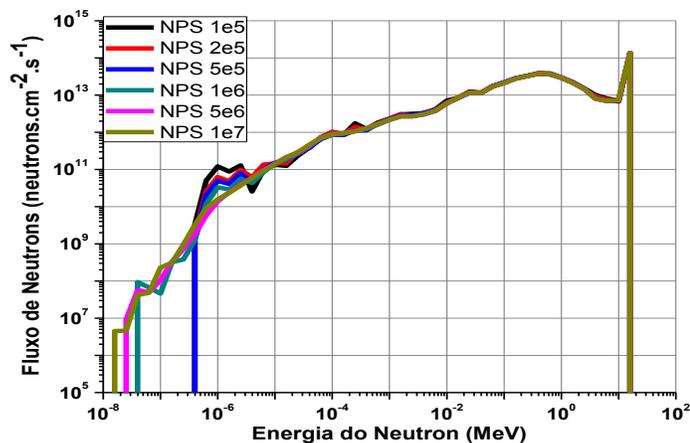


Figura 39 - Diferenças no fluxo de nêutrons para diferentes números de partículas.

4.3. Avaliação dos Diferentes Modelos

Conforme dito na Seção 3.2.2., foram simulados três modelos geometricamente diferentes com o objetivo de realizar uma modelagem mais real e que seja mais próxima ao ITER.

O espectro de nêutrons da fonte de fusão registrada antes de interagir com a primeira parede é mostrado na Figura 40 para os diferentes modelos simulados. A principal diferença entre os espectros de nêutrons de cada modelo surge a partir de 10^{-6} MeV de energia. Isto significa que não haverá uma diferença grande no fluxo de nêutrons antes de interagir com as diferentes camadas do sistema. A diferença no espectro se deve provavelmente à diferença na forma do volume da fonte de nêutrons preenchida no espaço do plasma.

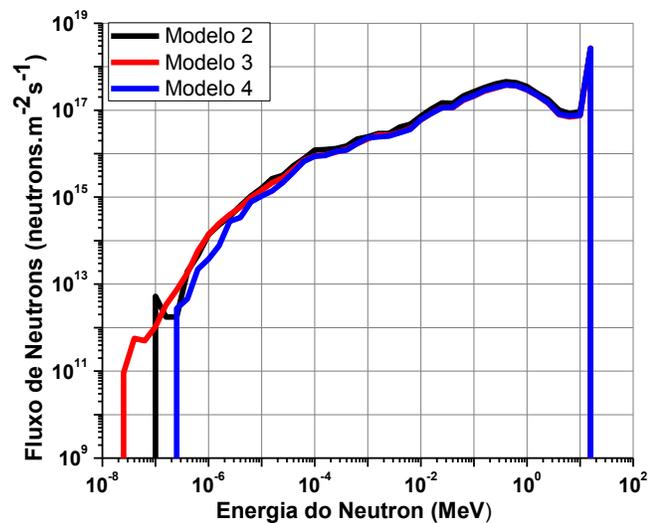


Figura 40 - Fluxo de nêutrons para os diferentes modelos antes de interagir com a primeira parede.

A Figura 41, Figura 42 e Figura 43 mostram o espectro de nêutrons ao longo das diferentes camadas para cada modelo. Nestas figuras, é possível verificar como o espectro de nêutrons muda e diminui em relação à distância e ao material usado em cada camada.

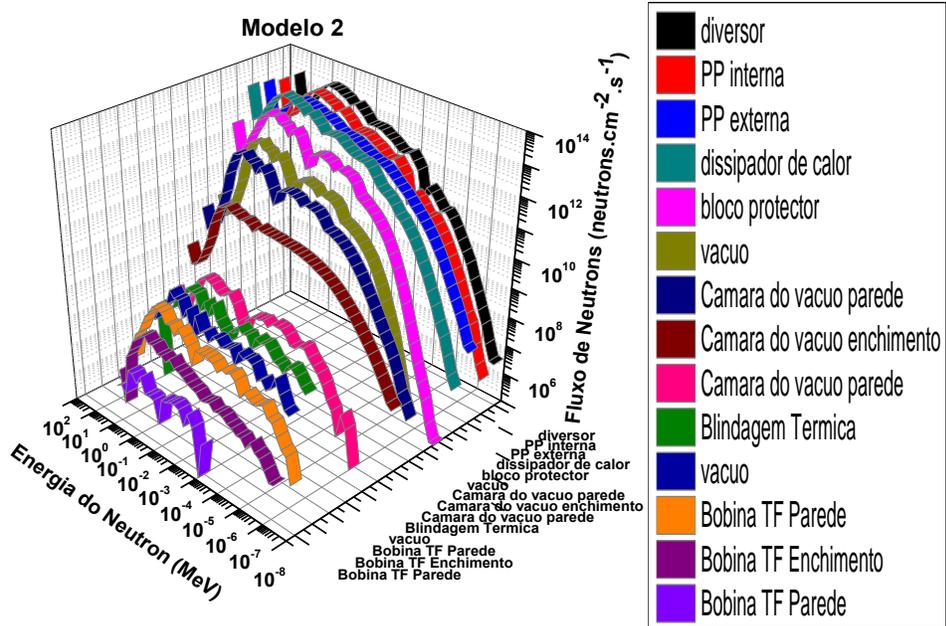


Figura 41- Fluxo de nêutrons ao longo das diferentes camadas do sistema para o Modelo 2.

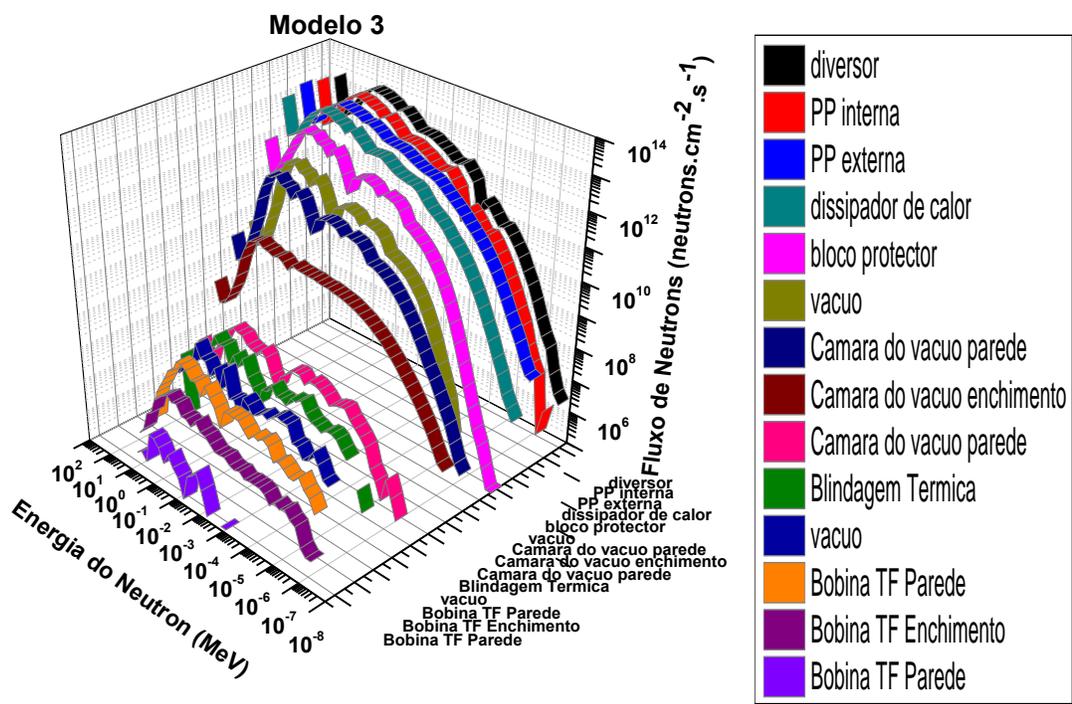


Figura 42- Fluxo de nêutrons ao longo das diferentes camadas do sistema para o Modelo 3.

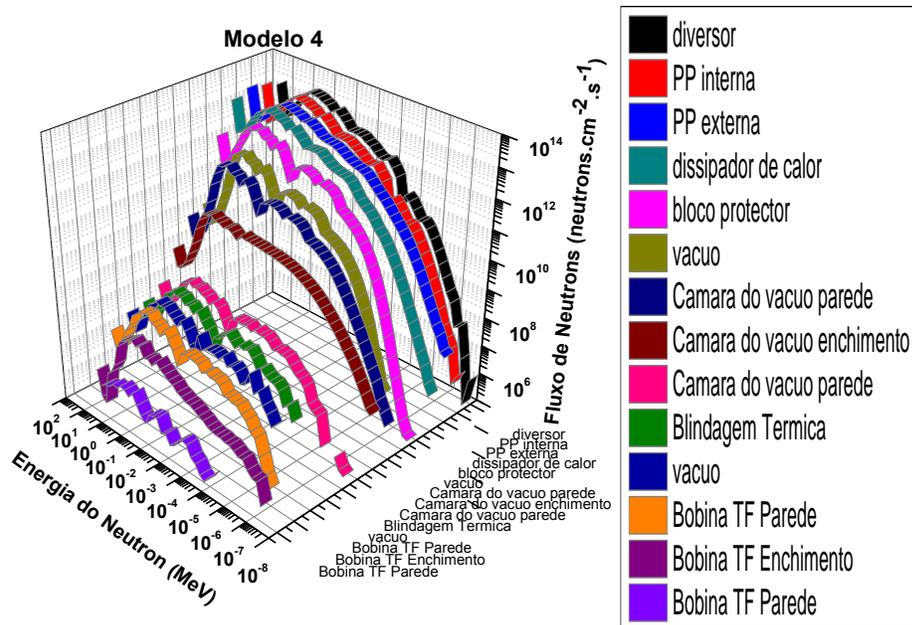


Figura 43- Fluxo de nêutrons ao longo das diferentes camadas do sistema para o Modelo 4.

Em síntese, o comportamento dos espectros de nêutron para os diferentes modelos ao longo de seus sistemas são muito similares. Mas existe diferença a partir da região da câmara do vácuo antes da blindagem térmica. Isto não tem muita relevância para este trabalho porque está fora da zona que pode influenciar o estudo dos materiais da primeira parede, além disso, os estudos futuros serão realizados no máximo antes da blindagem térmica.

4.3.1. Comparação do Espectro de Nêutrons

A Figura 44 mostra a comparação do espectro do fluxo de nêutrons após entrar em contato com o material da primeira parede externa (S-65 Be) para os três modelos em relação ao espectro do fluxo de nêutrons obtido na simulação de um reator de fusão modelo PPCS (Power Plant Conceptual Study), demonstrou-se a semelhança entre eles. A Figura 44 em relação à Figura 40 mostra uma redução na intensidade do pico de nêutrons com energias de 14.1 MeV para os três modelos. Isto quer dizer que os nêutrons com esta energia sofrem uma grande quantidade de interações com o material

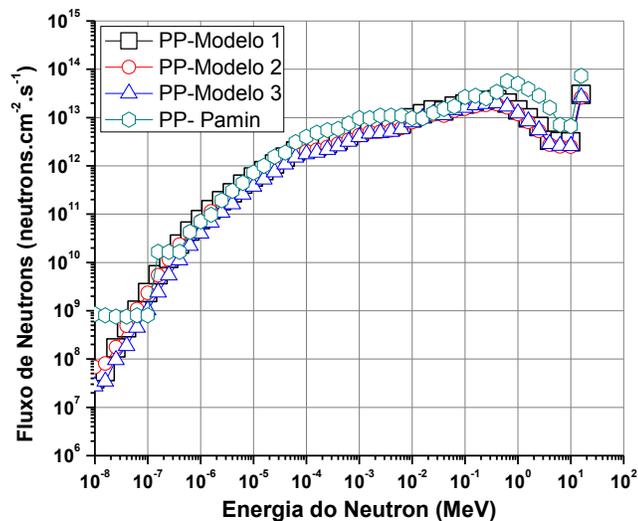


Figura 44 – Comparação do fluxo de nêutrons para a Primeira Parede externa dos três modelos e da Primeira Parede do trabalho de Pampin.

Por outro lado a Figura 45 mostra o espectro de nêutrons para o sistema Divisor dos três modelos, e do sistema divisor obtido na simulação de um reator de fusão modelo PPCS (PAMPIN & et al., 2006). Nesta figura verifica-se a semelhança do espectro de nêutrons entre os modelos simulados neste trabalho e outro trabalhos, embora os espectros tenham uma pequena diferença.

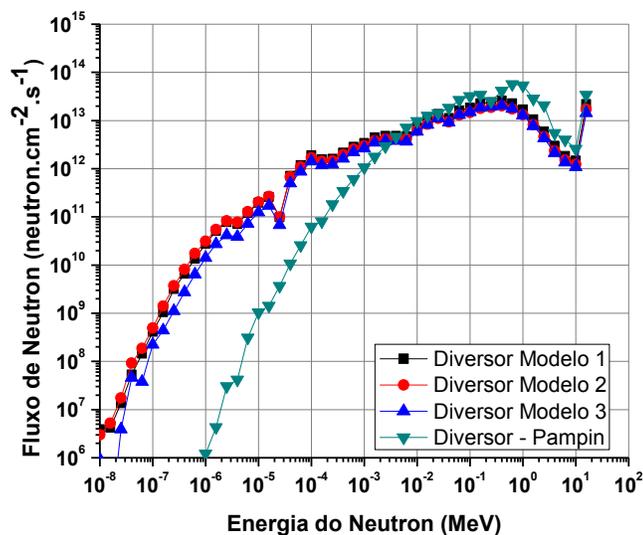


Figura 45 – Comparação dos fluxos de nêutrons para o sistema divisor dos três modelos e do sistema divisor do trabalho de Pampin.

O fato de que os espectros de nêutrons para a primeira parede e o sistema divisor obtidos neste trabalho apresentarem muita semelhança com os espectros para os mesmos sistemas de outros trabalhos (PAMPIN & et al., 2006) incentiva a continuidade dos trabalhos em fusão.

4.3.2. Erro Relativo e Tempo Computacional

A Figura 46 mostra a média dos erros relativos para cada sistema ao longo do reator para medição do fluxo usando o *tally* F4. Nesta Figura 47 cada sistema é representado por seus acrônimos em inglês: Sistema Divisor (D), primeira parede interna (PPI), primeira parede externa (PPE), dissipador de calor (DC), Bloco protetor (BP), vácuo (V), primeira parede da câmara do vácuo (PCV), enchimento da câmara do vácuo (ECV), última parede da câmara do vácuo (PCV), parede de proteção térmica (PT), vácuo (V), bobina do campo toroidal primeira parede (PBCT), bobina de campo toroidal enchimento (BCT), última parede da bobina de campo toroidal (PBCT).

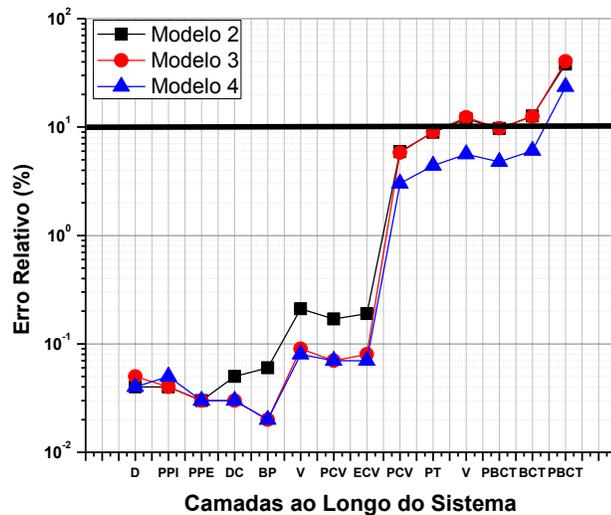


Figura 46 - Erro relativo versus camadas ao longo do sistema para os três modelos.

Na Figura 46 os três modelos foram simulados com o mesmo número de partículas (10^7) para permitir a comparação dos erros relativos entre os modelos. Os resultados mostram que o Modelo 4 tem um menor erro relativo em todos os sistemas, seguido do Modelo 3

que tem um maior erro relativo em regiões afastadas da câmara do plasma. Por último o Modelo 2 tem o maior erro relativo ao longo dos sistemas.

À vista dos casos executados e das análises realizadas, o Modelo 3 é o melhor devido ao fato de que o erro relativo médio é baixo para cada camada do sistema. Também o espectro de nêutrons do Modelo 3 é mais parecido com o Modelo 2 que com o Modelo 4. Isto quer dizer que o Modelo 3 e o Modelo 2 são tomados com referência.

4.4. Obtenção da frequência de colisão dos nêutrons com os materiais

Para a obtenção da frequência de colisões é utilizado o modelo 3 e o *tally* F4 junto com o Fm4, disponível no MCNP. A interação dos nêutrons com os materiais produz diferentes tipos de reações nucleares. Porém acontecem ao longo do percurso do nêutron no material. Enfim, a frequência na qual as reações nucleares acontecem está relacionada com a velocidade do nêutron e a seção de choque que se quer obter (espalhamento elástico, espalhamento inelástico, captura radiativa, produção de 2 e 3 nêutrons, produção de prótons, produção de um nêutron e um próton, produção de partículas alfa, produção de deutério, produção de um nêutron junto com uma partícula alfa, produção de trítio e produção de Hélio-3) como mostrado na Equação (3).

$$v\Sigma_t = \left[\frac{cm}{s} \right] [cm^{-1}] = \text{Frequência na qual as reações nucleares acontecem (3)}$$

A frequência com a qual as reações nucleares acontecem é definida também como frequência de colisão.

4.4.1. Liga de Berílio

A Figura 47 mostra a frequência de colisão para as diferentes reações nucleares dos nêutrons com a liga de berílio. Dentre as reações nucleares que tem maior probabilidade de acontecer está a de espalhamento elástico que tem uma faixa ampla de energia, como

mostrado na Figura 47. Depois, vem a reação nuclear de captura radiativa que também tem uma faixa de energia ampla. Não obstante, as reações de espalhamento inelástico, produção de 2 e 3 nêutrons e a produção de partículas carregadas tem uma probabilidade maior de acontecer acima de 10 MeV. Este material, baseado em berílio, apresenta alta produção de Trítio, alfa e nêutrons.

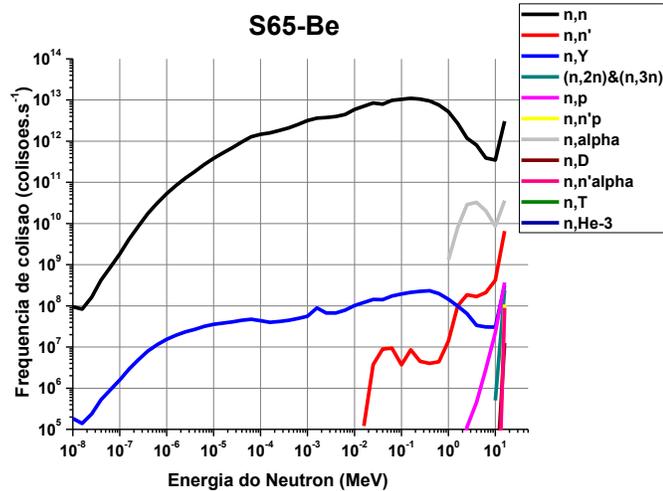


Figura 47 - Frequência de Colisão para o material S-65Be

4.4.2. Liga de Tungstênio

A liga de tungstênio apresenta maior probabilidade de colisões elásticas e captura radiativa para uma ampla faixa de energia conforme mostra a Figura 48. A reação de captura radiativa contribui com a ativação neutrônica do tungstênio após o desligamento do reator de fusão aumentando o dano nos materiais.

Assim como as reações de produção de partículas para a liga de berílio tem uma alta probabilidade acima de 10 MeV, o mesmo é observado para o Tungstênio.

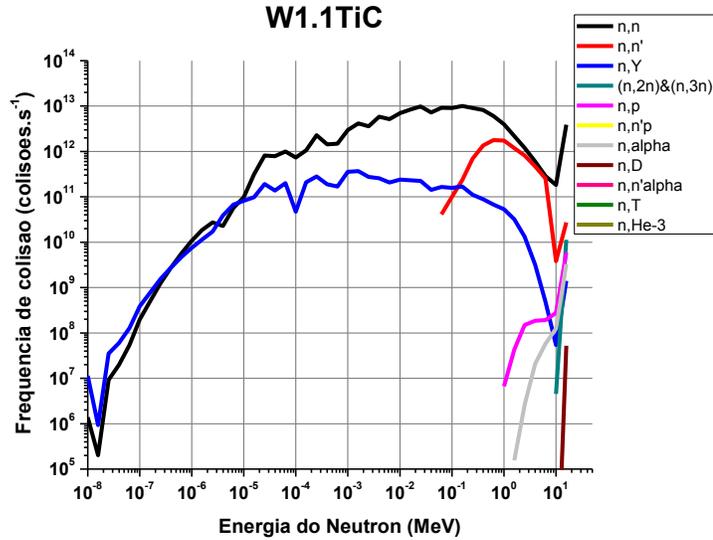


Figura 48 - Frequência de colisão para o material W1.1TiC

4.5. Análise Detalhada das Frequências de Colisão dos Materiais

Feita a avaliação para as duas ligas usadas na primeira parede, as mesmas são comparadas na Figura 49 do ponto de vista de frequência de colisão. Verifica-se que o tungstênio tem maior frequência de colisão para as reações de espalhamento inelástico, captura radiativa, produção de 2 e 3 nêutrons e produção de prótons.

