



Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Engenharia Nuclear
Programa de Pós Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares

Avaliação do Fluxo de Nêutrons e da Taxa de Dose
Durante o Funcionamento Nominal do ITER

Arione Assis de Araújo

Belo Horizonte
Julho de 2008



Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Engenharia Nuclear
Programa de Pós Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares

Avaliação do Fluxo de Nêutrons e da Taxa de Dose
Durante o Funcionamento Nominal do ITER

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. Cláudia Perreira Bezerra Lima

Agência Financiadora: CAPES, CNPq, FAPEMIG

Julho de 2008

A658a

Araújo, Arione Assis de
Avaliação do fluxo de nêutrons e da taxa de dose durante o
funcionamento nominal do ITER [manuscrito] / Arione Assis de Araújo –
2008.
78 f., enc. : il.

Orientadora: Cláudia Perreira Bezerra Lima.

Dissertação (mestrado) - Universidade Federal de Minas Gerais,
Departamento de Engenharia Nuclear.
Inclui bibliografia

1. Engenharia nuclear - Teses 2. Fluxo de nêutrons - Teses 3. Fusão
controlada 4. Fusão por arco de plasma – Teses 5. Reatores nucleares
I. Lima, Cláudia Perreira Bezerra II. Universidade Federal de Minas Gerais,
Departamento de Engenharia Nuclear, Escola de Engenharia III. Título.

CDU: 539.125.52 (043)

Aos meus filhos, Arione e Maria Clara,
aos amigos do 220, Arno e Clemente,
e à namorada, Sâmia.

Avaliação do Fluxo de Nêutrons e da Taxa de Dose Durante o Funcionamento Nominal do ITER

Arione Assis de Araújo

Dissertação aprovada em 14 de julho de 2008, pela banca examinadora constituída dos seguintes membros:

Prof^a. Dr^a. Cláudia Pereira Bezerra Lima- ENU/UFMG
ORIENTADORA

Dr^a. Antonella Lombardi Costa - ENU/UFMG

Dr^a. Maria Auxiliadora Fortini Veloso - ENU/UFMG

AGRADECIMENTOS

Aos professores do Departamento de Engenharia Nuclear da UFMG pela recepção e dedicação durante o curso no programa de pós-graduação.

Ao Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear órgão da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CDTN/CNEN) pela disponibilização do laboratório de simulação do Serviço de Engenharia de Reatores e Sistemas.

Aos doutores Ricardo Brant Pinheiro, Marcelo Antônio Veloso e Hugo Moura Dalle pela prontidão nas orientações.

À Dra. Cláudia Pereira, orientadora primorosa, pelo acompanhamento crítico e pela atenção minuciosa durante a execução de cada frase e parágrafo dessa dissertação.

Aos meus parentes, amigos, irmãos e todos que de alguma forma contribuíram para que este trabalho pudesse ser realizado.

Ao CNPq, CAPES e FAPEMIG pelo suporte financeiro.

RESUMO

O ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) é um tokamak de configuração alongada do plasma e com um único divisor. No cenário indutivo, sob operação nominal, produz uma potência de fusão de 500 MW para um comprimento de pulso de queima de 400 s e período de repetição de 1800 s. O principal objetivo do ITER é demonstrar a viabilidade do uso da energia de fusão para fins pacíficos. O tokamak irá realizar experimentos com plasma de deutério e trítio para produção de nêutrons de 14,1 MeV atingindo fluxos da ordem de 10^{20} n.cm⁻².s⁻¹.

Neste estudo de caráter preliminar foi feita uma descrição dos principais componentes do reator visando principalmente determinar a distribuição espacial do fluxo de nêutrons e calcular as taxas de dose associadas à sua operação. Foi utilizada uma técnica unidimensional de modelamento com o código Monte Carlo (MCNP5). O transporte das partículas no MCNP5 foi simulado com base nos dados da biblioteca FENDL/MC-2.1 e as taxas de dose durante a operação do ITER foram calculadas utilizando os fatores de conversão da ICRP-21. No modelo estão incluídos os componentes mais importantes do reator, ou seja, o cobertor, a câmara de vácuo, as bobinas do campo toroidal, criostato e paredes de concreto com 2,0 m de espessura. Os cálculos foram realizados com duas composições distintas de concreto para investigar a influência dos diferentes materiais sobre a taxa de dose. Neste estudo não foram consideradas as contribuições devido a duas importantes fontes de dose: o trítio disperso no ar e os produtos de corrosão ativados. Os resultados confirmam que o acesso pessoal na sala do tokamak deve ser proibido durante a operação. Os resultados mostram que a taxa de dose é dominada pelos raios gama secundários. Levando em consideração o uso de grandes concentrações de boro no concreto da blindagem (0,029 fração de massa), foi alcançada uma redução de uma ordem de grandeza para a taxa de dose. Durante a operação do ITER, na parte externa da sala do tokamak, foi determinado que o valor da taxa de dose efetiva é de cerca de $1,0 \mu\text{Sv.h}^{-1}$.

ABSTRACT

The ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) is a tokamak with elongated plasma and single null poloidal divertor. The nominal inductive operation produces a DT fusion power of 500 MW for a burn length of 400 s, with a pulse repetition period as short as 1,800 s. The main goal is to exhibit the use of fusion energy for peaceful purposes. The tokamak will perform DT plasma experiments and the production rate of 14.1 MeV neutrons will achieve the level of 10^{20} n.cm⁻².s⁻¹.

In this study of initial nature will be done primarily a description of the main reactor components intended mainly determine the spatial distribution of the neutrons flux and calculate the dose rates associated with normal ITER operation. Was used a one-dimensional modeling technique with the code MCNP5 (Monte Carlo N- Particle). The transport of particles in MCNP5 was conducted based on FENDL/MC-2.1 data library and the dose rates were calculated using the conversion factors of the IRCP-21. In the model are included the most important shielding components of the reactor, namely the blanket, the vacuum vessel, the toroidal field coils, cryostat and the shielding hall with 2.0 m concrete side walls. Calculations for two different concrete compositions were performed to investigate the influence of different filling materials of *bioshield* on the dose rate. Radiological source terms with an important dose rate impact as airborne tritium and activated corrosion products were not considered. The results confirm that personnel access into the tokamak hall must be prohibited during operation. Taking into consideration the use of large boron concentration in the biological shield concrete (0.029 weight fraction), it was achieved a dose rate reduction by one order of magnitude. The dose rate is dominated by the secondary gamma ray. The dose rate during operation on the outside of the tokamak was determined and its value is around 1.0 μ Sv/h.

SUMÁRIO

ÍNDICE DE TABELAS	ix
ÍNDICE DE FIGURAS	x
1 - INTRODUÇÃO	1
2 - DESCRIÇÃO DOS SISTEMAS	11
2.1 - O Sistema do Cobertor	11
2.2 - O Sistema do Diversor	13
2.3 - A Câmara de Vácuo	16
2.4 - O Sistema Magnético	20
2.5 - Criostato, Sistema de Supressão de Pressão do VV, Blindagem Térmica e Blindagem Biológica.....	22
2.5.1 - Criostato.....	23
2.5.2 - Blindagem Biológica.....	25
2.5.3 - Sistema de Supressão de Pressão do VV.....	28
2.5.4 - Proteção Térmica	29
2.6 - Sistema de Refrigeração a Água.....	30
2.6.1 - Sistemas de Controle Químico e Volumétrico (CVCS).....	32
2.6.2 - Sistema de Drenagem e Reenchimento	32
2.6.3 - Sistema de Secagem	33
2.6.4 - Sistema de Refrigeração de Componentes (CCWS)	33
2.6.5 - Sistema de Água Resfriada (CHWS)	33
2.6.6 - Sistema Dissipador de Calor (HRS).....	34
2.7 - Aquecimento Adicional.....	34
2.8 - Análise Nuclear.....	36
2.8.1 - Distribuição da Carga de Nêutrons sobre a FW.....	37
2.8.2 - Fator de Multiplicação da Energia do Nêutron.....	37
2.8.3 - Taxa de Dose Durante a Operação.....	38
3 - REAÇÕES NUCLEARES E FONTES DE DOSE	40