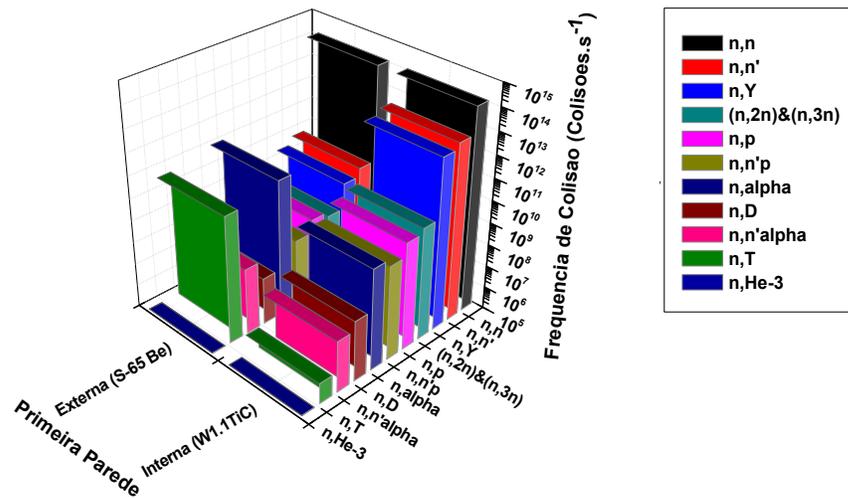


Figura 49 - Comparação entre as ligas de Tungstênio e Berílio

Por outro lado, o berílio tem uma maior frequência de colisão para as reações de espalhamento inelástico, captura radiativa, produção de partículas alfa, produção Trítio e produção de um nêutron e uma partícula alfa como é apresentado na Tabela 12. Além disso, a Tabela 12 mostra os valores numéricos da Figura 49.

Tabela 12 - Frequência de colisões para as ligas de Berílio e Tungstênio

Reações	S65-Be (colisões.s ⁻¹)	W1.1TiC (colisões.s ⁻¹)
n,n	1.34781x10 ¹⁴	1.28213x10 ¹⁴
n,n'	7.70045x10 ⁹	8.68872x10 ¹²
n,Y	3.39769x10 ⁹	4.92439x10 ¹²
(n,2n)&(n,3n)	2.43574x10 ⁸	1.13323x10 ¹⁰
n,p	3.97225x10 ⁸	6.77169x10 ⁹
n,n'p	1.07552x10 ⁸	1.70945x10 ⁹
n,alpha	1.36194x10 ¹¹	3.50031x10 ⁹
n,D	1.24957x10 ⁷	5.20611x10 ⁷
n,n'alpha	8.94273x10 ⁷	2.03459x10 ⁷
n,T	5.29563x10 ¹⁰	825549
n, ³ He	200.421	271.796

Finalmente, com as frequências de colisão das reações que absorvem nêutrons e as que espalham nêutrons será obtido o número de colisões necessárias dentro de cada material antes da absorção neutrônica. Esta relação é descrita pela Equação (4) e representada na Figura 50.

$$\frac{\nu\Sigma_s}{\nu\Sigma_a} = \frac{\Sigma_s}{\Sigma_a} = \text{Número de colisões antes do nêutron ser absorvido} \quad (4)$$

Esta relação será avaliada para a faixa de energia entre 10⁻⁸ MeV até 14 MeV. Na Figura 50 observa-se que os comportamentos da liga de berílio e da liga de tungstênio são diferentes. Para energias acima de 1 MeV o material de tungstênio apresenta maior número de colisões do que a liga de berílio. Isto quer dizer que o tungstênio terá menor

produção de partículas ou de captura radiativa para energias acima de 1 MeV, o que é bom para materiais que suportam fluxos intensos de nêutrons com alta energia. Por outro lado, o berílio apresenta maior número de colisões para a faixa de energia entre 10^{-8} MeV e 1 MeV como se mostrado na Figura 50. Isto quer dizer que o berílio poderia ser usado também para reatores térmicos.

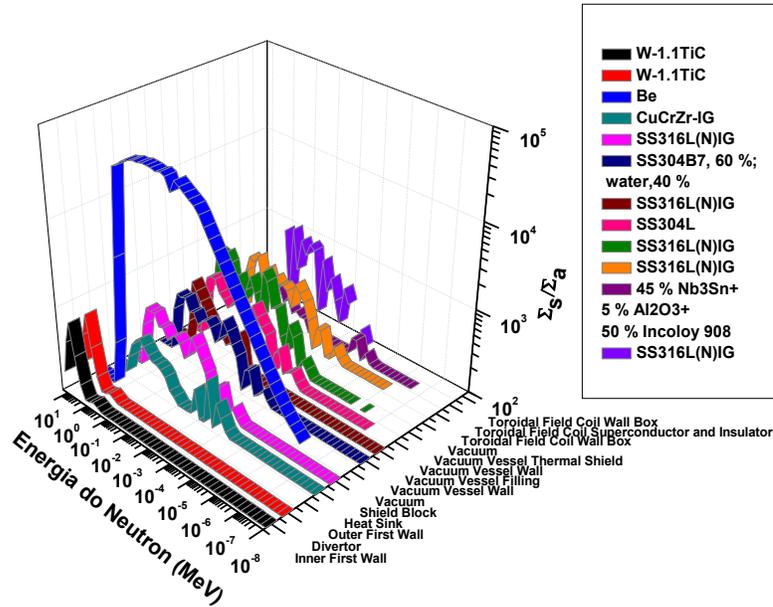


Figura 50 - Número de colisões dos nêutrons antes de serem absorvidos

4.6. Proposta do Modelamento Final

A proposta do modelamento final é baseada nas avaliações das Seções 4.2., 4.3., 4.3.1. e 4.3.2. O modelo escolhido foi o Modelo 3, apresentado na Figura 18, devido à principal vantagem que é a simplicidade geométrica do modelo, além de o erro relativo antes da camada do bloco protetor ser baixo, o que permite simular um maior número de partículas. Após a escolha do Modelo 3, a representação geométrica foi reduzida para uma secção correspondente a um ângulo de 20° (Figura 51), visto que é possível diminuir o erro e o tempo computacional, já que o transporte das partículas será em um espaço menor.

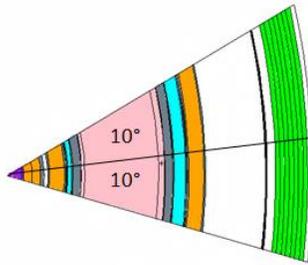


Figura 511 - Corte transversal do modelo 3 com um ângulo de 20°

Com esta nova simulação será avaliada a forma do fluxo de energia na primeira parede interna e externa. Para isso, foram colocados 7 detectores pontuais (*tally* F5) de diâmetro de 1 cm ao longo de cada primeira parede, permitindo avaliar quais seriam as zonas com um fluxo de energia maior. As zonas com maior fluxo de energia terão um dano maior no material. Conforme pode-se verificar através da Figura 52, a parede externa de berílio apresenta dois picos importantes: o primeiro no centro e o segundo a 133.5 cm do centro. Por outro lado a parede interna de tungstênio apresenta um pico máximo a -44.5 cm de distancia do centro seguido da região que está localizada no centro do sistema a 0 cm.

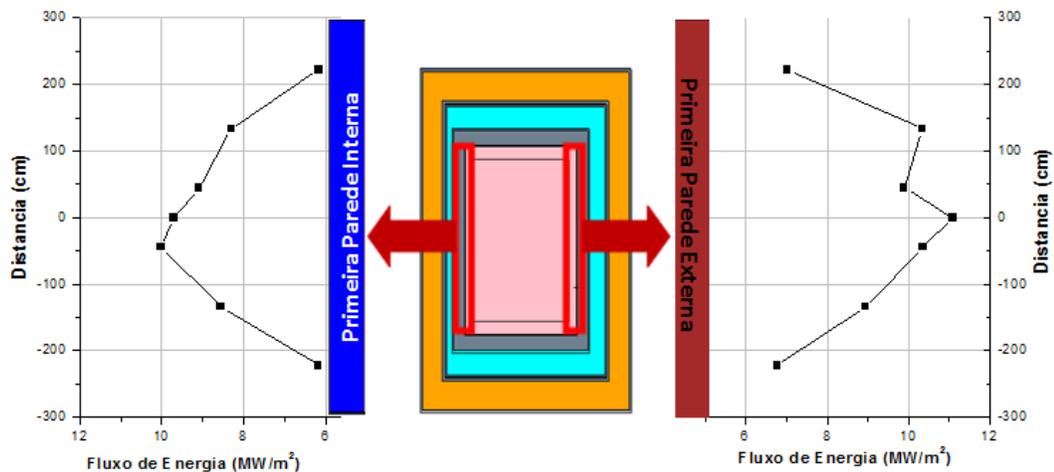


Figura 522 - Fluxo de Energia para Primeira Parede Interna e Externa

Os erros relativos associados aos fluxos de energia mostrados na Figura 52 são: erro relativo mínimo médio associado à primeira parede é de 3.55% sendo o mínimo de 2.19% e o máximo de 5.48%. Por outro lado para a parede externa o erro médio é de 3.91% sendo o mínimo de 1.87% e o erro máximo de 5.97%.

5. CONCLUSÕES

Nesse trabalho concluiu-se que as combinações da posição destes materiais entre primeira parede (interna e externa) pode afetar o fluxo ao longo do sistema.

Das três combinação estudadas ligas usadas entre parede interna e externa (W1.1TiC/W1.1TiC, S-65 Be/S-65 Be e W1.1TiC/S-65 Be) a melhor combinação foi colocar a liga de tungstênio (W1.1TiC) na parede interna e a liga de berílio (S-65Be) na parede externa com uma posição entre 855 e 857 cm devido a que cumpre com as condições necessárias para induzir fissão nos transurânicos.

Usando a mesma fonte se estudarem duas formas de executar um mesmo modelo com o código de Monte Carlo MCNP5, e se concluiu que tem maior benefício o uso do NPS do que a opção de fonte superficial SSW/SSR mantendo constante a quantidade de partículas simuladas.

O resultado da comparação entre os três modelos com formas geométricas diferentes na tentativa de aproximá-los ao ITER mostra que o espectro de nêutrons ao longo do sistema é muito similar entre os modelos. Por outro lado, a diferença mais relevante pode ser encontrada na região da blindagem térmica, mas isto não afetará futuras simulações.

Os resultados apresentam um comportamento com semelhante tendência no espectro de nêutrons sobre a primeira parede e o sistema divisor. Os espectros obtidos neste trabalho mostraram comportamento similar aos obtidos em outros trabalhos sobre o sistema Tokamak, evidenciando que o trabalho está seguindo a direção correta.

A relação das frequências de colisão entre absorção e espalhamento mostraram que o tungstênio tem um número maior de colisões dos nêutrons antes de serem absorvidos.

Finalmente, o fluxo de energia sobre a primeira parede interna e externa mostra que a concentração maior esta ao redor do centro do reator. Esta região terá maior dano devido ao fato de que terá alto fluxo de nêutrons com energias altas.

A continuidade deste trabalho poderá envolver o estudo do projeto de um reator híbrido de fusão – fissão com o propósito de transmutação de transurânicos e avaliar a possibilidade de transmutar os produtos de fissão de meia vida longa.

A importância deste trabalho reside no fato que este pode ser usado como referência para futuros trabalhos com reatores híbridos.

Este trabalho mostra que o DEN da UFMG esta preparado para realizar estudos de projetos de reatores híbridos fusão – fissão.

6. REFERENCIAS

- Andersen, H., & et al. (1981). *Sputtering by Particle Bombardment I*. Springer-Verlag.
- Apicella, M., & et al. (2007). First experiments with lithium limiter on FTU. *Journal of Nuclear Materials*, 363-365, 1346-1351.
- Araújo, A., & et al. (March de 2010). Flux and dose rate evaluation of iter system using MCNP5. *Brazilian Journal of Physics*, 40 (1).
- Bae, Y. S., & et al. (2004). Particle-in-Cell Simulation of Power Coupling of the Grill of the KSTAR 5.0-GHz LHCD Launch. *Journal of the Korean Physics Society*, 44, 1207.
- Barabash, V., & et al. (2007). Materials challenges for ITER – Current status and future activities. *Journal of Nuclear Materials*, 367-370, 21-32.
- Bell, M. (02 de Janeiro de 2012). *The TFTR Project at Princeton Plasma Physics Laboratory*. Acesso em 03 de Novembro de 2012, disponível em TFTR Device, Facility and Operational Information Machine Parameters: <http://w3.pppl.gov/tftr/info/tftrparams.html>
- Bhatt, S., & et al. (2012). Different types of lithium coating in tokamak ADITYA. *Plasma Science*, 40, 1773-1777.
- Budylnkin, N., & et al. (2008). Neutron-induced swelling and embrittlement of pure iron and pure nickel irradiated in the BN-350 and BOR-60 fast reactors. *Journal of Nuclear Materials*, 359-364.
- CEA. (20 de Fevereiro de 2006). *Institut de Recherche sur la Fusion Magnétique*. Acesso em 03 de Novembro de 2012, disponível em THE TORE SUPRA TOKAMAK: http://www-fusion-magnetique.cea.fr/gb/cea/ts/description/ts_description01.htm
- Chen, Y., & Wu, Y. (2000). Conceptual study on high performance blanket in a spherical tokamak fusion-driven transmuter. *Fusion Engineering and Design*, 49-50, 507-512.
- China, I. o. (2012). *HT-7U Superconducting Tokamak*. Acesso em 06 de Fevereiro de 2013, disponível em <http://east.ipp.ac.cn/IAC/disk/>
- Clark, R., & Reiter, D. (2005). *Nuclear Fusion Research-Understanding plasma-surface interactions*. Springer in Chemical Physics.
- Coenen, J. (2011). Analysis of tungsten melt-layer motion and splashing under tokamak conditions at TEXTOR. *Nuclear Fusion*, 51, 1-11.
- Counsell, G., & Tabasso, A. (2001). Observations of hydrocarbon film deposition in the MAST tokamak. *28th EPS Conference on Contr. Fusion and Plasma Physics Funchal*, 25A, pp. 229-232.

- Culham Centre for Fusion Energy. (2009). *MAST*. Acesso em 03 de Novembro de 2012, disponível em (Mega Amp Spherical Tokamak): <http://www.ccf.ac.uk/MAST.aspx>
- D.L. Aldama, A. T. (2004). *FENDL-2.1 Update of an evaluated nuclear data library for fusion applications*. Summary documentation.
- Demir, N., & et al. (2007). Transmutation of high level wastes in a fusion-driven transmuter. *ICENES2007 13th International Conference on Emerging Nuclear Energy Systems*. İSTANBUL.
- EFDA. (2001-2012). *European Fusion Development Agreement*. Acesso em 03 de Novembro de 2012, disponível em <http://www.efda.org/jet/jet-iter/jets-capabilities-in-support-of-iter/>
- El-Guebaly, L. (Junho de 2002). Need for special burning module in fusion devices to transmute fusion high level waste. *Fusion Technology Institute University of Wisconsin(UWFDM-1155)*.
- ENEA. (18 de Abril de 2012). *Italian National Agency for New Technologies*. Fonte: FUSION: <http://www.fusione.enea.it/FTU/index.html.en>
- Federici, G., & et al. (2001). Plasma-material interactions in current tokamaks and their implications for next step fusion reactors. *Nuclear Fusion*, 41, 1967-2137.
- Freidberg, J. P., & Kadak, A. (Junho de 2009). Fusion–fission hybrids revisited. *nature physics*, 5, 370-372.
- Gauvreau, J., & et al. (2001). Magnetic Activity and Stability of the UCLA Electric Tokamak. *43rd Annual Meeting of the APS Division of Plasma Physics*. American Physical Society.
- Goranson, P., & et al. (1999). Design of the Plasma Facing Components for the National Spherical Tokamak Experiment. *18th IEEE/NPSS Symposium on Fusion Engineering*, (pp. 67 - 70).
- Group, T. (1982). Thermal load on the TFR tokamak limiter during additional heating pulses and major plasma disruptions. *Journal of Nuclear Materials*, 105, 62-76.
- Guttenfelder, W., & et al. (2012). Simulation of microtearing turbulence in national spherical torus experiment. *Physics of Plasmas*, 19.
- Henriksson, H. (2003). Acesso em 03 de Novembro de 2012, disponível em <http://urn.kb.se/resolve?urn=urn:nbn:se:uu:diva-3492>
- Holtrop, K. L., & et al. (1999). Outgassing tests on materials used in the DIII-D magnetic fusion tokamak. *Journal of Vacuum Science & Technology A*, 17, 2064-2068.
- Hu, H., Y-Wu, Chen, M., Zeng, Q., Ding, A., Zheng, S., et al. (2007). Benchmarking of SNAM with the ITER 3D model. *Fusion Engineering and Design*, 28, 2867-2871.
- Hui-Chin Wu. (2012). *Tokamak Experiment For Technology Oriented Research*. Acesso em 03 de Novembro de 2012, disponível em TEXTOR: <http://tempest.das.ucdavis.edu/pdg/TEXTOR/TEXTOR.htm>

- Institute for Plasma Research. (2012). *Projects ADITYA*. Acesso em 12 de Novembro de 2012, disponível em <http://www.ipr.res.in/projects.html>
- Institute of Plasma Physics. (Junho de 2012). *INSTITUTE OF PLASMA PHYSICS*. Acesso em 03 de Novembro de 2012, disponível em Tokamak CASTOR and its history: <http://www.ipp.cas.cz/Tokamak/index?m=castor>
- Instituto Nacional de Pesquisas Espaciais - INPE. (2012). *Laboratório Associado de Plasma - LAP*. (Ministério de Ciências e Tecnologia) Acesso em 12 de Novembro de 2012, disponível em http://www.plasma.inpe.br/LAP_Portal/LAP_Sitio/Texto/Confinamento_de_Plasma.htm
- IRBY, J., & et al. (2007). Alcator C-Mode Design, Engineering, and Disruption Research. *Fusion Science and Technology*, 51, 460-475.
- ITER Organization. (2012). *ITER the way to new energy*. Acesso em 04 de Novembro de 2012, disponível em <http://www.iter.org/mach>
- Japan Atomic Energy Agency. (2001). *ITER - Final Design Report (July 2001)*. Acesso em 06 de Novembro de 2012, disponível em <http://www.naka.jaea.go.jp/ITER/FDR/>
- K.M.Feng, & et al. (2002). Transmutation of Minor Actinides in a Spherical Torus Tokamak Fusion Reactor, FDTR. *Fusion Engineering and Design*, 63-64, 127-132.
- Karditsas, P. J., & Baptiste, M.-J. (2012). *Thermal and Structural Properties of Fusion related Materials*. Acesso em 03 de Novembro de 2012, disponível em <http://aries.ucsd.edu/LIB/PROPS/PANOS/matintro.html>
- Komada, K., & et al. (1993). Material behavior of JT-60U plasma facing components and installation of B4C converted CFC/graphite tiles. *15th IEEE/NPSS Symposium* (pp. 541-544). *Fusion Engineering*.
- Komm, M., & et al. (2011). Particle in cell simulations of plasma interaction with shaped and unshaped gaps in TEXTOR. *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 53, 1-11.
- Lamarsh, J. R., & Baratta, A. J. (2001). *Introduction to nuclear engineering* (third edition ed.). Prentice Hall.
- Lee, G., & et al. (2001). Design and construction of the KSTAR tokamak. *Nuclear Fusion*, 41, 1515-1523.
- Meade, D. (1997). TFTR Twenty year perspective. *17th IEEE/NPSS Symposium Fusion Engineering*. 1, pp. 10 - 17. IEEE Xplore.
- Merten, P. (2011). Detailed design of a solid tungsten divertor row for JET in relation to the physics goals. *Physica Scripta*, 2011.
- Mesquita, C. H. (21 de Dezembro de 2004). *Metodologia e Aplicações de Radioisótopos*. Acesso em 16 de 02 de 2013, disponível em Faculdade de Ciências Farmacêuticas da Universidade de São Paulo: <http://www.fcf.usp.br/Ensino/Graduacao/Disciplinas/LinkAula/My-Files/AAN.htm>

- Mlynar, J. (2011). *The COMPASS tokamak in Prague*. Fonte: <http://server.ipp.cas.cz/~vwei/fusion/compass.htm>
- Naka Fusion Institute. (s.d.). *JAEA*. Acesso em 03 de Novembro de 2012, disponível em JT-60/JT60SA: <http://www-jt60.naka.jaea.go.jp/english/jt60/project/html/purpose.html>
- National Fusion Research Institute. (2009). *Future Vision of Green Energy*. Acesso em 03 de Novembro de 2012, disponível em Fusion:National Fusion Research Institut: http://www.nfri.re.kr/english/research/kstar_operation_01.php
- National Spherical Torus Experiment Upgrade. (2012). *National Spherical Torus Experiment Upgrade*. Acesso em 03 de 11 de 2012, disponível em Princeton Plasma Physics Laboratory: <http://nstx-u.pppl.gov/mission>
- Naujoks, D. (2006). *Plasma-Material interaction in Controlled Fusion*. Springer Series on Atomic, Optical and Plasma Physics.
- Neu, R., & et al. (2007). Operational condition in a W-clad tokamak. *Journal of Nuclear Materials*, 367-370, 1497-1502.
- Nielsen, S., & et al. (2011). Dynamics of fast ions during sawtooth oscillations in the TEXTOR tokamak measured by collective Thomson scattering. *Nuclear Fusion*, 51, 1-8.
- PAMPIN, R., & et al. (2006). Long-Term Activation and tritium generation of flowing lithium-lead under prolonged irradiation in fusion power plants. *Fusion Science and Technology*, 50, 528-537.
- Petersen, P. (1997). Recent results from the DIII-D tokamak. *17th IEEE/NPSS Symposium* (pp. 26-33). Fusion Engineering.
- Plasma Physics Laboratory. (s.d.). *University of Saskatchewan*. Fonte: STOR-M Tokamak: <http://plasma.usask.ca/storm/>
- Plasmaphysik, M.-P.-I. f. (17 de Julho de 2007). *IPP*. Fonte: ASDEX Upgrade Objectives and Milestones: <http://www.ipp.mpg.de/ippcms/eng/for/projekte/asdex/ziele/index.html>
- Popov, T. K., & et al. (2007). Advanced probe measurements of electron energy distribution functions in CASTOR tokamak plasma. *Journal of Physics: Conference Series*. 63. Journal of Physics.
- Prokolab, M. (2012). *Plasma Science and Fusion Center*. Acesso em 03 de Novembro de 2012, disponível em Massachusetts Institute of Technology: http://www.psfc.mit.edu/research/physics_research/index.html
- Ragheb, M. (19 de Novembro de 2011). Acesso em 03 de Novembro de 2013, disponível em <https://netfiles.uiuc.edu/mragheb/www/NPRE%20402%20ME%20405%20Nuclear%20Power%20Engineering/Inertial%20Confinement%20Fusion.pdf>

- Rhodes, T., & et al. (2002). Comparison of turbulence measurement from DIII-D low-mode and high-performance plasmas to turbulence simulations and models. *Physics of Plasmas*, 9, 2141-2148.
- Robinson, A., & al., e. (2010). *W-Based Alloys for Advanced Divertor Designs: Detailed Activation and Radiation Damage Analyses*. Wisconsin: Fusion Technology Institute, University of Wisconsin.
- Rubel, M., & al., e. (2008). Beryllium plasma-facing components for the ITER-Like Wall Project at JET. *Journal of Physics: Conference Series*, 100.
- Sayf Gamudi Elgriw. (2009). *University of Saskatchewan Library Electronic Theses & Dissertations*. Fonte: http://library.usask.ca/theses/available/etd-07302009-071402/unrestricted/Sayf_Gamudi-MSc_Thesis.pdf
- Schorf, R. P. (27 de Março de 2003). *INSTITUTE OF ENERGY AND CLIMATE RESEARCH (IEK)*. Fonte: http://www2.fz-juelich.de/ief/ief-4//textor_en/
- Smirnov, V. (2010). Tokamak foundation in USSR/Russia 1950–1990. *Nuclear Fusion*, 50, 1-8.
- Song, Y., & et al. (2010). Design, fabrication and assembly of EAST plasma facing components. *Journal of Plasma Fusion*, 9, 131-135.
- Stacey, W. M. (Setembro de 2009). Georgia Tech Studies of Sub-Critical Advanced Burner Reactors with a D-T Fusion Tokamak Neutron Source for the Transmutation of Spent Nuclear Fuel. (Springer, Ed.) *Journal of Fusion Energy*, 28(3), 328-333.
- Stacey, W. M. (2007). Sub-Critical Transmutation Reactors with Tokamak. *Fusion Science and Technology*, 52, 719-726.
- Stacey, W. M. (2005). WILEY-VCH.
- Stacey, W. M. (2010). Darmstadt: WILEY-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA, Weinheim.
- Stacey, W. M., & et al. (2002). A Fusion Transmutation of Waste Reactor. *Fusion Science and Technology*, 41(2), 116-140.
- Stacey, W. M., & et al. (2005). A subcritical gas-cooled fast transmutation reactor with a fusion neutron source. *Nuclear Technology*, 150, 162-188.
- Stott, P., & et al. (2003). Advanced Diagnostics for Magnetic and Inertial Fusion. *Plasma Physics Controlled Fusion*, 45(182).
- Suttrop, W., & et al. (2003). ELM-free stationary H-mode plasmas in H-mode plasmas in the ASDEX Upgrade tokamak. *Plasma Physics and Controlled Fusio*, 45.
- Tahiliani, K., & Jha, R. (2012). *Bolometers for Fusion Plasma Diagnostics*. India: Institute for Plasma Research.

- TFR Group. (1987). Pellet injection experiments on the TFR tokamak. *Nuclear Fusion*, 27, 1975.
- ThinkQuest. (2012). *Oracle ThinkQuest*. Acesso em 03 de Novembro de 2012, disponível em Atomic Alchemy Nuclear Process:
http://library.thinkquest.org/17940/texts/magnetic_confinement/magnetic_confinement.html
- UCLA. (2012). *Plasma Science and Technology Institute*. Acesso em 03 de Novembro de 2012, disponível em Research: <http://www.physics.ucla.edu/psti/research.html#1>
- Van Hoey, O. (2009-2010). *Visible light measurements on the COMPASS tokamak*. Universiteit Gent, Faculty of Engineering.
- Velasquez, C., & et al. (2012). Axial Neutron Flux Evaluation in a Tokamak System: a Possible Transmutation Blanket Position for a Fusion–Fission Transmutation System. *Brazilian Journal of Physics*, 42(3-4), 237-247.
- Vershkov, V. (2011). Recent results of the T-10 Tokamak. *Nuclear Fusion*, 51, 1-14.
- Wu, Y., & FDS Team. (Junho de 2009). CAD-based interface programs for fusion neutron transport simulation. *Fusion Engineering and Design*, 84(7-11), 1987–1992.
- X-5 Monte Carlo Team. (2003). MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. In: L. A. University of California. USA.
- Yapıcı, H., & et al. (2006). Neutronic Analysis for Transmutation of Minor Actinides and Long-Lived Fission Products in a Fusion-Driven Transmuter (FDT). *Journal of Fusion Energy*, 25(3-4), 225-239.
- Yican Wu. (Março de 2001). Acesso em 03 de Novembro de 2012, disponível em International Workshop on Blanket and Fusion Concepts for the Transmutation of Actinides:
<http://aries.ucsd.edu/LIB/MEETINGS/0103-TRANSMUT/wu/Wu-paper.pdf>

ANEXO - TRABALHOS APRESENTADOS EM CONGRESSOS E ARTIGO

Congress -International Nuclear Atlantic Conference 2011

Transmutation Blanket Design for a Tokamak System

**Carlos E. Velasquez, Graiciany de P. Barros, Claubia Pereira, Maria A. Fortini Veloso
and Antonella L. Costa**

Departamento de Engenharia Nuclear - Universidade Federal de Minas Gerais
Av. Antonio Carlos, 6627 campus UFMG
31.270-90 Belo Horizonte, MG
carlosvelcab@hotmail.com, gbarros@ufmg.com, claubia@nuclear.ufmg.br
dora@nuclear.ufmg.br, antonella@nuclear.ufmg.br

Instituto Nacional de Ciência e Tecnologia de Reatores Nucleares Inovadores/CNPq

Rede Nacional de Fusão (FINEP/CNPq)

ABSTRACT

Sub-critical advanced reactor with a D-T fusion neutron source based on Tokamak technology is an innovative type of nuclear system. Due to the high quantity of neutrons produced by fusion reactions, it could be well spent in the transmutation process of the transuranic elements. Nevertheless, to achieve a successful transmutation, it is necessary to know the neutron fluence along the radial axis and its characteristics. In this work, it evaluated the neutron flux and interaction frequency along the radial axis changing the material of the first wall. W-alloy, beryllium and the combination of both were studied and regions more suitable to transmutation were determined. The results demonstrated that the better zone to place a transmutation blanket is limited by the heat sink and the shield block. Material arrangements W-alloy/W-alloy and W-alloy/Beryllium would be able to hold the requirements of high fluence and hardening spectrum needed to transuranic transmutation. The system was simulated using the MCNP5 code, the *ITER Final Design Report, 2001*, and the FENDL/MC-2.1 nuclear data library.

1. INTRODUCTION

Transmutation of high-level waste (HLW) utilizing D-T fusion neutrons is a good choice for an early application of fusion energy. Transmutation is the process of bombarding a material with particles (typically neutrons) to form new atoms with higher masses and/or to fission the material into atoms with smaller masses. In principle, transmutation can convert those isotopes in spent nuclear fuel that pose a radiological hazard to humans to isotopes that pose less of a hazard. It can reduce the mass, volume, activity, heatload, and/or radiotoxicity of waste that must be sent to a repository. High level waste can be distinguished: (1) long-lived fission products (LLFPs: ^{129}I , ^{99}Tc , ^{135}Cs , etc.) and (2) transuranium (TRU) elements ($Z>92$), which mainly include plutonium isotopes and minor actinides (MAs: isotopes of Np, Am and Cm) [1,18]. Although fission products comprise a significant portion of the radiotoxicity risk for the first few hundred years, the primary contributors over thousands of years are actinides [18]. Since all of the actinides are

potentially radiotoxic and since neutron capture (n, γ) reactions in the actinides just produce other actinides, the mainly effective way to incinerate actinides is by neutron fission (n,f) reactions. Some of the actinides are effectively not fissionable in a thermal neutron spectrum, such as the neutron spectra in almost all commercial nuclear reactors, and the probability of fission per neutron absorbed is greater for all the actinides in a hard neutron spectrum. With fast neutrons, the fission-to-capture ratios, σ_f/σ_c of plutonium or MAs is often larger than when the neutrons are slower. To achieve transmutation it is needed that high energetic neutrons released from fusion reactions enter into a sub-critical blanket containing the fission products for induction of transmutation reaction [2]. To enhance the transmutation efficiency, it requires high neutron wall loading (high neutron fluence), with a wide energy spectrum in the fast energy region. On the other hand, the high neutron flux and heat fluxes induced for the high temperatures produced by the fusion process makes necessary to study the behavior of materials when submitted to these special conditions [3]. So, it is being studied different materials in the design of Power Plant Conceptual Study (PPCS) and fusion experimental devices, especially in the first walls that are subjected to extreme conditions. Beside these conditions, it is also necessary that the materials have some desirable properties such as high melting point, high thermal conductivity, high resistance to sputtering and particle fluencies and erosion [4-6]. Tungsten fulfills these requirements and is considered as the main component in different alloys. So W-alloys are considered for various plasma-facing components [4]. Nevertheless, to transmute, a certain amount of neutron multiplication is required and the most used neutron multiplier is beryllium (Be), which is necessary for the high demand of neutrons fluence in the transmutation blanket [7]. The main goal of this work is to study the influence in the neutron flux variation for the different coatings in the first wall. To help the understanding of how the influence of using different coatings is taken in count, the interaction frequency at which reaction cross section occurs. W-alloy, beryllium or the combination of both were studied for this purpose and the most suitable position for a transmutation blanket are showed in this paper.

For the simulations the MCNP5 (Monte Carlo N-particle) code [8], the ITER Final Design Report 2001 [9], and FENDL (Fusion Evaluated Nuclear Data Library) data library were used [10].

These results will allow a comparison of the behavior from the neutron fluence passing through the materials and the neutron fluence along neutron trajectory was followed for each case, in order to find a suitable region with high neutron fluence and wide energy spectrum.

2. METHODOLOGY

The modeling used in this work was the same adopted by Araujo, et al., 2009 [11], described following.

2.1. Geometry Model

The geometric model used concentric finite cylinders as can be seen in the Fig. 1. The cylindrical surfaces are 24 meters high and they have the same axial alignment. Each region between two

successive cylindrical surfaces was filled with the appropriate material in order to represent the different layers of each component along the radial reactor direction.

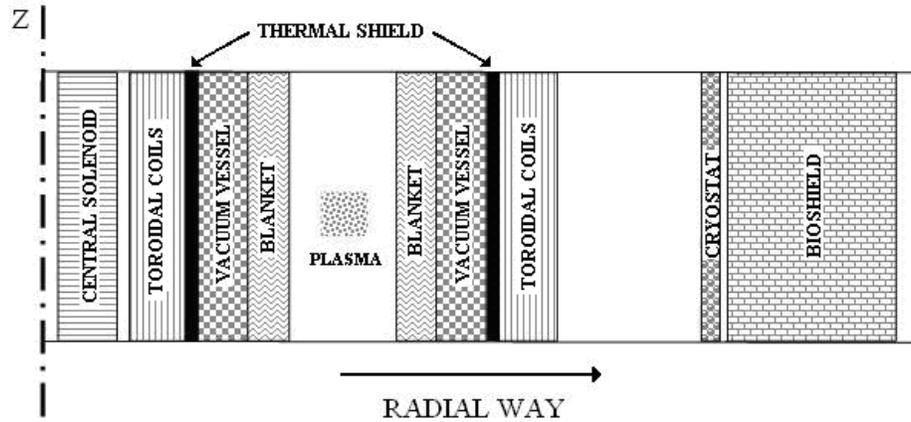


Figure 1. Radial one-dimensional model profile (scale out). The blank spaces are vacuum areas.

This simplified model disregards the detailing of components that are more complex, omits the vertical and horizontal slits between blanket modules, and does not consider components that do not involve the whole machine. The top view of the geometry used in the modeling is shown in the Fig. 2.

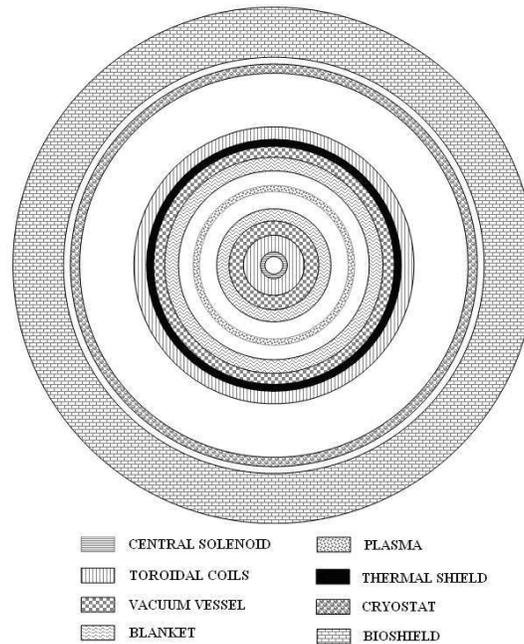


Figure 2. Top view of geometric model (scale out). The blank spaces are vacuum areas.

2.2. Materials

The MCNP code performs the transport of neutrons, photons and electrons, or the combined transport of these particles, where the random path of the particles is simulated based on the stochastic laws with interaction probability inserted from libraries of nuclear cross section. The accuracy obtained with the MCNP simulation depends on several uncertainties involved in the data from nuclear cross sections and the uncertainty of the statistical calculation. Therefore, the detailing of the material composition for each reactor component is highly relevant to obtain a reliable prediction to the individual history of each neutron in the simulation.

Table 1 presents the reactor systems used in this present study with the thickness and materials for each one of them: central solenoid (CS), blanket (BLK), vacuum vessel (VV), vacuum vessel thermal shield (VVTS), toroidal field coils (TFC), cryostat (CRY) and bioshield (BSD). Focusing the study on the material of the first wall located inside the blanket.

In agreement with ITER guidelines and the article of Fusion Engineering and Design [8-10], stainless steel SS316L(N)IG was used in the filling composition of the blanket shield block. The vacuum vessel was filled with 60% of stainless steel SS304B7 and 40% of water. Due to the CS composition complexity, such module was assumed to be composed by 27% Nb₃Sn + 30% Incoloy 908 + 30% SS316 + 10% resins + 3% Al₂O₃. The small details of the CS composition were not considered in the present model to simplify. The composition of the material filling the CS coils and TF coils was assumed to be 45% Nb₃Sn + 50% Incoloy 908 + 5% Al₂O₃. The composition of the bioshield [12] is described in the Table 2.

Table 1. Material and thickness adopted for the simulated component models.

COMPONENT		THICKNESS (cm)	MATERIAL
CS	Insertion Module	80 a 90	27% Nb ₃ Sn + 30% Incoloy 908 + 30% SS316 + 10% resins +3% Al ₂ O ₃
	Superconductor and insulator	90 a 180	45% Nb ₃ Sn + 5% Al ₂ O ₃ + 50% Incoloy 908
	Support	180 a 200	SS316L(N)IG
TFC	Wall Box	220 a 229.5	SS316L(N)IG
	Superconductor and insulator	229.5 a 310.5	45% Nb ₃ Sn + 5% Al ₂ O ₃ + 50% Incoloy 908
	Wall Box	310.5 a 320	SS316L(N)IG
VVTS	Wall	320.6 a 322.8	SS304L
VV	Wall	322.8 a 328.8	SS316L(N)IG
	Filling	328.8 a 350.5	SS304B7-60%, water-40%
	Wall	350.5 a 356.5	SS316L(N)IG
BLK	Shield Block	357 a 399	SS316L(N)IG
	Heat Sink	399 a 401	CuCrZr-IG
	First Wall	401 a 402	Material to be Studied
Plasma Chamber		402 a 853	Vacuum

BLK	First Wall	853 a 854	Material to be Studied
	Heat Sink	854 a 856	CuCrZr-IG
	Shield Block	856 a 898	SS316L(N)IG
VV	Wall	898.5 a 904.5	SS316L(N)IG
	Filling	904.5 a 967.5	SS304B7-60%, water-40%
	Wall	967.5 a 973.5	SS316L(N)IG
VVTS	Wall	973.5 a 975.5	SS304L
TFC	Wall Box	976 a 985.5	SS316L(N)IG
	Superconductor and insulator	1085.5 a 1165.5	45% Nb ₃ Sn + 5% Al ₂ O ₃ + 50% Incoloy 908
	Wall Box	1165.5 a 1176	SS316L(N)IG
CRY	Wall	1400 a 1410	SS304L
BSD	Wall	1455 a 1655	Concrete

Table 2. Concrete composition used.

Elements	Composition Br3 ($\rho = 2.43 \text{ g.cm}^{-3}$)
H	0.34
O	32.9
Na	0.71
Mg	0.43
Al	1.4
Si	5.5
K	0.15
Ca	6.7
Fe	10.1
Eu	0.0001
S	7.5

In order to evaluate the neutron flux in different materials based on the Tokamak design, the coatings surrounding the fusion plasma were changed (Fig. 3). To help the understanding of what kind of reaction happens along the neutron trajectory for each blanket, it was followed the rate at which different reactions occur. In the first analysis, it placed the beryllium material in 1-coating and 2-coating surrounding the fusion plasma, owing to the fact that beryllium is an excellent neutron multiplier. On the other hand, W and W-alloys (W-1.1TiC) are being considered due to

its desirable structural properties: high melting point, high thermal conductivity, and high resistance to sputtering and erosion. In the second one, it changed the beryllium coating for tungsten alloy (W-1.1TiC) material in 1-coating and 2-coating to verify the different reactions due to the neutron production induced by fusion reactions. The last one was an arrangement of both materials: for the material 1-coating it was used tungsten alloy (W-1.1TiC) and for the 2-coating it was used beryllium to perform a comparison and evaluation of the neutron multiplier parameters. The measure of the neutron fluence was made along the radial axis for both materials, using tally point detectors from the MCNP code. One detector was placed before 2-coating surrounding fusion plasma and so on detectors are placed before and after each blanket, following the radial axis. It will be needed to find width spectrum energy in order to study a possible position for a transmutation blanket. The combination of coating materials evaluated was: beryllium (1-coating) and beryllium (2-coating); W-1.1TiC (1-coating) and W-1.1TiC (2-coating); W-1.1TiC (1-coating) and beryllium (2-coating).

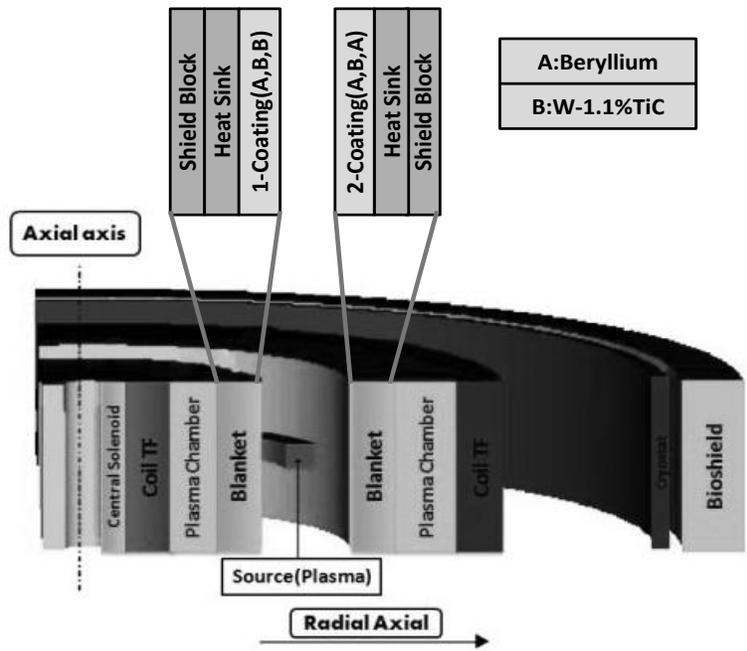


Figure 3. System blanket design

2.3. Source

To simplify, the source used in the simulation emits symmetrically. The neutrons source used is isotropic and has a ring shape with square cross section being 0.60 m height and 0.60 m wide, occupying the central part of the plasma chamber. This source does not take into account the plasma emissions asymmetries in the poloidal and toroidal directions. Considering the aims of this study, this simplification is acceptable. The parameters of emission spectrum were adjusted automatically by MCNP through the choice of standard source for DT fusion. The plasma temperature was adjusted for 10 keV [13].