3.1 - Principais Reações de Fusão no Plasma.....	40
3.2 - Produção de Trítio.....	40
3.3 - Reações de Ativação dos Materiais	41
3.4 - Ativação do ^{16}O	42
3.5 - Fontes de Dose.....	43
3.6 - Limites de Exposição	46
4 - O MODELAMENTO DO SISTEMA	48
4.1 - O Código de Transporte MCNP	48
4.2 - Biblioteca FENDL/MC-2.1 para MCNP.....	49
4.3 - Geometria	49
4.4 - Composição dos Materiais	52
4.5 - Fonte.....	54
4.6 - Solicitações de Saída e Ajuste de Opções.	56
5 - RESULTADOS E ANÁLISE	59
5.1 - Fonte.....	59
5.2 - Fluxo	60
5.3 - Taxa de dose	63
6 - CONCLUSÃO.....	67
REFERÊNCIAS	69
APÊNDICE I - Composição dos Materiais.....	71
APÊNDICE II – Arquivo de Entrada para o MCNP5	73

ÍNDICE DE TABELAS

Tabela 2.1 - Principais parâmetros do ITER.	11
Tabela 2.2 - Localização das salas no edifício do tokamak.	28
Tabela 2.3 - Principais dados do sistema de drenagem e reenchimento.	33
Tabela 2.4 - Fatores de multiplicação da energia do nêutron.	38
Tabela 3.1 - Atividades específicas dos radionuclídeos nos ACPs no PHTS.	45
Tabela 4.1 - Dimensões e materiais utilizados para os componentes do ITER.	52
Tabela 4.2 - Composição dos concretos utilizados no <i>bioshield</i> (% massa).	54
Tabela 4.3 - Intervalos de energia para os registros dos fluxos de nêutrons e fótons.	56
Tabela 4.4 - Fatores de conversão de fluxo para taxa de dose – ICRP-21.	57
Tabela 5.1 - Parâmetros de emissão e normalização da fonte.	59
Tabela 5.2 - Fluxo de nêutrons nos componentes.	62

ÍNDICE DE FIGURAS

Figura 1.1 - Imagem comparativa entre o estado gasoso e o plasma.....	1
Figura 1.2 - Visão esquemática do confinamento magnético de um tokamak.....	2
Figura 1.3 - Reação de fusão D-T.....	3
Figura 1.4 - Esquema das transformações de energia em um reator de fusão.	4
Figura 1.5 - Esquema de uma planta de fusão.....	4
Figura 1.6 - Visão geral das instalações do JET.....	5
Figura 1.7 - Visão interna da câmara do plasma do JET	5
Figura 1.8 - Visão artística interna do ITER.	6
Figura 2.1 - Visão artística do arranjo do cobertor dentro da câmara de vácuo.....	12
Figura 2.2 - Visão artística corte do BLK mostrando as camadas de materiais.	13
Figura 2.3 - Distribuição poloidal do calor depositado nos módulos do cobertor.....	13
Figura 2.4 - Visão artística do cassete do divisor.	14
Figura 2.5 - Principais componentes do cassete do divisor.....	14
Figura 2.6 - Direcionamento das linhas do campo magnético na região do divisor....	16
Figura 2.7 - Visão artística da configuração básica do VV.....	17
Figura 2.8 - Corte vertical no toro mostrando o posicionamento dos principais sistemas em relação ao VV.	18
Figura 2.9 - Corte horizontal do VV mostrando o espaço interno das paredes do VV. .	19
Figura 2.10 - Rota do fluxo de refrigerante no VV.	19
Figura 2.11 - Visão em corte do sistema magnético.....	21
Figura 2.12 - Esquema do posicionamento relativo das bobinas do PF e das CCs.	21
Figura 2.13 - Visão geral do solenóide central.	22
Figura 2.14 - Visão geral do criostato e componentes internos.	24
Figura 2.15 - Elevação do edifício do tokamak (corte E-W).	26
Figura 2.16 - Elevação do edifício do tokamak (corte N-S).	27
Figura 2.17 - Posição do tanque de supressão.....	29