3. RESULTS AND ANALYSIS

3.1. Neutronic Evaluation for Different Coating Materials

For each case, the neutron fluence measured “N” by the detectors is divided by the initial neutron fluence measured “N₀”, this is located where the neutron source is placed. Therefore, the analysis will be made using (N/N₀), i.e., it will analyze the rate of change in the neutron population that passes through the walls. To have a better understanding, it was followed the interaction frequency for the different reactions cross section along the radial axis and the reactions cross section considered were: elastic collision, inelastic collision, radiative capture, neutron production, (n,n') n' in excited state and the total cross section. For each distance, it was normalized with respect to the total cross section to know at what proportion each reaction cross section occur.

3.1.1. The effect using beryllium coating

In the first case, it was taken place a beryllium coating surrounding the fusion plasma chamber. The results are displayed in the Fig. 4, showing the detector measurement of the neutron fluence along the radial axis for each chosen distance.

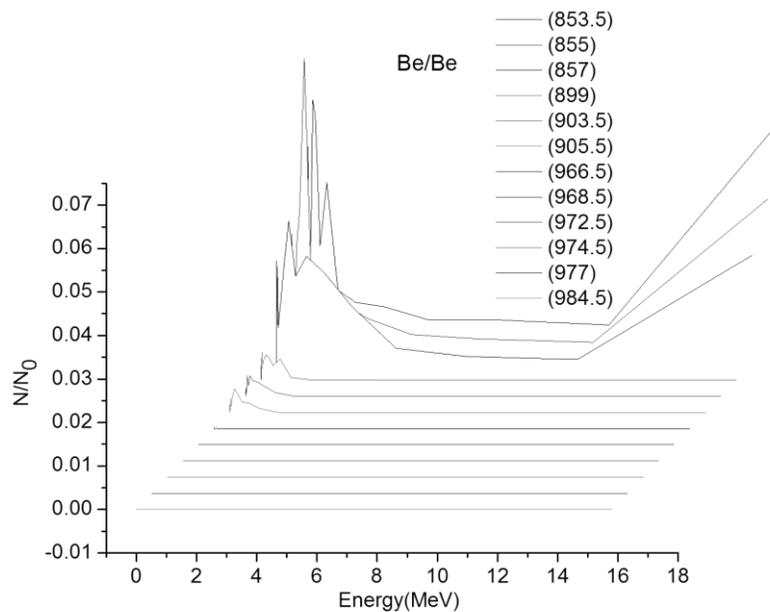


Figure 4 - Neutron spectrum for Be-Be coating.

The Fig. 4 describes a high intensity at 855cm from the centre (Table 1) where the second detector is located (heat sink). This peak means that there is a high neutron production but it is missing a wider energy spectrum. Nevertheless, the next relevance zone located at 857cm has wider energy spectrum, with a significantly neutron fluence becoming a suitable zone to place a transmutation blanket. The Table 3 presents the type of reaction and their interaction frequency at which each reaction occur for the different distance.

Table 3. Interaction frequency at which the different cross section occur for Be/Be

Distance	Reaction Type	Interaction frequency (particles/s)	Normalized
853.5	elastic collision	1.87659E+09	0.89118
	Inelastic collision	0	0
	Radiative capture	8.00067E+04	3.79946E-5
	Neutron production	1.62307E+05	7.70784E-5
	(n,n') n' in excited state	6.34246E+05	3.01199E-4
	Total cross section	2.10574E+09	1
855	elastic collision	8.78642E+08	0.68332
	Inelastic collision	0	0
	Radiative capture	3.42448E+06	0.00266
	Neutron production	1.53811E+08	0.11962
	(n,n') n' in excited state	1.46913E+08	0.11425
	Total cross section	1.28585E+09	1
857	elastic collision	3.36108E+08	0.60728
	Inelastic collision	1.35762E+06	0.00111
	Radiative capture	7.44902E+05	0
	Neutron production	4.79211E+07	0.08543
	(n,n') n' in excited state	9.80197E+07	0.17615
	Total cross section	5.52983E+08	1

3.1.2. The effect of using tungsten alloy coating

In the second case, tungsten coating surrounded the plasma chamber. In recent evaluations [14-15], the tungsten alloy was considered for various plasma-facing; therefore replacing the beryllium by tungsten alloy, the evaluations indicate that tungsten alloy could be a suitable option.

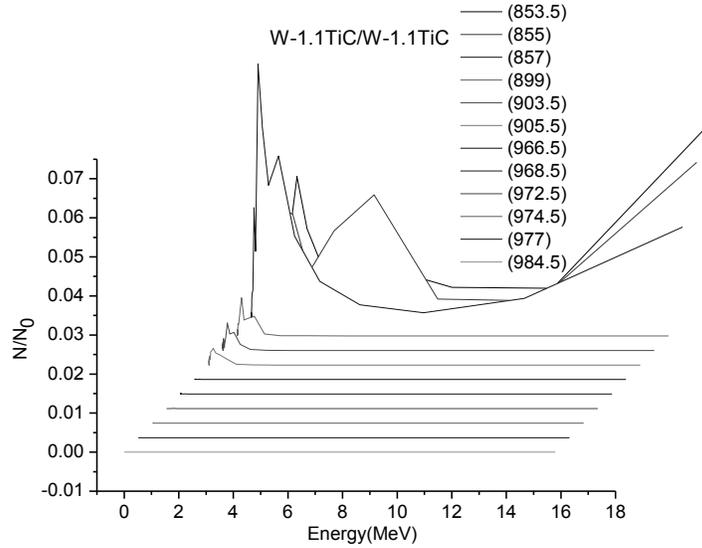


Figure 5. Neutron spectrum for W1.1TiC/W1.1TiC coating.

According to the results in the Fig.5 it could be appreciate two important peaks the first one located inside the heat sink at 855cm and the other one inside the shield block at 857cm. So a suitable region for placed a transmutation blanket would be limited by these two regions. The Table 4 presents the type of reaction and their interaction frequency at which each reaction occur for the different distance.

Table 4. Interaction frequency at which the different cross section occur for W1.1TiC/W1.1TiC

Distance	Reaction Type	Interaction frequency (particles/s)	Normalized
853.5	elastic collision	3.08081E+09	0.70764
	Inelastic collision	0	0
	Radiative capture	3.45950E+07	0.00795
	Neutron production	8.13846E+05	1.86935E-4
	(n,n')	8.24294E+07	0.01893
	Total cross section	4.35363E+09	1
855	elastic collision	8.19653E+08	0.70964
	Inelastic collision	0	0
	Radiative capture	2.54904E+06	0.00221
	Neutron production	1.27194E+08	0.11012
	(n,n')	1.19205E+08	0.10321
	Total cross section	1.15503E+09	1
857	elastic collision	3.17346E+08	0.63917
	Inelastic collision	1.19919E+06	0.0013
	Radiative capture	5.55145E+05	0

	Neutron production	3.96457E+07	0.07887
	(n,n')	8.07312E+07	0.16177
	Total cross section	4.96187E+08	1

3.1.3. The effect of using tungsten and beryllium coating

As showed in the Fig.4 and Fig.5 the beryllium has higher neutron fluence but a narrow energy spectrum than tungsten at 855cm. Instead the tungsten alloy has higher neutron fluence with the same width than the one for the beryllium at 857cm. Therefore, it conduces to evaluate the feasibility to use both materials. For this last case it was placed a combination of both materials coating as shown in Table 5. This arrangement was made due to the evaluated properties of each material which shows that the tungsten alloy has a larger absorption and inelastic reaction rate than beryllium (the Table 3). So the tungsten alloy was placed in the inner position and, due to its multiplier features, the beryllium would be better placed in the outer position surrounding the plasma vacuum as shown in Table 5.

Table 5. Data changed for new design.

Centre		0	Vacuum
Blanket	Shield Block	357 a 399	SS316L(N)IG
	Heat sink	399 a 401	CuCrZr-IG
	First wall	401 a 402	W-1.1TiC
Plasma Chamber		402 a 853	Vacuum
Blanket	First wall	853 a 854	Beryllium
	Heat sink	854 a 856	CuCrZr-IG
	Shield Block	856 a 898	SS316L(N)IG

In accordance to the analysis made for each material, the region showing a high neutron fluence and width energy spectrum. As it is verified in the Fig. 6 is located between 855cm to 857cm, limited by the heat sink and the protector block.

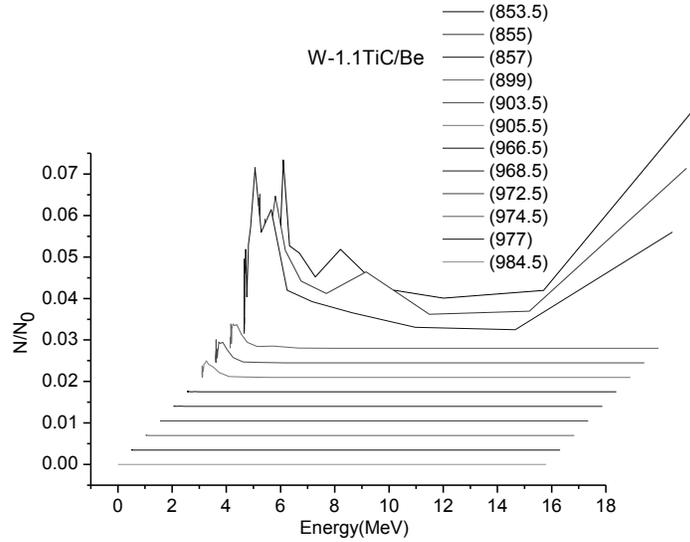


Figure 6. Neutron fluence results for W-Be arrangement.

According to these preliminary results, a suitable area to place a transmutation blanket could be between 855cm to 857cm where it is found the main requirements. These results shows that the W1.1TiC/Be arrangement as located in the Table 5 is a suitable coating option. The Table 6 presents the type of reaction and their interaction frequency at which each reaction occur for the different distance.

Table 6. Interaction frequency at which the different cross section occur for WTiC/Be

Distance	Reaction Type	Interaction frequency (particles/s)	Normalized
853.5	elastic collision	1.74528E+09	0.88536
	Inelastic collision	0	0
	Radiative capture	7.18623E+04	3.6455E-5
	Neutron production	3.30068E+04	1.6744E-5
	(n,n') n in excited state	2.23634E+05	1.13447E-4
	Total cross section	1.97126E+09	1
855	elastic collision	9.29500E+08	0.69768
	Inelastic collision	0	0
	Radiative capture	3.63000E+06	0.00272
	Neutron production	1.52679E+08	0.1146
	(n,n') n in excited state	1.44866E+08	0.10874
	Total cross section	1.33228E+09	1
857	elastic collision	4.12944E+08	0.65715
	Inelastic collision	1.65199E+06	0.0015
	Radiative capture	7.08024E+05	0

	Neutron production	4.54232E+07	0.07128
	(n,n') n in excited state	9.80240E+07	0.15513
	Total cross section	6.28018E+08	1

3.2. A detailed analysis

The following results present the most relevant fluence peaks associated to a suitable position for a transmutation blanket, for the different studied cases.

3.2.1. Beryllium

As described in the Fig. 7 the neutron fluence through beryllium was higher than tungsten fluence. This behavior is due to tungsten alloy has a larger reaction rate than beryllium material. This was deduced from the reaction cross section from Table 3 and Table 4 and the Fig. 7 that shows that beryllium has higher neutron fluence [16-17].

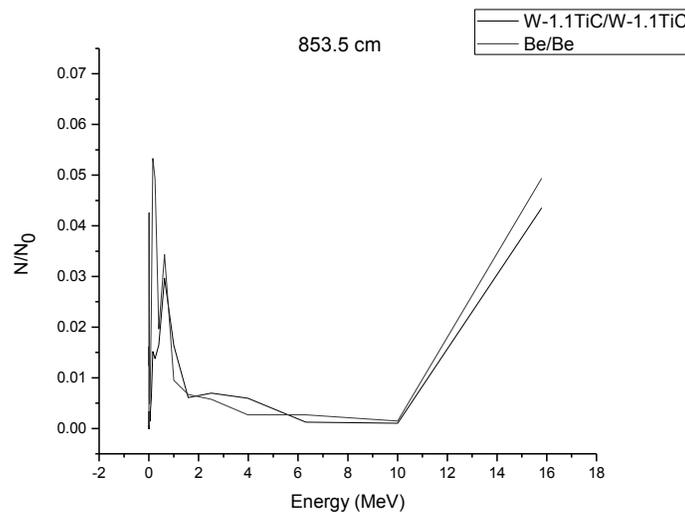


Figure 7. Comparison between Beryllium and Tungsten at 853.5cm.

As illustrated in the Fig. 4, there are two relevance peaks. The first one is located at 855cm from the centre, where it presents the highest neutron fluence; which is 0.065 from the initial fluence and a width energy spectrum between 0.0398 to 0.631MeV. The second one is about 857cm; this peak has a bit lower neutron fluence than the one at 855cm as illustrated in Fig.8 but has a wider energy spectrum between 0.0398 to 3.98MeV showing itself as suitable zone. Due to the abruptly neutron fluence fell from 855cm to 857cm and the high deficiency in the width energy spectrum, these conditions limited the main purpose which is to have a high probability of transmutation. Although it is the best choice for placed a transmutation blanket the results does not satisfy the main requirements.

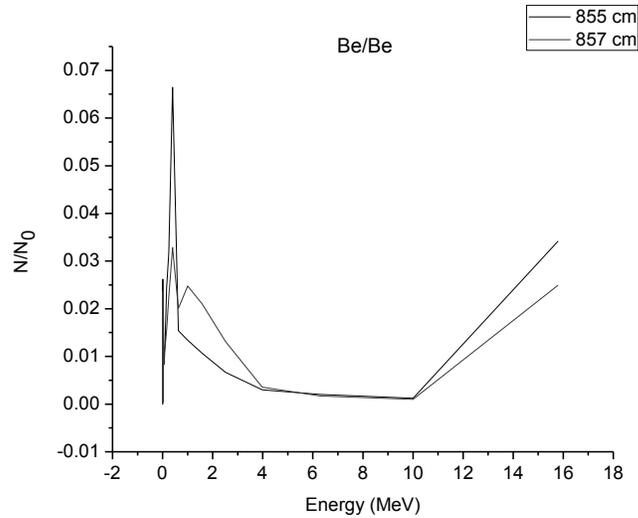


Figure 8. Neutron fluence at 855cm and 857cm from the centre.

3.2.2. Tungsten alloy

This evaluation was performed for tungsten alloy coating, but first of all to have a better understanding of what is happening for farther distance from the centre, it is done a comparison between the cases where was used only beryllium and the tungsten alloy, as showed the Fig. 4 and Fig. 5, the most representative peaks in those figures were located at 899cm, So Fig.9 would describe the neutron fluence at 899cm for both cases. The neutron fluence for both cases are to lower to achieve transmutation due to the neutron fluence is less than 0.01 from the initial fluence with a width energy spectrum between 0.00631 to 1 MeV.

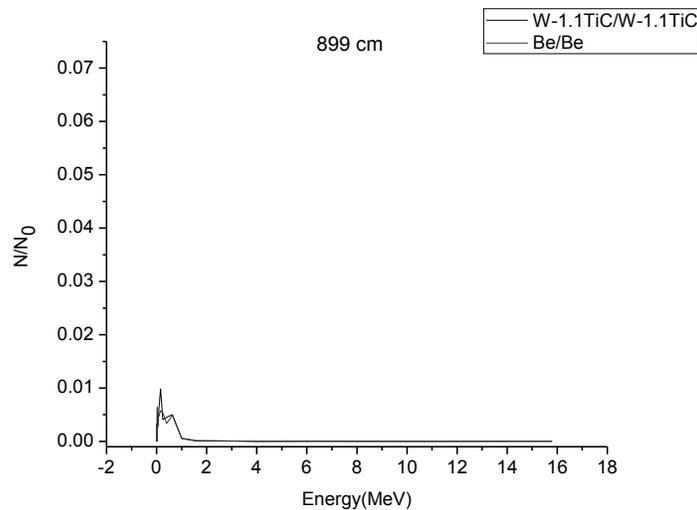


Figure 9. Neutron fluence at 899 cm from the centre.

However, the main analysis will be focus between the regions where it can be found larger neutron fluence between 855cm to 857cm as showed in Fig. 5.

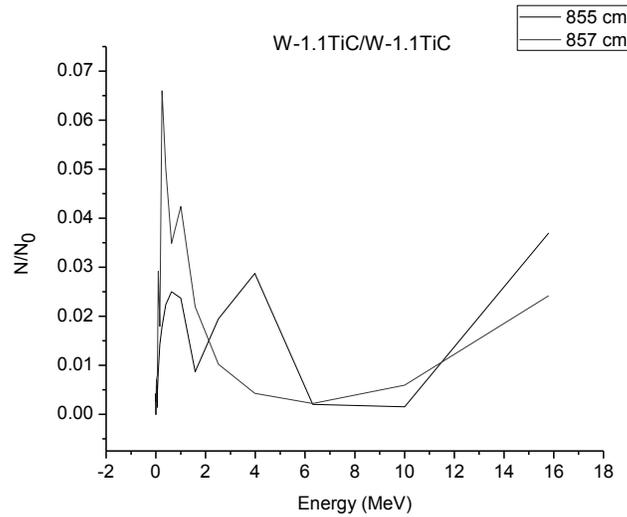


Figure 10. Neutron fluence at 855cm and 857cm from the centre.

The Fig.10 shows a peak with high neutron fluence at 855cm, the neutrons with high energies between 2 to 6 MeV reduce their energy just to pass through the heat sink (855cm) to the shield block (857cm). The fluence at 857cm seems to be accumulated between 0.158 to 2 MeV with a high fluence about 0.065 from the initial fluence. This abrupt change on energy is due to the increase in the inelastic reaction rate produced while the neutron was passing through the heat sink at 855cm. Therefore, a suitable zone to place a transmutation blanket could be located between this two region (heat sink and shield block) as previously Beryllium results shows.

3.2.3. Tungsten Beryllium Coating

This coating considers tungsten material in the inner position and beryllium material in the outer one, as indicated in the Table 5. According to the calculation results as was showed in Fig. 6, the maximum neutron fluence was 0.04 from the initial fluence at 857cm, and the width of interest was from 0.1 to 1.58MeV. This region between the heat sink (855cm) and the shield block (857cm) is showed as a suitable zone to place a transmutation blanket due to combined condition of high fluence and a larger width energy spectrum (Fig. 11).

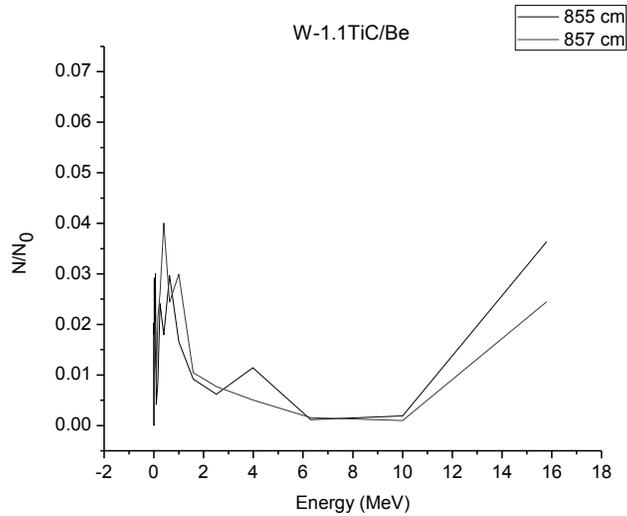


Figure 11. Neutron Fluence at 857cm from the centre in the shield block.

The result zone between the heat sink and the protector block as showed above could be a suitable solution for a transmutation blanket position, because accomplish the requirements of neutron flux, allowing a transmutation of nuclear waste, owing to the width energy spectrum and high fluence.

4. CONCLUSIONS

This work represents our initial efforts to simulate a Tokamak using MCNP5. In order to accomplish the effective transmutation, some coatings combinations were examined. The evaluated cases demonstrated that the better zone to place a transmutation blanket is limited by the heat sink and the shield block. Just these material arrangements W-alloy/W-alloy and W-alloy/Beryllium would be able to hold the requirements of high fluence and width energy spectrum. It is expected to achieve transmutation maintaining a sub-critical state $k_{\text{eff}} < 0.99$. The next step is going to design a transmutation blanket and study the behavior of the transuranium elements under the studied conditions. Also, introducing a transmutation layer and simulating this system using a depletion code, to analyze the transmutation layer evolution during an operation time

ACKNOWLEDGMENTS

The authors are grateful to CNEN, CAPES, CNPq and FAPEMIG (Brazil) for the support.

REFERENCES

1. N. Demir, G. Genç, H. Yapici, "Transmutation of high level wastes in a fusion-driven transmuter", *ICENES2007 13th International Conference on Emerging Nuclear Energy Systems*, (2007)

2. W. M. Stacey, *Nuclear Reactor Physics*, WILEY-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA, Weinheim, Germany (2007)
3. A. Robinson, L. El Guebaly, D. Henderson, "W-Based Alloys for Advanced Divertor Designs: Detailed Activation and Radiation Damage Analysis", Fusion Technology Institute, University of Wisconsin, October (2010)
4. M. R. Gilbert and J.-Ch. Sublet, "Neutron-induced transmutation effects in W and W-alloys in a fusion environment", *Nuclear Fusion*, **Vol. 51**, pp.1-13 (2011).
5. H. Maier et al., "Tungsten and beryllium armour development for the JET ITER-like wall project", *Nuclear Fusion*, **Vol. 47**, pp.222-227 (2007).
6. R. Pampin, "Tungsten transmutation and resonance self-shielding in PPCS models for the study of sigma-phase formation", UKAEA FUS 525, EURATOM/UKAEA Fusion, (2005)
7. H. Yapici, N. Demir and G. Genç, "Neutronic Analysis for Transmutation of Minor Actinides and Long-Lived Fission Products in a Fusion-Driven Transmuter (FDT)"; *Journal of Fusion Energy*, **Vol. 25**, pp.225-239 (2006).
8. J. F. Briesmeister, *MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5*, Los Alamos National Laboratory, USA (2003).
9. "ITER-Final Design Report", <http://www.naka.jaea.go.jp/ITER/FDR/> (2001).
10. D.L. Aldama, A. Trkov, *FENDL-2.1 Update of an evaluated nuclear data library for fusion applications*, Summary documentation (2004).
11. A. Araujo, C. Pereira, M. A. F. Veloso and A. L. Costa, "Flux and Dose Rate Evaluation of Iter System Using MCNP5", *Brazilian Journal of Physics*, **Vol. 40**, pp.58-62 (2009).
12. Kalcheva S., Koonen E.- "Activation of the Concrete in the Bio Shield of ITER.- Mol, Belgium", http://publications.sckcen.be/dspace/bitstream/10038/246/1/sk_iter_report.pdf (2005)
13. J. P. Freidberg, *Plasma Physics and Fusion Energy*, Cambridge University Press, UK (2007)
14. R. Neu et al., "Operational conditions in a W-clad tokamak", *Journal of Nuclear Materials*, **Vol. 367–370**, pp.1497–1502 (2007).
15. G. Piazza, et al., "R&D on tungsten plasma facing components for the JET ITER-like wall", *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 367–370, pp.1438–1443 (2007).
16. K. M. Feng and G. S. Zhang, "Transmutation of transuranic actinides in a spherical torus tokamak fusion reactor", *Nuclear Fusion*, **Vol.43**, pp.756–760, (2003).
17. E. T. Cheng and R. J. Cerbone, "Prospect of nuclear waste transmutation and power production in a fusion reactors", *Fusion Technology*, **Vol. 30**, (1996).
18. H. R. Trellue. "Reduction of the Radiotoxicity of Spent Nuclear Fuel Using a Two-Tiered System Comprising Light Water Reactors and Accelerator-Driven Systems", Thesis, LA-14052-T,(2003).

**Neutronic Evaluation of a Power Plant Conceptual Study considering
Different Modellings**

C.E. Velasquez 1,2), C. Pereira 1,2), M.A. Veloso 1,2), A.L.Costa 1,2)

- 1) Nuclear Engineering Department, Universidade Federal de Minas Gerais, Brazil
- 2) Rede Nacional de Fusão (FINEP/CNPq)

E-mail contact of main author: carlosvelcab@eng-nucl.mest.ufmg.br

Abstract. Three different models of Power Plant Conceptual Study (PPCS) are considered maintaining some conditions as the volume of the vacuum chamber (VC) based on the ITER parameters, in order to study the effect of the neutron flux related to the shape of each VC. Using MCNP, three surfaces were simulated: plane, cylindrical and torus. One of the geometries is made considering the intersection of cylinders and tori, another one with cylinders and planes and the last one just with tori. The walls along the radial axis are located at the same distance and all were filled with the same order of materials. The geometries have symmetry and then the reactor could be divided into four perpendicular parts from the top view of the reactor. In this way, it is possible to follow the flux along different trajectories. The point detector would follow the neutron flux until it gets lost. The detectors are located starting from the first wall until the last one and surrounding each wall. In addition, it is tallying the flux over each volume that surrounds the vacuum chamber. The data from these tallies would give different types of information, such as the flux through each volume and the reactions rate over the volume. Particularly, this study will identify which isotopes from the material composition might have significant values of neutrons capture, absorption, and production cross sections. Such results allow assessment of its composition along the time and the possible impact of changes in the neutronic behavior of the material. The results give information about the behavior of each modelling, from the point of view of neutron flux shielding, neutronic activation from the materials and the possibility of a transmutation layer.

1. Introduction

Nuclear fusion devices have become of great importance due to it could provide a clean and renewable energy source, but some issues must be solved before the nuclear fusion comes true. The major research are focus in programs to improve the energy confinement time, plasma stability, power exhaust, alpha particle heating and the materials that have to withstand the high temperatures needed to achieve the nuclear fusion and the high neutron flux produced by it [1]. The R&D of materials for nuclear fusion especially for the first wall (FW) becomes important in the last years. The use of materials with low-Z as a C is unfavorable due to its high erosion rate and its T retention [2]. The main first wall materials studied nowadays by nuclear fusion devices as JET [3] and ASDEX-Upgrade[4] are Beryllium [3]and Tungsten[4] as the main component. Moreover, the MCNP could simulate the interaction of neutrons with matter in addition to a neutron spectra source produced by D-T nuclear fusion. To reduce the error sometimes must be increased the number of histories hence, one of the main concerns about simulation is the time spent simulating a high number of histories.

This simulation was performed as a continuation of a previously study about the material evaluation for the FW in the inner and outer position in which suggest to place the W-alloy in the inner position and the Be in the outer position [5].

The aim of this work is to study and evaluate; the reaction rate mainly in the FW and along the walls, the neutron flux along the walls, and the best PPCS modeled. The reaction rate is the great importance because would show information about the principal neutron interactions inside the FW and if there is a possibility to produce particles by neutron reactions as (n,T) , $(n,^3\text{He})$, (n,α) , (n,γ) [6]. The neutron flux is important because it could give information about the distance of neutron travel along the fusion device. The best PPCS modeled it would be obtained by comparing the error from the flux, the computing time necessary to calculate the same number of histories and the increase of them.

2. Methodology

It was simulated three different Tokamak models in the Monte Carlo N-Particle (MCNP) [7], maintaining some basic parameters from the ITER design as; the vacuum chamber volume, the fusion neutron source and the major and minus radius of the plasma. The tally volume flux was located on each wall which would be useful to calculate the flux and the reaction rate through them. The tally point detector was placed between 2cm from 828cm of distance from the centre, this particularly tally is used to study how the error can be reduced by using the SSW/SSR card or increasing the number of histories run [7]. Afterwards, the results would give information of which geometry is the best to be simulated.

2.1. Geometric Models

The geometrical changes between these three models are the surfaces chosen to represent the Tokamak, it was used three surfaces: planes, cylinders and tori. The model 1 is made with the intersection of cylinders and tori (*see FIG.1*), the model 2 with cylinders and planes (*see FIG.2*), and the model 3 just with tori (*see FIG.3*). The walls along the radial axis are located at the same distance and all of them were filled with the same order of materials. The major and minus radius are “R” is 6.21m and “a” is 2m respectively. The material for the outer first wall was beryllium, for the inner first wall and divertor was tungsten alloy W1.1%TiC.

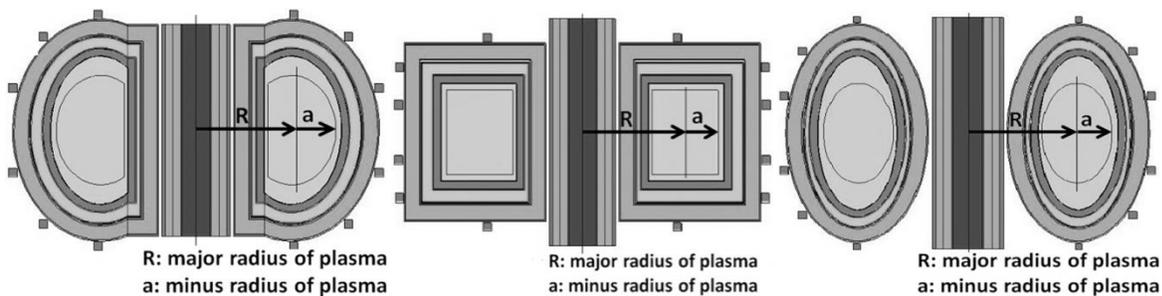


FIG. 1. Cylinders and Tori; FIG. 2. Cylinders and Planes; FIG. 3. Tori

The principal Tokamak components were modeled based on the following sequence from the plasma to the Bioshield: First Wall, Heat Sink, Shield Block, Vacuum Vessel (VV) wall, VV Filling, VV wall, Vacuum Vessel Thermal Shield VVTS, Toroidal Field Coil (TFC) Wall Box, TFC Superconductor and insulator, TFC Wall Box, Cryostat and Bioshield (*see FIG.4*). Each color from the picture represents a different material. The three models from a top view look like concentric circles (*see FIG.5*).

2.2. The PPCS Design Parameters

For the simulation of the three PPCS models was used a D–T Tokamak fusion neutron source which was simulated in a torus shape with the radius shown in Table I. The energy distribution for the fusion neutron source is described by a Gaussian fusion energy spectrum that obeys

$$p(E) = C \exp[-((E-b)/a)^2]$$

where “a” is the width in MeV and “b” is the average energy in MeV. The parameters of the emission spectrum were adjusted automatically by MCNP through the choice of a standard source for D–T fusion. The plasma temperature, the neutron source strength is shown (see Table I). Most of the parameters used are based on the ITER design.

TABLE I: PLASMA PARAMETERS. [8]

Parameters	Value
Major radius, R (m)	6.21
Minor radius, a (m)	2
Neutron source (neutrons/s)	14.4×10^{19}
Plasma temperature (keV)	10
Type of plasma	D-T
Volume Plasma Chamber (m ³)	837

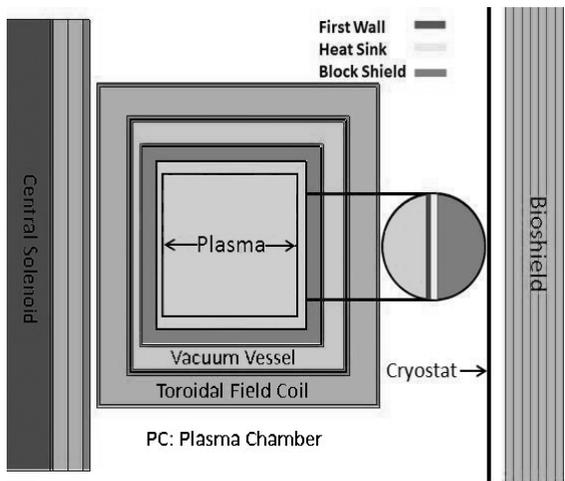


FIG.4. Principal Components

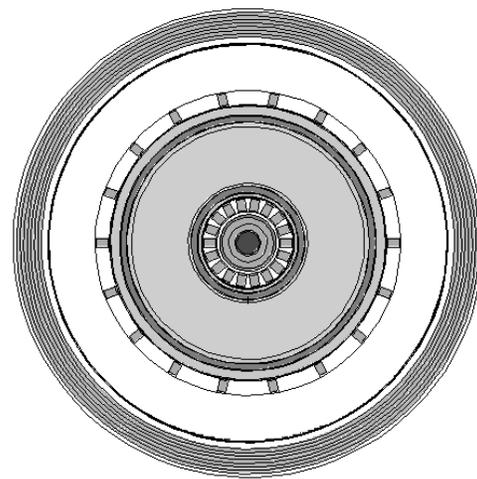


FIG.5. Top View from the Tokamak

2.3. Materials

Most of materials used for the simulation are based on the ITER guidelines and the article in fusion engineering and design [9, 10], the material for the FW was studied in a previous paper

which shows a neutronic study of S65-Be and the W-1.1TiC [11] in the inboard and outboard position [5]. The reference point will be the Plasma Chamber (PC) and continue to the right (see FIG.4). The first component is the blanket which is composed by the FW which in the material for the outer position is S65-Be (inner position W1.1TiC), the Heat Sink is an alloy of copper CuCrZr-IG and the Shield Block is stainless steel SS316L(N)IG. The second component VV which is composed by wall made of SS316L(N)IG, the filling by SS304B7, 60 %; water,40 % and the last wall by SS316L(N)IG. The material of the VVTS is stainless steel SS304L. Then the TF coils were assumed to be 45 % Nb₃Sn+50 % Incoloy 908+5 % Al₂O₃. Due to the CS composition complexity, this module's composition was assumed to be 27 % Nb₃Sn+30 % Incoloy 908+30 % SS316+10 % resins+3 % Al₂O₃. To simplify the model, the small details of the CS composition were not considered. The composition of the filling material of the CS and TF coils was assumed to be 45 % Nb₃Sn+50 % Incoloy 908+5 % Al₂O₃. The Bio shield is concrete. [12-14]

3. Results

3.1. Neutron Flux along the different PPCS

It was measured the neutron flux with a point detector tally (see Fig. 6) in the scrape-off layer between the edge of the plasma zone and before the first wall. The measures were performed using the history cutoff (NPS) and the SSW/SSR card. The figure below shows the results from both forms of executed follow the same pattern but the SSW/SSR card has a higher neutron flux for the majority of the neutron energy spectrum. Also it was performed with different number of the histories cutoff (see Fig. 7) to appreciate the differences in executed few and a great number of histories assuming that the NPS=10⁷ is the one with less error. The main difference between the number of histories is found at 1eV. This modeling was performed just with a quarter part of the entire model.

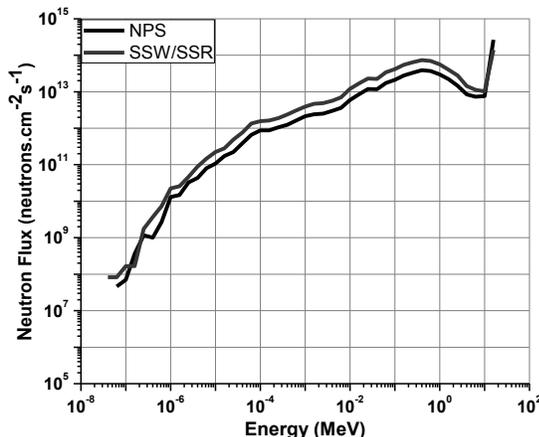


Fig. 6 Neutron flux comparison between the history cutoff NPS and SSW/SSR

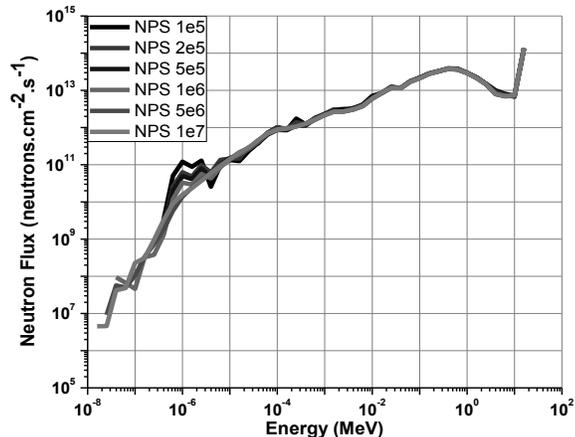


Fig. 7 Differences of neutrons energy spectrum for the same model but increasing the NPS

Also, it was evaluated the neutron energy spectrum along the different walls from the FW to TFC for the different PPCS models. According to the results (see Fig. 8 a, b and c), no big differences between each model were found until the VVTS wall. So, the criteria of comparison

between each model would be more carefully from the VVTS, but not discarded due to they have some resemblance between each one.

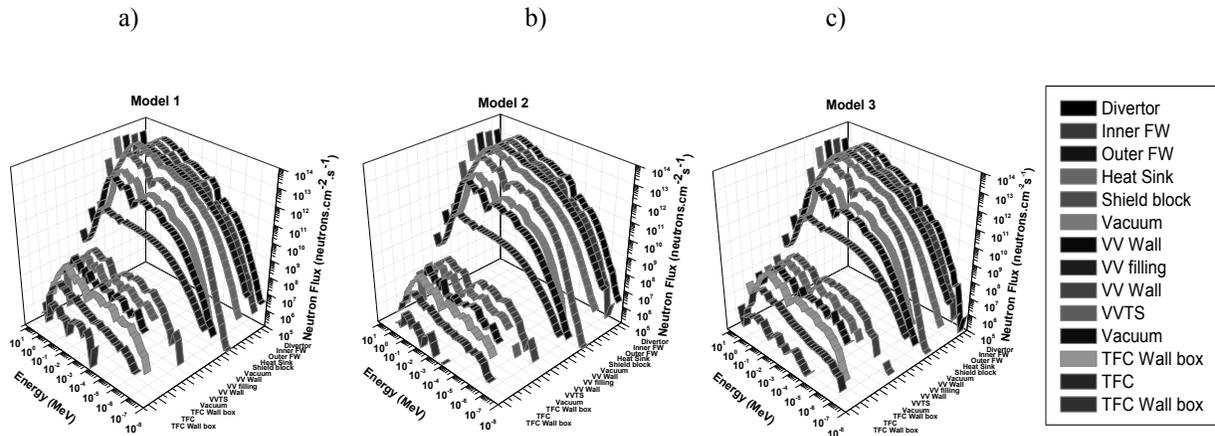


Fig.8 Neutron energy spectrum along the walls a) Model 1 b)Model 2 c)Model 3

As a result of the Gaussian distribution from the MCNP fusion source, the quantity of neutrons with 14.1MeV that pass through the volume of divertor zone is about the 8% from the total neutron energy spectrum for the three models. Comparing with the results for the surface of the divertor ARIES-DB [11] where the neutrons carry 14.1MeV is 13%. This difference of 5% could be due to the fact that the neutrons measured for the ARIES-DB are at the surface of it and in this work the neutrons flux where measured over the volume of the divertor zone and the neutrons have already suffered different types of attenuation reactions.