Figura 2.18 - Diagrama do sistema de refrigeração a água.....	31
Figura 2.19 - Planta do Sistema NB.....	35
Figura 2.20 - Layout do sistema IC mostrando as posições relativas dos lançadores, linhas de transmissão e fontes de potência.....	35
Figura 2.21 - Visão do modelo 3D mostrando diferentes geometrias de portas.	37
Figura 2.22 - Distribuição da carga de nêutrons sobre a FW.....	37
Figura 2.23 - Taxas de dose durante a operação.....	39
Figura 3.1 - Seção de choque de materiais relevantes para reações (n, γ).	41
Figura 3.2 - Seções de choque de materiais relevantes para reações (n,p).	42
Figura 3.3 - Seção de choque para a reação (n,p) no oxigênio.....	43
Figura 3.4 - Esquema das barreiras de confinamento para o trítio.	44
Figura 4.1 - Esboço da geometria utilizada no modelamento.	50
Figura 4.2 - Vista superior e lateral da geometria do ITER modelada no MCNP.....	51
Figura 5.1 - Espectro normalizado da fonte.	59
Figura 5.2 - Fluxo de nêutrons ao longo do caminho radial para blindagem com concreto tipo C-01.....	61
Figura 5.3 - Fluxo de nêutrons ao longo do caminho radial para blindagem com concreto tipo C-02.....	61
Figura 5.4 - Taxa de dose para nêutrons e fótons ao longo do caminho radial para blindagem com concreto tipo C-01.....	63
Figura 5.5 - Taxa de dose para nêutrons e fótons ao longo do caminho radial para blindagem com concreto tipo C-02.....	64
Figura 5.6 - Taxa de dose total ao longo do caminho radial para blindagem com concreto C-01 e C-02.	65

1 - INTRODUÇÃO

A investigação sistemática para produzir energia através de reações de fusão começou na década de 1950. Os estudos sobre fusão controlada foram iniciados em Princeton nos EUA por Lyman Spitzer, e em Los Alamos por James Tuck, sendo que outros países também faziam investigações avançadas sobre o tema como a Inglaterra e a União Soviética. Em 1951, Andrei Sakharov e Igor Tamm conceberam o tokamak, mas apenas uma parte de suas pesquisas foi divulgada ao mundo em 1956.

Para realizar fusões que efetivamente liberem grandes quantidades de energia é necessário que um gás formado pelos isótopos do hidrogênio seja aquecido até temperaturas elevadíssimas, cerca de 100 milhões de graus centígrados. Este gás superaquecido é denominado plasma. Na física, o plasma é considerado o quarto estado da matéria. Difere dos sólidos, líquidos e gases por possuir os núcleos dos átomos separados dos elétrons. Por este motivo o plasma é também chamado de gás ionizado. Estima-se que 99% de toda matéria existente esteja no estado de plasma, o que faz deste o estado da matéria mais comum e abundante do universo. Uma imagem comparativa entre o estado gasoso e o plasma é mostrada na Figura 1.1.

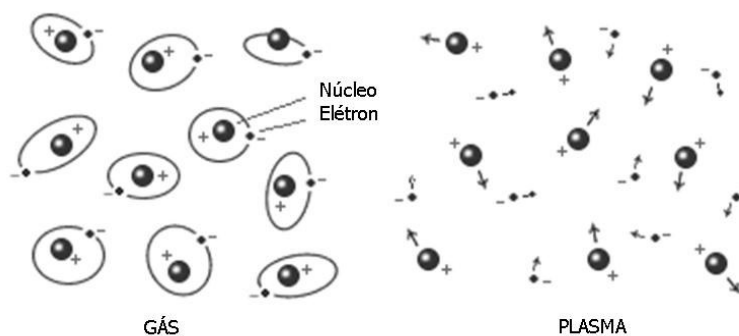


Figura 1.1 - Imagem comparativa entre o estado gasoso e o plasma.