3.2. Reaction Rate in the Firs Wall

One of the most important topics refer to nuclear fusion devices is the material used in the first wall that would withstand some extremely conditions as; the high temperatures of the plasma, thermal stress, high sputtering rate, radiation induced swelling, etc. Besides, the neutrons could produce different types of reactions depending on cross section of each material used. It was chosen two materials to perform an analysis S65-Be and W1.1TiC. The choice was made based on the materials used by ITER and the results from the Fusion Technology Institute-Wisconsin in its studies with W-alloys [11]. These two materials chosen are compound one mainly by beryllium (S65-Be) and the other one by tungsten (W1.1TiC). The relation found is between the neutron energy spectrum and the cross section of each element. The reaction rate follows the shape of the cross section according to the neutron spectrum energy for each material (*see Fig. 8 and 10*). As the cross section (*see Fig. 9 and 11*) in each case predict the majority of reactions in which are included production of neutron and charged particles (proton, alpha, Tritium and etc) happen in a region of the hard neutron spectrum above 10MeV of energy, less scattering and neutron capture [6,15]. These two last reactions have a width neutron energy spectrum they have reaction from the thermal to the fast neutron spectrum. One of the significant reaction products for the beryllium under high neutron irradiation is the production of 2 neutrons, alpha and tritium [6]. The reaction production for the FW materials are shown (*see Fig. 12*), according to this

figure the beryllium has a higher production of Tritium which is about $\sim 10^{10}$ (interaction)/s and for particles alpha around

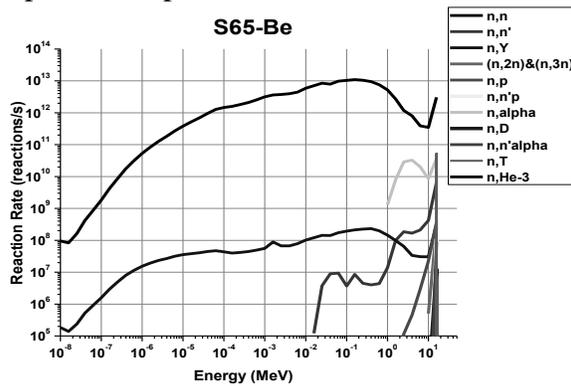


Fig. 8 FW S65-Be Reaction Rate

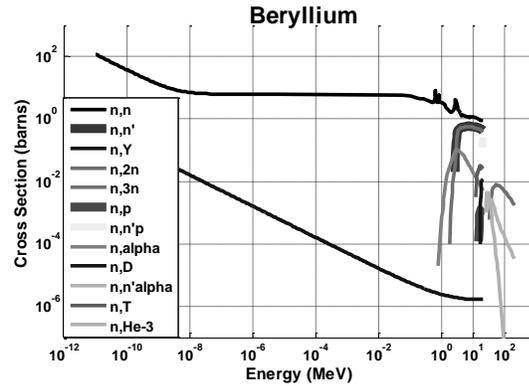


Fig. 9 Cross Section for Be-9 [16]

$\sim 10^{11}$ (interaction)/s this reactions induce beryllium transmutation as well as changes in the composition of the materials. Nevertheless, Tungsten has some disadvantages showed in this figure, as the higher inelastic scattering which could leave the nucleus in an excited state as well as the radiative capture. This last one would induce neutron activation due to the neutron is captured by the tungsten nucleus causing radioactive emission and decay. For the tungsten the inelastic scattering has a wider energy spectrum than the others production of charge particle reactions up to 1MeV. If compared the results from the MCNP with the ENDF/VII cross section [16]. It could be appreciated that the neutron energy spectrum results follow the shaped of the different cross sections. Besides the results compared from both materials (*see Fig. 12*) the tungsten have higher cross section [17]

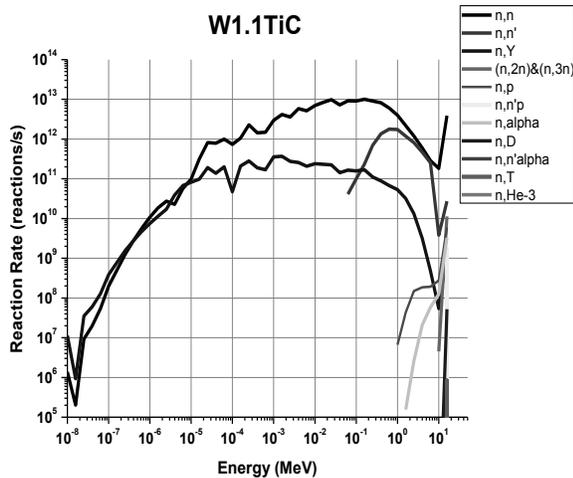


Fig.10 FW S65-Be Reaction Rate

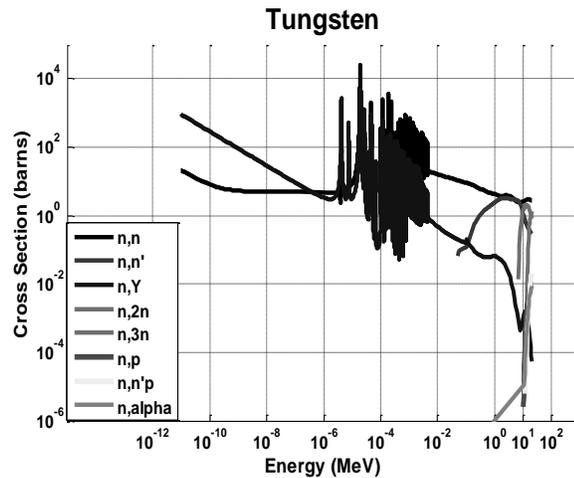


Fig.11 Cross Section for W-0 [16]

for reactions as (n,γ) , $(n,2n)$, (n,p) and (n,np) . Another important difference between energies of 10^{-4} MeV and 1MeV (*see Figure 13*) is that the neutrons in beryllium would suffer more scattering collision ($\sim 10^4$) before being absorbed than the others materials. But in the zone which needs to withstand a higher flux of neutrons is the region above 10MeV of energy in this region

the tungsten has more scattering before being absorbed than beryllium. This property gives a bit advantage for the W for a hard neutron spectrum.

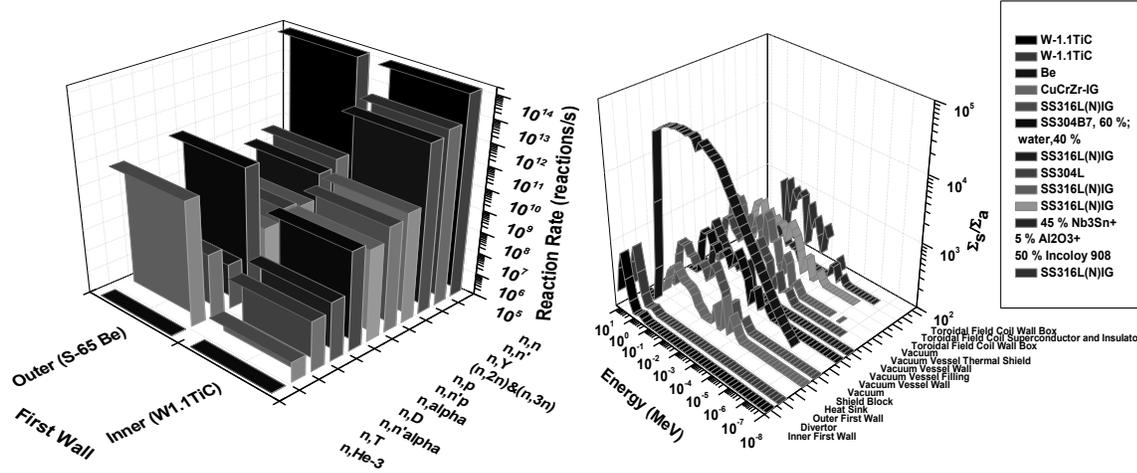


Fig.12 Reaction Rate for the plasma facing components

Fig.13 Σ_s/Σ_a indicates the number of collision suffered before the neutron being absorbed

4. Computational Time versus Error

The three geometries were compared under the same conditions, they were executed by PVM program. They were execute in a cluster of three CPUs making a parallel working network with the following features; the processors are Intel (R) Core (TM) 2 Quad CPU Q9300 2.5GHz, speed 2.497MHz the number of real cores are four. The history cutoff was performed with 12 cores working in parallel and for the SSW/SSR card it was performed just with 1 core, with the features mentioned at the beginning of the paragraph. From this point to forward the geometry would be considered just a quarter from the original design, if it is seen from the top view (see Fig. 5).

4.1. History Cutoff and the SSW/SSR Card

The SSW/SSR card records the neutron trajectory over specifics surfaces. This first input creates a file called “WSSA” containing the neutron flux recorded over a surface. Then a second input must be executed, this input is a reading card which would read the particles recorded that pass through the surface, then the information recorded over the surface would be the new position of the source containing the recorded track, but maintaining the same neutron flux conditions (see Fig. 6). The error acceptable for this type of tally is 5%. So it was performed a comparison between the errors of the history cut-off and the SSW/SSR card (see Fig. 6 & 14). Besides, the SSW/SSR card has less error at lower number of histories than using the history cut-off. Nevertheless, this last one is more reliable due to the error could be reduced more than the error for the SSW/SSR card in less computational time If it is compared the computational time for the SSW/SSR and the history cut-off. The SSW/SSR card spends much more computational time than the history cut-off (see Fig. 15), even comparing 10⁵ (SSW/SSR) with 10⁶ (NPS) histories.

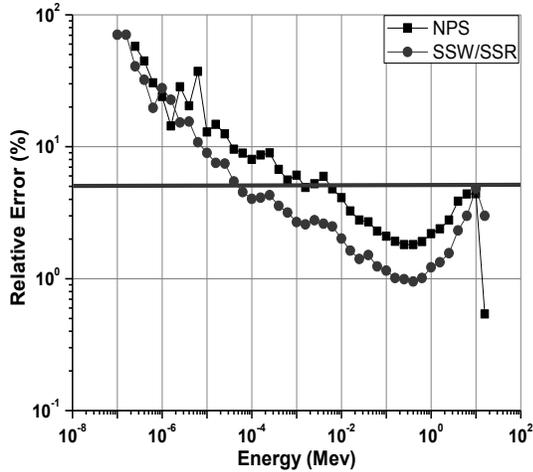


Fig.14 the error for the SSW/SSR at 828 cm (see figure 6) of distance from the centre

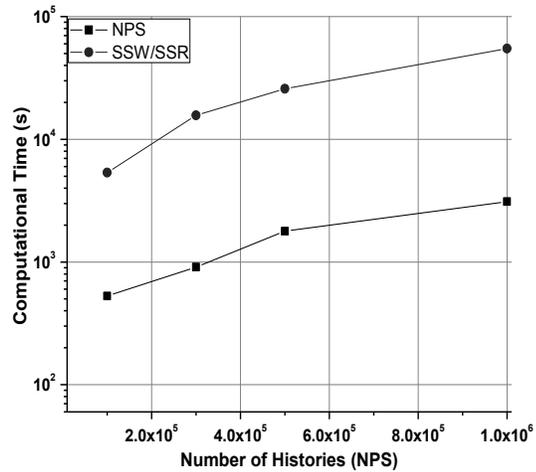


Fig. 15 the computational time versus the number of histories

As it was presented before the differences in the neutron flux are small (see Fig. 7). And the error could be diminishing for the entire neutron energy spectrum with 10^6 histories (see Fig. 16). The geometry simulated for this was a quarter from the entire model.

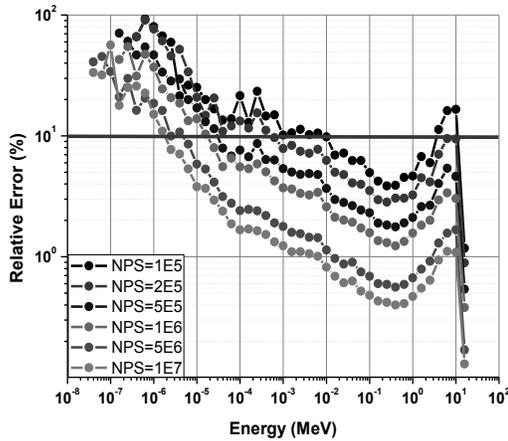


Fig. 16 the increasing of the number of histories

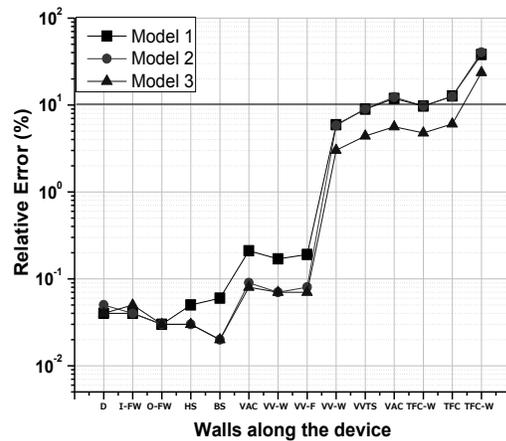


Fig. 17 the error comparison from the figure 8 for the different walls Along the device reduce the error in the neutron energy spectrum

The maximum error recommended by the MCNP manual for tally the flux over a volume is about 10%. To perform these three model were used the entire geometry. These three models were run with 10^7 histories (see Fig. 17), this figure show which one from the three models obtain the less error, being the first one the model 3 followed by the model 2 and then model 1. The difference in the computational time did not differ too much between each model for the same number of histories (Model 1=208min, Model 2=206min and Model 3=204min).

5. Conclusions

The best model is the model 3 and then the model 2. The model 3 could be more useful to perform studies about the neutron flux in different parts of the device. And the model 2 would be better for futures studies of transmutation driven systems. The tungsten has a higher cross section

for radiative capture and inelastic collision reactions along its neutron energy spectrum that could induce neutron activation than beryllium. Also for high energies the tungsten needs more scattering collisions before being absorbed than beryllium, which makes the Tungsten a good material to be irradiated for neutrons with high energy, but in the other hand beryllium has a wider energy spectrum 10^{-4} MeV and 1 MeV where decrease the probability of absorption than tungsten. The use of the SSW/SSR card is not worth due to it spends too much time to be executed and the error is just a bit lower than the executed by the history cut-off. So it is much better to increase the number of histories than use the SSW/SSR card.

6. References

- [1] T. Hamacher, A.M. Bradshaw, “Fusion as a Future Power Source: Recent Achievements and Prospects”
- [2] H. Zohma, et al., “Overview of Asdex Upgrade results”, Nucl. Fusion **49** (2009).
- [3] M.J. Rubel, et al., “Beryllium plasma-facing components for the ITER-Like Wall Project at JET”, J. Phys.: Conf. Ser. **100**, (2008).
- [4] R. Neu, et al., “Operational conditions in a W-clad tokamak”, Journal of Nuclear Materials **367–370**, (2007) , pp.1497–1502
- [5] C. Velasquez, et al., “Axial Neutron Flux Evaluation in a Tokamak System: a Possible Transmutation Blanket Position for a Fusion–Fission Transmutation System”, Brazilian Journal of Physics **42/3-4** (2012) , pp. 237-247
- [6] A. K. Suri, et al., “Materials Issues in Fusion Reactors”, J. Physics, Conference Series **208** (2010) 012001
- [7] X-5 Monte Carlo Team, MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Volume II: User’s Guide, University of California, Los Alamos National Laboratory. (2003).
- [8] W.M. Stacey, “Tokamak D–T fusion neutron source requirements for closing the nuclear fuel cycle”, Nucl. Fusion **47** (2007) 217-221
- [9] R. Pampin, Tungsten transmutation and resonance self-shielding in PPCS models for the study of sigma-phase formation, UKAEA FUS 525, EURATOM/UKAEA Fusion, (2005)
- [10] M. Kaufmann, R. Neu, Tungsten as first wall material in fusion devices. Fusion Eng. Des. **82**, (2007) 521–527.
- [11] A. Robinson, et. al, “W-Based Alloys for Advanced Divertor Designs: Detailed Activation and Radiation Damage Analyses”, Fusion Technology Institute, University of Wisconsin , UWFD-1378
- [12] A. Araujo, C. Pereira, M.A.F. Veloso, A.L. Costa, Flux and dose rate evaluation of iter system using MCNP5. Braz. J. Phys. **40** (2009) 58–62.
- [13] ITER-Final Design Report: <http://www.naka.jaea.go.jp/ITER/FDR/> (2001)
- [14] D.L. Aldama, A. Trkov, “FENDL-2.1 Update of an evaluated nuclear data library for fusion applications”, Summary documentation (2004)
- [15] T. A. Tomberlin, “Beryllium – A Unique Material In Nuclear Applications”, 36th International SAMPE Technical Conference, Nov. (2004)
- [16] V. Zerkin, “ENDF/B-VII.0-USA 2006”, Evaluated nuclear data file (ENDF), International Atomic Energy Agency
- [17] V. Avrigeanu, et al., “Sensitivity of Activation Cross Sections of Tungsten to Nuclear Reaction Mechanisms”, AIP Conf. Proc. **769** (2005), pp. 1501-1504.

Axial Neutron Flux Evaluation in a Tokamak System: a Possible Transmutation Blanket Position for a Fusion–Fission Transmutation System

Carlos E. Velasquez · Graiciany de P. Barros ·
Claubia Pereira · Maria A. Fortini Veloso ·
Antonella L. Costa

Received: 28 August 2011
© Sociedade Brasileira de Física 2012

Abstract A sub-critical advanced reactor based on Tokamak technology with a D–T fusion neutron source is an innovative type of nuclear system. Due to the large number of neutrons produced by fusion reactions, such a system could be useful in the transmutation process of transuranic elements (Pu and minor actinides (MAs)). However, to enhance the MA transmutation efficiency, it is necessary to have a large neutron wall loading (high neutron fluence) with a broad energy spectrum in the fast neutron energy region. Therefore, it is necessary to know and define the neutron fluence along the radial axis and its characteristics. In this work, the neutron flux and the interaction frequency along the radial axis are evaluated for various materials used to build the first wall. W alloy, beryllium, and the combination of both were studied, and the

regions more suitable to transmutation were determined. The results demonstrated that the best zone in which to place a transmutation blanket is limited by the heat sink and the shield block. Material arrangements of W alloy/W alloy and W alloy/beryllium would be able to meet the requirements of the high fluence and hard spectrum that are needed for transuranic transmutation. The system was simulated using the MCNP code, data from the *ITER Final Design Report, 2001*, and the Fusion Evaluated Nuclear Data Library/MC-2.1 nuclear data library.

Keywords Fusion · Fission · Transmutation

1 Introduction

Advanced reactor concepts based on generation IV nuclear energy systems have been proposed to reduce the quantity of waste produced in current commercial reactors by the partition and transmutation of plutonium (Pu) and minor actinides (MAs) [1]. A hybrid fusion–fission reactor is one of the options among the proposed systems [2, 3]. In 2008, the Brazilian government commissioned two new institutions, the *Instituto Nacional de Ciências e Tecnologia de Reatores Nucleares Inovadores/CNPq* and the *Rede Nacional de Fusão/FINEP*, to study new-generation reactor designs and systems. The *Departamento de Engenharia Nuclear/UFMG*, in partnership with these two institutions, has also developed models of fusion- and accelerator-driven systems to study Pu and MA transmutation [4, 5] considering that subcritical systems have criticality and safety advantages [6–8].

The aim of this work is to extend our previous study [4] by evaluating the axial neutron flux in the system based on

C. E. Velasquez · G. de P. Barros · C. Pereira (✉) ·
M. A. Fortini Veloso · A. L. Costa
Departamento de Engenharia Nuclear, Universidade
Federal de Minas Gerais,
Av. Antonio Carlos, 6627 campus UFMG,
31.270-90, Belo Horizonte, MG, Brazil
e-mail: claubia@nuclear.ufmg.br

C. E. Velasquez
e-mail: carlosvelcab@eng-nucl.mest.ufmg.br

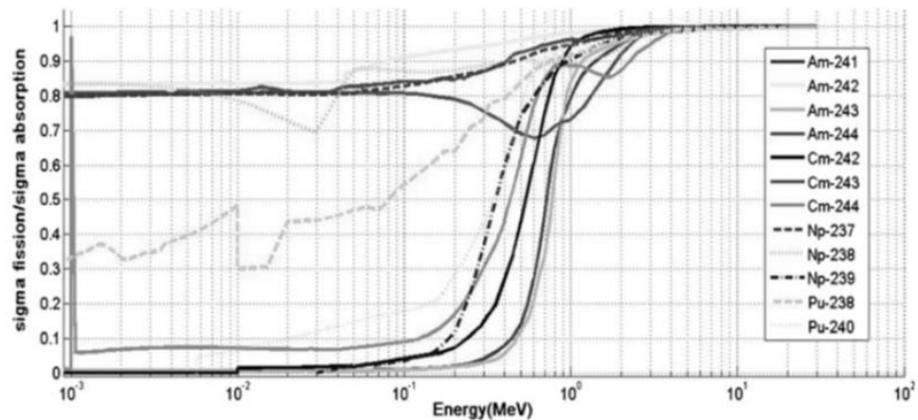
G. de P. Barros
e-mail: gbarros@ufmg.br

M. A. Fortini Veloso
e-mail: dora@nuclear.ufmg.br

A. L. Costa
e-mail: antonella@nuclear.ufmg.br

C. E. Velasquez · G. de P. Barros · C. Pereira ·
M. A. Fortini Veloso · A. L. Costa
Instituto Nacional de Ciência e Tecnologia de Reatores Nucleares
Inovadores/CNPq, Rede Nacional de Fusão (FINEP/CNPq),
Rio de Janeiro, Brazil

Fig. 1 (Color online) Fission-to-total absorption ($\sigma_f/(\sigma_f+\sigma_a)$) probabilities of transuranic nuclides [26]



the International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER) concept and to determine possible positions to insert the transmutation layer. As the transuranics (TRU) have larger fission-to-capture ratios in a fast spectrum than in a thermal spectrum, the goal is to choose the region in which the neutron flux is harder, increasing the transuranics' transmutation probabilities. Different materials have been proposed for the first wall ITER composition [9–11]. These materials have desirable properties, such as a high melting point, high thermal conductivity, and high resistances to sputtering, particle fluencies, and erosion [9, 12–14]. Tungsten fulfils these requirements and is the main component in several alloys. Therefore, W alloys are considered for several plasma-facing components [15, 16]. The main reasons to select beryllium are based on its acceptable effect on plasma performance, resistance to thermal cyclic loading under neutron irradiation conditions, properties as a neutron multiplier and high oxygen gettering characteristics [17, 18]. Therefore, W alloy, beryllium and the combination of both are used in this paper. The goal is to predict the best position to add a transmutation blanket according to the different materials used. To enhance the transmutation efficiency, it is necessary to have a high neutron wall loading (high

neutron fluence) with a broad energy spectrum in the fast neutron energy region. [12]

The simulations were performed using the Monte Carlo N-particle (MCNP) code [19], data from the ITER Final Design Report 2001 [20], and the Fusion Evaluated Nuclear Data Library data library [21]. Using these results, the neutron behaviour for each material can be compared to find a suitable region with a high neutron fluence and hard spectrum.

2 Fusion–Fission Transmutation System

2.1 Transuranics Transmutation (Pu and Minor Actinides)

To reduce the environmental impact of long-term geological repositories, the concepts of separation and transmutation have been introduced. Separation refers to the process of separate storage of fission products that emit high-energy decay products (alpha, beta, and gamma) until their high level of radioactivity decays away. Transmutation refers to reprocessing the spent fuel that is discharged from light water reactors (LWRs) and separating the long-lived fissionable TRUs for use as fuel [7]. The concept of separating

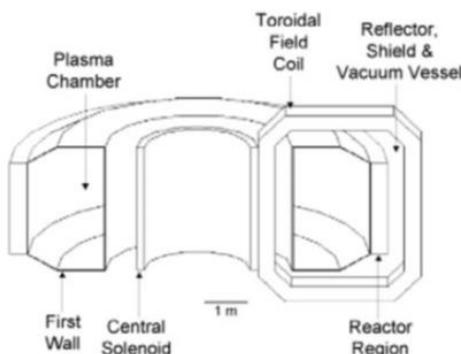


Fig. 2 Schematic of the geometric configuration of the FTWR [2]

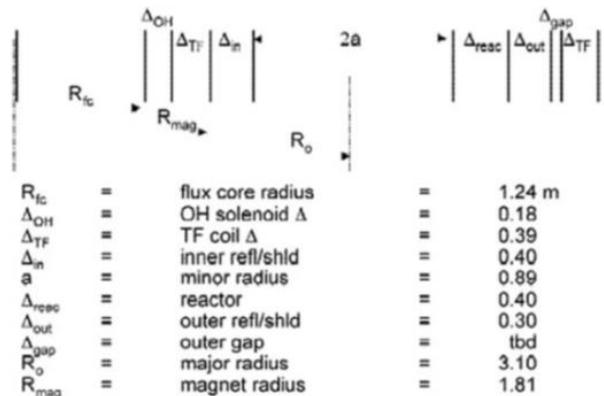
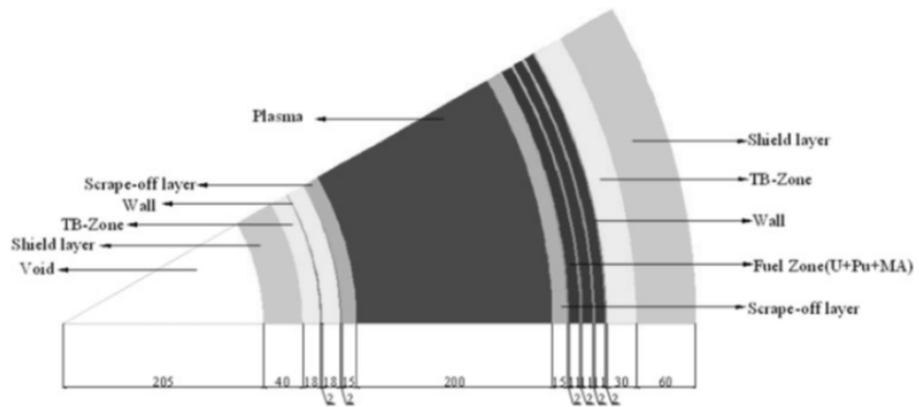


Fig. 3 Radial build of the FTWR [2]

Fig. 4 (Color online) Radial configuration of the FDS-EM [3]



TRUs from the spent nuclear fuel that is discharged from LWRs for use as fuel in fast and thermal reactors for reduction of the long-lived TRU isotopes was investigated, and the relevant studies concluded that it is possible to reduce these isotopes significantly (>90 %). Therefore, it was concluded that subcritical reactors could operate with highly burned fuel or with fuel consisting of MAs to achieve >>90 % burnup of the TRUs [7, 22, 23]. In this work, we are interested in the possibility of Pu and MA (americium, curium, and neptunium) transmutation in a fusion–fission system.

Although fission products have a significant risk of radiotoxicity for the first few hundred years, the main contribution over thousands of years is due to the actinides [24, 25]. Because all actinides are potentially radiotoxic and because neutron capture (n, γ) reactions in the actinides only produce other actinides, neutron fission (n, f) reactions are a more effective way to burn up actinides. Figure 1 shows the plutonium and MA fission-to-total absorption

probabilities ($\sigma_f/(\sigma_f + \sigma_a)$) [26]. The long-term radiotoxic inventory in the spent fuel discharged from LWRs can be reduced considerably by using the multirecycling strategy in advanced pressurised water reactors (PWRs); this strategy primarily reduces ^{239}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Am , ^{244}Am , ^{237}Np , ^{238}Np , and ^{243}Cm , which can be partly transmuted in a thermal-neutron spectrum, as shown in Fig. 1. However, some of the actinides are effectively nonfissionable in a thermal–neutron spectrum (Fig. 1; ^{241}Am , ^{243}Am , ^{242}Cm , ^{244}Cm , ^{239}Np , and ^{240}Pu). Therefore, to achieve transmutation, high-energy neutrons that are released from fusion reactions must enter into a subcritical blanket containing Pu and MAs, increasing the probability for these neutrons to induce transmutation reactions.

2.2 Different Models of Blanket Design

Many studies have been conducted around the world with the purpose of developing a transmutation blanket design. Some of the most representative works are in development in the USA and China.

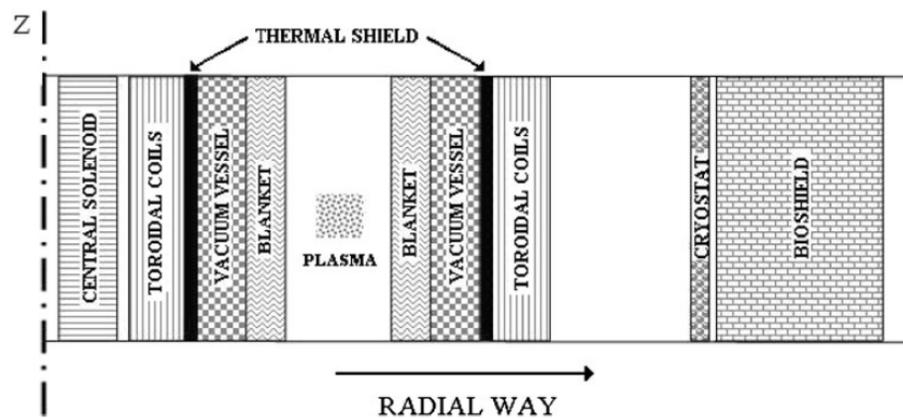
2.2.1 The USA's Blanket Design

The geometric configuration of the fusion transmutation of waste reactor is shown in Figs. 2 and 3. The transmutation reactor consists of a 40-cm-thick ring of vertical hexagonal fuel assemblies located outboard of the plasma chamber of a tokamak fusion neutron source. The reactor's metallic fuel consists of a zirconium alloy containing transuranics from spent nuclear fuel that are dispersed in a zirconium matrix and clad with steel that is similar to HT-9. The coolant for the reactor, reflector and shield, first wall, and divertor is eutectic Li17Pb83 that is enriched to 20 % ^6Li to meet the tritium self-sufficiency requirement. The reflector and shield are located inboard of, above, and below the plasma chamber and above, below, and outboard of the reactor to protect the magnets from radiation damage and to reflect neutrons towards the reactor. The toroidal and poloidal magnets

Table 1 ITER parameters [28]

Parameters	ITER
Major radius of plasma (m)	6.21
Minor radius of plasma (m)	2.0
Volume of plasma (m ³)	837
Plasma current (MA)	15
P_{NB} (MW)	33–50
P_{RF} (MW)	20–40
Magnetic field (T)	5.3
Duration of pulses (s)	>400 s
Type of plasma	D–T
Thermonuclear power (P _{th})	500 MW
Fusion energy (GJ)	>120
Electron temperature (keV)	21
Ion temperature (keV)	18
$Q = P_{\text{th}}/\text{heating power}$	>10
Neutron power at the edge	0.57 MW/m ²

Fig. 5 Radial 1D model profile (scale out). Blank spaces vacuum areas



employ an oxygen-free high conductivity copper conductor and liquid nitrogen coolant [2].

2.2.2 China's Blanket Design

The general design of the Fusion Driven System-EM utilises a subcritical blanket that interacts with the copious fusion neutrons that are provided by the fusion core to achieve tritium breeding and energy multiplication based on the fission and fusion fuel cycle (Fig. 4). The design of the blanket system is based on the well-developed technologies

of pressurised water reactors. In addition to the shielding modules, two types of functional blanket modules, the tritium breeding module and the fission energy production module (EPM), are designed for the inner board, which is only used to breed tritium, and the outer board, which is used to produce energy with fission materials, respectively.

The fission materials in the blanket of the EPM are composed of depleted uranium, which serves as the fissile fuel breeding material, and plutonium isotopes, which serve as neutron multipliers with long-lived MA, i.e., ^{237}Np , ^{241}Am , ^{243}Am , and ^{244}Cm . Adapting spent fuel directly from commercial power plants (e.g., PWR) for this use avoids the difficult process of separating these isotopes. The dioxide fuel form is adopted to palliate the reprocessing technology of the spent fuel [3].

2.3 Plasma Parameters

ITER is an experimental device design with extensive diagnostics and considerable flexibility in plasma shaping, heating and current drive, and fuelling methods. ITER aims to operate in a range of plasma scenarios characterised by different maximum plasma currents, shape parameters, additional heating strategies, and plasma current density profiles. A fusion neutron source based on ITER physics and technology would be capable of generating up to 500 MW (thermal) of fusion power. Details of the modelling used are presented in the methodology section. Table 1 shows some of the experiments performed with the Tokamak parameters and the parameters expected for the ITER.

The first wall is an important focus of investigation by researchers around the world because it is subjected to extreme conditions during operation. This wall must have desirable properties such as a high melting point, high thermal conductivity, and high resistances to sputtering, particle fluencies, and erosion [12–14]. The different proposed materials that have been studied are tungsten, which was tested by the ASDEX upgrade (Germany) [9],

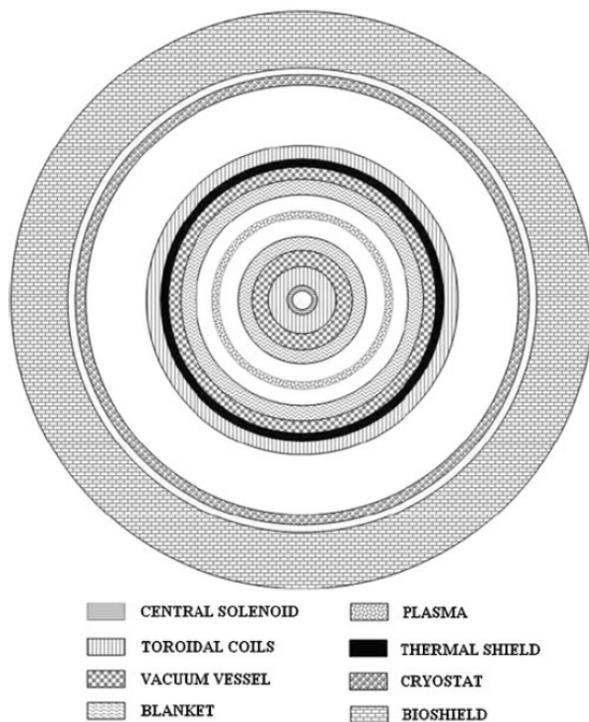


Fig. 6 Top view of geometric model (scale out). Blank spaces vacuum areas

Table 2 Materials and thicknesses adopted for the simulated component models

Component	Thickness (cm)	Material	
CS	Insertion module	80 a 90	27 % Nb ₃ Sn+30 % Incoloy 908+30 % SS316+10 % resins+ 3 % Al ₂ O ₃
	Superconductor and insulator	90 a 180	45 % Nb ₃ Sn+5 % Al ₂ O ₃ + 50 % Incoloy 908
	Support	180 a 200	SS316L(N)IG
TFC	Wall box	220 a 229.5	SS316L(N)IG
	Superconductor and insulator	229.5 a 310.5	45 % Nb ₃ Sn+5 % Al ₂ O ₃ + 50 % Incoloy 908
	Wall box	310.5 a 320	SS316L(N)IG
VVTS	Wall	320.6 a 322.8	SS304L
VV	Wall	322.8 a 328.8	SS316L(N)IG
	Filling	328.8 a 350.5	SS304B7, 60 %; water, 40 %
	Wall	350.5 a 356.5	SS316L(N)IG
BLK	Shield block	357 a 399	SS316L(N)IG
	Heat sink	399 a 401	CuCrZr-IG
	First wall	401 a 402	Material to be studied
Plasma chamber		402 a 853	Vacuum
BLK	First wall	853 a 854	Material to be studied
	Heat sink	854 a 856	CuCrZr-IG
	Shield block	856 a 898	SS316L(N)IG
VV	Wall	898.5 a 904.5	SS316L(N)IG
	Filling	904.5 a 967.5	SS304B7, 60 %; water, 40 %
	Wall	967.5 a 973.5	SS316L(N)IG
VVTS	Wall	973.5 a 975.5	SS304L
TFC	Wall box	976 a 985.5	SS316L(N)IG
	Superconductor and insulator	1085.5 a 1165.5	45 % Nb ₃ Sn+5 % Al ₂ O ₃ + 50 % Incoloy 908
	Wall box	1165.5 a 1176	SS316L(N)IG
CRY	Wall	1400 a 1410	SS304L
BSD	Wall	1455 a 1655	Concrete

BLK blanket, VV vacuum vessel, VVTS vacuum vessel thermal shield, TFC toroidal field coils, CRY cryostat, BSD bioshield

beryllium, which was recently tested by JET (England) [10], and molybdenum, which was tested by Alcator-Mod (USA) [11]. In this work, tungsten, beryllium, and the combination of both are evaluated as a first-wall material.

Table 3 Concrete composition used

Elements	Composition ($\rho=2.43 \text{ g cm}^{-3}$)
H	0.4532
B	0.07
O	51.2597
Na	1.1553
Mg	0.3866
Al	3.5548
Si	35.9664
K	1.4219
Ca	4.3546
Fe	1.3775

3 Methodology

The modelling technique used in this work was the same as that adopted by Araujo et al. [4], and it will be described in the next section.

3.1 Geometric Model

The geometric model used concentric finite cylinders, as shown in Fig. 5. The cylindrical surfaces are 24 m high and have the same axial alignment. Each region between two successive cylindrical surfaces was filled with the appropriate material to represent the different layers of each component along the radial reactor direction.

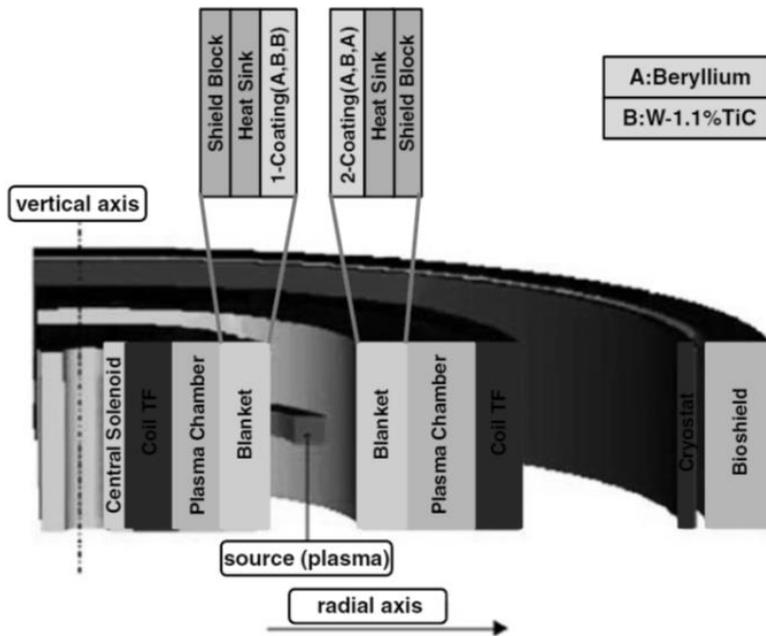
This simplified model disregards the details of components that are more complex, omits the vertical and horizontal slits between blanket modules, and does not consider components that do not involve the whole machine. The top view of the geometry used in the modelling is shown in Fig. 6.

3.2 Materials

The MCNP code models the transport of neutrons, photons, and electrons or the combined transport of these particles, where the random path of the particles is simulated based on stochastic laws, and the interaction probability is inserted from libraries of nuclear cross sections. The accuracy obtained with the MCNP simulation depends on several uncertainties involved in the nuclear cross-section data and the uncertainty of the statistical calculation. Therefore, the details of the material composition for each reactor component are highly relevant to obtain a reliable prediction of the individual history of each neutron in the simulation.

Table 2 presents the reactor systems used in this study with the thickness and materials for each: central solenoid (CS), blanket, vacuum vessel, vacuum vessel thermal shield, toroidal field coils, cryostat, and bioshield.

Fig. 7 (Color online) System blanket design



The material of the first wall located inside the blanket is the focus of this study.

In agreement with ITER guidelines and the article in fusion engineering and design [15, 16], stainless steel SS316L(N)IG was used at the filling material in the blanket shield block. The vacuum vessel was 60 % filled with stainless steel SS304B7 and 40 % filled with water. Due to the CS composition complexity, this module's composition was assumed to be 27 % Nb₃Sn+30 % Incoloy 908+30 % SS316+10 % resins+3 % Al₂O₃. To simplify the model, the small details of the CS composition were not considered. The composition of the filling material of the CS and TF coils was assumed to be 45 % Nb₃Sn+50 % Incoloy 908+5 % Al₂O₃. The composition of the bioshield is described in Table 3.

To evaluate the neutron flux in different materials based on the Tokamak design, the coatings surrounding the fusion plasma were changed (Fig. 7). To help us understand the reactions that occur along the neutron trajectory for each blanket, the different reaction rates were tracked. In the first experiment, beryllium was placed in the 1 and 2 coating positions surrounding the fusion plasma because beryllium is an excellent neutron multiplier. However, W and W alloys (W-1.1TiC) [12] are being considered due to the desirable structural properties of

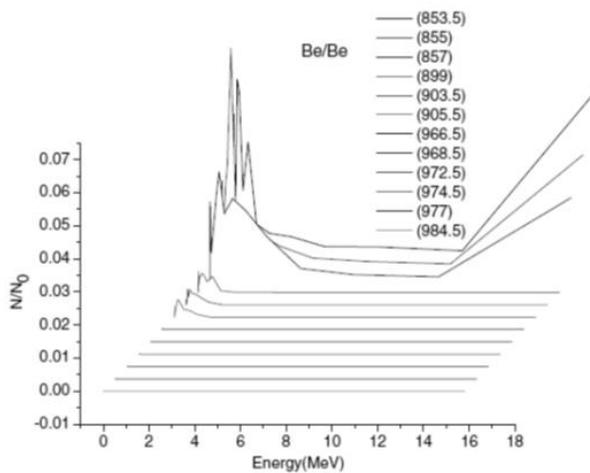


Fig. 8 (Color online) Neutron spectrum for the Be-Be coating

Table 4 Interaction frequencies for each type of reaction for Be/Be

Distance (cm)	Reaction type	Interaction frequency (particles/s)	Normalised	
853.5	Elastic collision	1.87659E+09	0.89118	
	Inelastic collision	6.34246E+05	3.01199E-4	
	Radiative capture	8.00067E+04	3.79946E-5	
	Neutron production	1.62307E+05	7.70784E-5	
	Total cross section	2.10574E+09	1	
	855	Elastic collision	8.78642E+08	0.68332
		Inelastic collision	1.46913E+08	0.11425
Radiative capture		3.42448E+06	0.00266	
Neutron production		1.53811E+08	0.11962	
857	Total cross section	1.28585E+09	1	
	Elastic collision	3.36108E+08	0.60728	
	Inelastic collision	9.937732E+07	0.1786	
	Radiative capture	7.44902E+05	0	
	Neutron production	4.79211E+07	0.08543	
Total cross section		5.52983E+08	1	

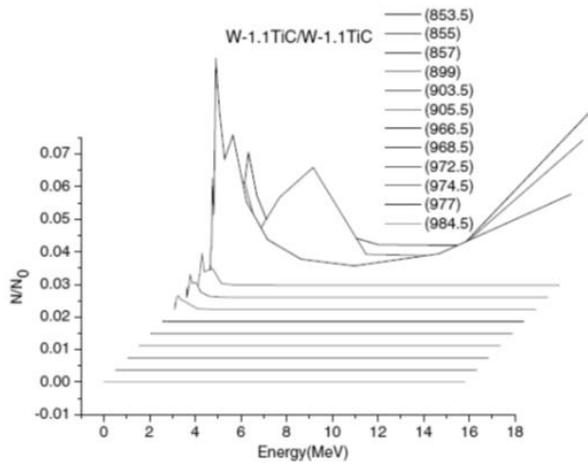


Fig. 9 (Color online) Neutron spectrum for the W-1.1TiC/W-1.1TiC coating

tungsten: its high melting point, high thermal conductivity, and high resistance to sputtering and erosion.

In the second experiment, the beryllium coating was replaced with a tungsten alloy (W-1.1TiC) material in the 1 and 2 coating positions to verify the different reactions due to the neutron production induced by fusion reactions. To compare and evaluate the neutron multiplier parameters, the last experiment used a combination of both materials; the tungsten alloy (W-1.1TiC) was used in the 1 coating position, and beryllium was used in the 2 coating position. The neutron fluence was measured along the radial axis for both materials using tally point detectors from the MCNP code. Detectors

Table 5 Interaction frequencies for each type of reaction for W-1.1TiC/W-1.1TiC

Distance (cm)	Reaction type	Interaction frequency (particles/s)	Normalised
853.5	Elastic collision	3.08081E+09	0.70764
	Inelastic collision	8.24294E+07	0.01893
	Radiative capture	3.45950E+07	0.00795
	Neutron production	8.13846E+05	1.86935E-4
	Total cross section	4.35363E+09	1
	855	Elastic collision	8.19653E+08
Inelastic collision		1.19205E+08	0.10321
Radiative capture		2.54904E+06	0.00221
Neutron production		1.27194E+08	0.11012
Total cross section		1.15503E+09	1
857		Elastic collision	3.17346E+08
	Inelastic collision	8.193039E+07	0.16418
	Radiative capture	5.55145E+05	0
	Neutron production	3.96457E+07	0.07887
	Total cross section	4.96187E+08	1

Table 6 Data changed for the new design

Centre		0	Vacuum
Blanket	Shield block	357 a 399 cm	SS316L(N)IG
	Heat sink	399 a 401 cm	CuCrZr-IG
	First wall	401 a 402 cm	W-1.1TiC
Plasma chamber		402 a 853 cm	Vacuum
Blanket	First wall	853 a 854 cm	Beryllium
	Heat sink	854 a 856 cm	CuCrZr-IG
	Shield block	856 a 898 cm	SS316L(N)IG

were placed before and after each blanket in the radial direction starting with the 2 coating position. The spectrum energy width is needed to identify possible positions for a transmutation blanket. The combinations of coating materials evaluated were beryllium (1 coating) and beryllium (2 coating), W-1.1TiC (1 coating) and W-1.1TiC (2 coating), and W-1.1TiC (1 coating) and beryllium (2 coating).

3.3 Fusion Neutron Source

The fusion neutron source used is isotropic, has a ring shape with a square cross-section that is 0.60 m high and 0.60 m wide, and occupies the central part of the plasma chamber. This source does not take into account the plasma emission asymmetries in the poloidal and toroidal directions. The energy distribution for the fusion neutron source is described by a Gaussian fusion energy spectrum that obeys the Gaussian distribution:

$$p(E) = C \exp[-((E - b)/a)^2],$$

where a is the width in MeV and b is the average energy in milli-electron volt. The parameters of the emission spectrum

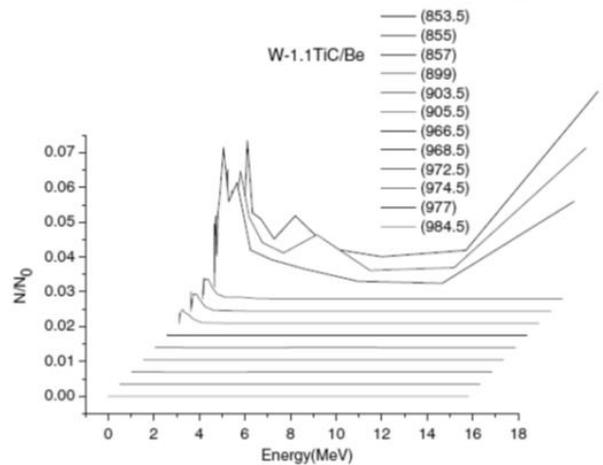


Fig. 10 (Color online) Neutron fluence results for the W-Be arrangement

Table 7 Interaction frequencies for each type of reaction for WTiC/Be

Distance (cm)	Reaction type	Interaction frequency (particles/s)	Normalised
853.5	Elastic collision	1.74528E+09	0.88536
	Inelastic collision	2.23634E+05	1.13447E-4
	Radiative capture	7.18623E+04	3.6455E-5
	Neutron production	3.30068E+04	1.6744E-5
	Total cross section	1.97126E+09	1
855	Elastic collision	9.29500E+08	0.69768
	Inelastic collision	1.44866E+08	0.10874
	Radiative capture	3.63000E+06	0.00272
	Neutron production	1.52679E+08	0.1146
	Total cross section	1.33228E+09	1
857	Elastic collision	4.12944E+08	0.65715
	Inelastic collision	9.96759E+07	0.15777
	Radiative capture	7.08024E+05	0
	Neutron production	4.54232E+07	0.07128
	Total cross section	6.28018E+08	1

were adjusted automatically by MCNP through the choice of a standard source for D-T fusion. The plasma temperature was chosen to be 10 keV [19]. Considering the aims of this study, such simplifications are acceptable.

4 Results and Analysis

4.1 Neutronic Evaluation of Different Coating Materials

For each case, the neutron fluence (N) measured by the detectors were divided by the initial neutron fluence (N_0) measured

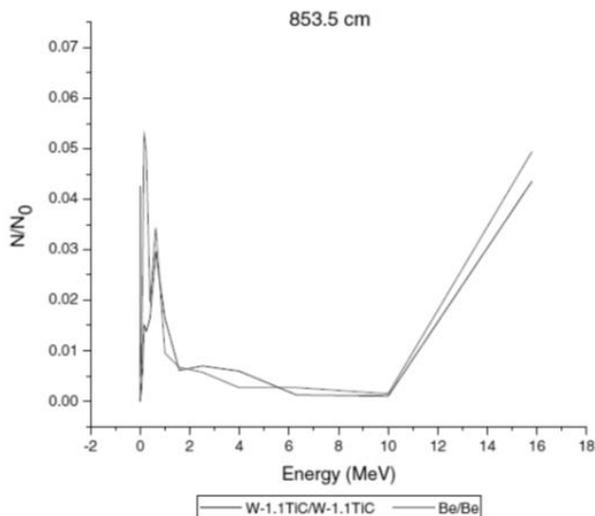


Fig. 11 (Color online) Comparison between beryllium and tungsten at 853.5 cm

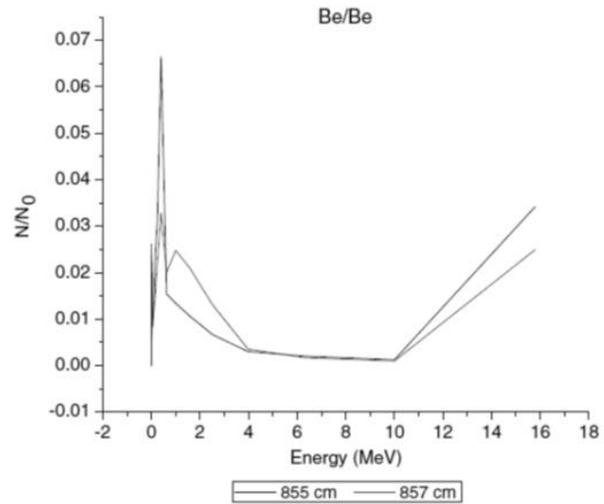


Fig. 12 (Color online) Neutron fluence at 855 and 857 cm from the centre

at the neutron source location. Therefore, the quantity N/N_0 is used in the analysis to study the rate of change in the neutron population that passes through the walls. To better understand the reactions that occur, the interaction frequencies for the different reaction cross-sections along the radial axis were recorded. The following reaction cross-sections were considered: elastic collision, inelastic collision, radiative capture, neutron production, and total. For each distance, the reaction cross-section was normalised with respect to the total cross-section to determine that reaction's contribution to the total.

4.1.1 The Effect of a Beryllium Coating

In the first case, a beryllium coating surrounding the fusion plasma chamber was considered. The results are shown in

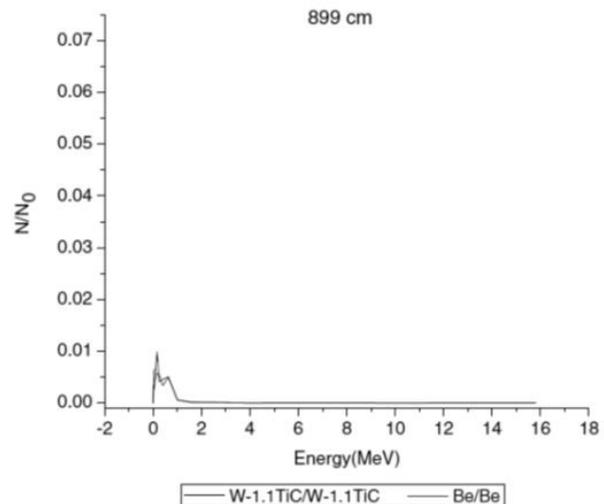


Fig. 13 (Color online) Neutron fluence at 899 cm from the centre

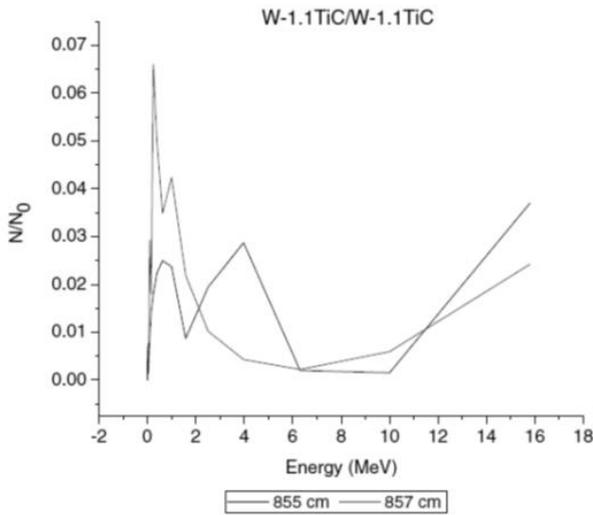


Fig. 14 (Color online) Neutron fluence at 855 and 857 cm from the centre

Fig. 8, which shows the neutron fluence measured along the radial axis for each chosen distance.

Figure 8 shows a high intensity at 855 cm from the centre, where the second detector is located (heat sink, see Table 2). The peak denotes a high neutron production but is missing a broader energy spectrum. However, the next relevant zone, located at 857 cm, has a broader energy spectrum and a significant neutron fluence indicating that this zone is suitable to place a transmutation blanket. Table 4 presents the types of reactions and their interaction frequencies at three distances.

4.1.2 The Effect of a Tungsten Alloy Coating

In the second case, a tungsten coating surrounded the plasma chamber. In recent evaluations [27], the tungsten alloy was considered for various plasma-facing components; the evaluations indicate that tungsten alloy could be a suitable option for replacing the beryllium.

Two important peaks can be identified in the results in Fig. 9; the first peak is located inside the heat sink at 855 cm, and the second peak is inside the shield block at 857 cm. Therefore, a suitable region to place a transmutation blanket would be limited to these two regions. Table 5 presents the types of reactions and their interaction frequencies at three distances.

4.1.3 The Effect of Tungsten and Beryllium Coatings

As shown in Figs. 8 and 9, beryllium has a greater neutron fluence but a narrower energy spectrum when compared to the tungsten at 855 cm. However, the tungsten alloy has a greater neutron fluence with the same width as the beryllium

at 857 cm. Therefore, it is interesting to evaluate the feasibility of using both materials. For this last case, coatings of both materials were placed as shown in Table 6. This arrangement was considered due to the evaluated properties of each material: the tungsten alloy had greater absorption and inelastic reaction rates than beryllium (Table 3). The tungsten alloy was placed in the inner position and, due to its multiplier features, the beryllium was more appropriately placed in the outer position surrounding the plasma vacuum, as shown in Table 5.

As seen in Fig. 10, the region exhibiting a high neutron fluence and broad energy spectrum was located between 855 and 857 cm, limited by the heat sink and the protector block. According to these preliminary results, a suitable area to place a transmutation blanket that meets the main requirements could be between 855 and 857 cm. These results show that the W1.1TiC/Be arrangement (located as shown in Table 5) is a suitable coating option. Table 7 presents the types of reactions and their interaction frequencies for three distances.

4.2 A Detailed Analysis

The following results present the most relevant fluence peaks associated with a suitable position for a transmutation blanket for the different studied cases.

4.2.1 Beryllium

As shown in Fig. 11, the neutron fluence through beryllium was greater than the fluence through tungsten. Based on the reaction cross-sections in Tables 4 and 5 and Fig. 11, this

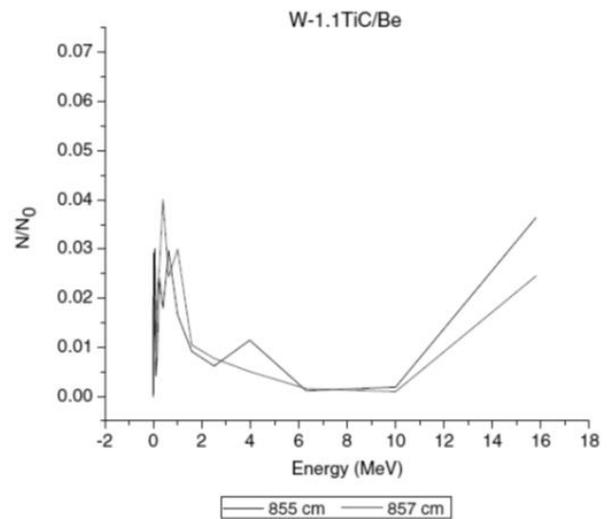


Fig. 15 (Color online) Neutron fluence at 857 cm from the centre in the shield block

fluence difference is due to the larger reaction rate in the tungsten alloy than in the beryllium material.

As illustrated in Fig. 8, there are two relevant peaks. The first peak is located 855 cm from the centre, where the highest neutron fluence occurs; this peak has a fluence of 0.065 times the initial fluence and an energy spectrum width between 0.0398 and 0.631 MeV. The second peak is at approximately 857 cm. As seen in Fig. 12, this peak has a lower neutron fluence than the first peak but has a broader energy spectrum between 0.0398 and 3.98 MeV, showing this location to be a suitable zone. However, the abrupt decrease in the neutron fluence from 855 to 857 cm and the large deficiency in the energy spectrum width limited the probability of transmutation. Therefore, although this region is the best choice for placement of a transmutation blanket, the results do not satisfy the main requirements.

4.2.2 Tungsten Alloy

This evaluation was performed for the tungsten alloy coating. First, to obtain a better idea of the fluence behaviour away from the centre, the beryllium and tungsten-alloy cases were compared. In Figs. 8 and 9, the most representative peaks were located at 899 cm. Therefore, Fig. 13 presents the neutron fluence at 899 cm for beryllium and the tungsten alloy. In both cases, the neutron fluence to achieve transmutation is low (<0.01), and the energy spectrum width is between 0.00631 and 1 MeV. However, the main analysis will be focused on the regions with larger neutron fluences (from 855 to 857 cm), as shown in Fig. 9.

Figure 14 shows a peak with a high neutron fluence at 855 cm. The neutrons with high energies between 2 and 6 MeV lose energy when they pass through the heat sink (855 cm) to the shield block (857 cm). Between 0.158 and 2 MeV, a large fluence of approximately 0.065 is observed at 857 cm from the centre. This abrupt change in energy is due to the increase in the inelastic reaction rate as the neutron passes through the heat sink at 855 cm. Therefore, a suitable zone in which to place a transmutation blanket could be located between these two regions (heat sink and shield block).

4.2.3 Tungsten/Beryllium Coating

This coating uses tungsten in the inner position and beryllium in the outer one, as indicated in Table 6. According to the calculation results (Fig. 10), the maximum neutron fluence was 0.04 at 857 cm, and the width of interest was from 0.1 to 1.58 MeV. This region between the heat sink (855 cm) and the shield block (857 cm) is a suitable zone in which to place a transmutation blanket due to the

combination of a high fluence and a larger energy spectrum width (Fig. 15).

According to the last results, the zone between the heat sink and the protector block could be a suitable solution for a transmutation blanket position because it accomplishes the requirements of neutron flux (broad energy spectrum and high fluence), allowing the transmutation of nuclear waste.

5 Conclusions

This work represents our initial efforts to simulate a Tokamak based on the ITER blanket distribution using MCNP. The results suggest the best position to add a transmutation blanket based on the neutronic evaluation and the material's behaviour. Some coating combinations were examined for the first wall. The evaluated cases demonstrated that the best zone in which to place a transmutation blanket is limited by the heat sink and the shield block. Material arrangements of W alloy/W alloy and W alloy/beryllium would be able to meet the requirements of high fluence and broad energy spectrum. These arrangements are expected to achieve transmutation, maintaining a subcritical state $k_{\text{eff}} < 0.99$. The next step is to design a transmutation blanket and study the behaviour of the transuranic elements under the conditions presented here. Additionally, introducing a transmutation layer and simulating this system using a depletion code would be useful to analyse the transmutation layer evolution during operation time.

Acknowledgments The authors are grateful to CNEN, CAPES, CNPq and FAPEMIG (Brazil) for their support.

References

1. Commissariat à l'énergie atomique, "Nuclear energy of the future: what research for which objective?", *e-den*, CEA, (2006)
2. W.M. Stacey et al., A fusion transmutation of waste reactor. *Fusion Sci. Technol.* **41**, 116–140 (2002)
3. Y. Wu et al., The fusion-fission hybrid reactor for energy production: a practical path to fusion application. http://www-pub.iaea.org/mtcd/meetings/fec2008/ft_p3-21.pdf
4. A. Araujo, C. Pereira, M.A.F. Veloso, A.L. Costa, Flux and dose rate evaluation of iter system using MCNP5. *Braz. J. Phys.* **40**, 58–62 (2009)
5. G.P. Barros, C. Pereira, M.A.F. Veloso, A.L. Costa, Neutron production evaluation from a ADS target utilizing the MCNPX 2.6.0 code. *Braz. J. Phys.* **40**(4), 414–418 (2010)
6. J.W. Maddox, W.M. Stacey, Fuel cycle analysis of a subcritical fast helium-cooled transmutation reactor with a fusion neutron source. *Nucl. Technol.* **158**(1), 94–108 (2006)
7. C.M. Sommer, W.M. Stacey, Fuel cycle analysis of the SABR subcritical transmutation reactor concept. *Nucl. Tech.* **172**, 48–59 (2010)

8. E.A. Hoffman, W.M. Stacey, Comparative fuel cycle analysis of critical and subcritical fast reactor transmutation systems. *Nucl. Technol.* **144**, 83–121 (2003)
9. R. Neu et al., Operational conditions in a W-clad tokamak. *J. Nucl. Mater.* **367–370**, 1497–1502 (2007)
10. M. J. Rubel et al., Beryllium plasma-facing components for the ITER-like Wall Project at JET. *J. Phys.: Conf. Ser.* **100**, 062028 (2008)
11. W.R. Wampler, Molybdenum erosion measurements in Alcator C-Mod. *J. Nucl. Mater.* **266–269**, 217–221 (1999)
12. A. Robinson, L. El Guebaly, D. Henderson, *W-Based Alloys for Advanced Divertor Designs: Detailed Activation and Radiation Damage Analysis*, Fusion Technology Institute, University of Wisconsin, October (2010)
13. M.R. Gilbert, J-Ch Sublet, Neutron-induced transmutation effects in W and W-alloys in a fusion environment. *Nucl. Fusion* **51**, 1–13 (2011)
14. H. Maier et al., Tungsten and beryllium armour development for the JET ITER-like wall project. *Nucl. Fusion* **47**, 222–227 (2007)
15. R. Pampin, Tungsten transmutation and resonance self-shielding in PPCS models for the study of sigma-phase formation, *UKAEA FUS 525*, EURATOM/UKAEA Fusion, (2005)
16. M. Kaufmann, R. Neu, Tungsten as first wall material in fusion devices. *Fusion Eng. Des.* **82**, 521–527 (2007)
17. T.A. Tomberlin, *Beryllium—a unique material in nuclear applications*, 36th International SAMPE Technical conference, INEEL/CON-04-01869, (USA, 2004)
18. V. Barabash et al., Summary of beryllium qualification activity for ITER first-wall applications. *Phys. Scr.* **T145**, 1–6 (2011)
19. J.F. Briesmeister, MCNP—a general Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Los Alamos National Laboratory, (USA, 2003)
20. ITER-Final Design Report: <http://www.naka.jaea.go.jp/ITER/FDR/> (2001)
21. D.L. Aldama, A. Trkov, “FENDL-2.1 Update of an evaluated nuclear data library for fusion applications”, Summary documentation (2004)
22. W.M. Stacey et al., A TRU-Zr metal-fuel sodium-cooled fast subcritical advanced burner reactor. *Nucl. Technol.* **162**, 53–79 (2008)
23. National Research Council, *Nuclear wastes: technologies for separations and transmutations* (National Academy Press, Washington, 1996)
24. N. Demir, G. Genç, H. Yapici, Transmutation of high level wastes in a fusion-driven transmuter, *ICENES2007 13th International Conference on Emerging Nuclear Energy Systems*, (2007)
25. W.M. Stacey, *Nuclear reactor physics* (Wiley, Weinheim, 2007)
26. V. Zerkin, “ENDF/B-VII.0-USA 2006”, Evaluated nuclear data file (ENDF), International Atomic Energy Agency
27. G. Piazza et al., R&D on tungsten plasma facing components for the JET ITER-like wall. *J. Nucl. Mater.* **367–370**, 1438–1443 (2007)
28. Luca Giacomelli, development of neutron emission spectroscopy instrumentation for deuterium and deuterium–tritium fusion plasmas at Jet, *Digital Comprehensive Summaries of Uppsala Dissertations from the Faculty of Science and Technology 339*, Uppsala University, Sweden