Os plasmas são gerados através de vários processos de ionização. Para um gás em temperatura suficientemente alta, as colisões entre os átomos levam à ionização de alguns deles devido às altas energias cinéticas. Um ou mais elétrons que estão normalmente ligados ao átomo, serão ejetados do mesmo e converterão o gás numa região onde coexistem elétrons livres, íons e átomos neutros, formando o plasma.

Dentre suas características, a mais importante é a tendência que esse estado tem de permanecer eletricamente neutro, equilibrando sua carga elétrica negativa e positiva em cada porção de volume de matéria. Caso ocorra um desequilíbrio entre as densidades de cargas, estas dão lugar a forças eletrostáticas que, pela alta condutividade elétrica, atuam rapidamente de modo a restaurar o estado inicial de neutralidade.

Existem duas reações de fusão de grande interesse para a geração de energia, uma envolve somente ^2H (D) e a outra envolve uma mistura de iguais proporções entre o ^2H (D) e ^3H (T). A fusão deutério-trítio (D-T) produz mais energia por reação do que a fusão deutério-deutério (D-D). Sabe-se ainda que a reação de fusão D-T ocorre em temperaturas mais baixas facilitando a tarefa de construir um reator de fusão. Portanto, pelo estado atual das pesquisas, os reatores de fusão de primeira geração deverão operar com a fusão D-T.

Para possibilitar as reações de fusão é necessário que o plasma seja mantido confinado por pelo menos um segundo, o que pode ser conseguido usando confinamento magnético. A configuração de confinamento magnético mais utilizada é chamada tokamak, do acrônimo russo *toroidalnya kamera magnetnaya katushka* [1]. O esboço da configuração tokamak está mostrado na Figura 1.2 [2].

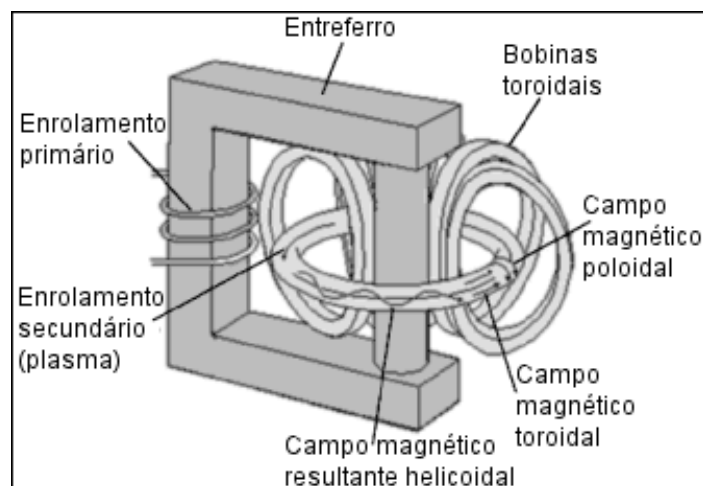


Figura 1.2 - Visão esquemática do confinamento magnético de um tokamak.

A forma toroidal é particularmente funcional para o confinamento magnético por não possuir extremidades. O campo magnético toroidal é criado por um conjunto de bobinas, chamadas bobinas toroidais, que se encontram em torno do corpo da câmara de vácuo onde está confinado o plasma. Outra característica importante do tokamak é o fato de se formar uma corrente elétrica no interior do próprio plasma denominada

corrente de plasma, através de um efeito análogo ao de um transformador em que o plasma atua como o enrolamento secundário e o entreferro exterior como enrolamento primário. Esta corrente constitui um mecanismo auxiliar de aquecimento do próprio plasma e, por intermédio da indução de um campo magnético permite simultaneamente uma maior homogeneização do plasma que, de outro modo, se encontraria separado em zonas eletricamente carregadas.

A grande dificuldade na operação dos tokamaks é a estabilização do plasma com a minimização das perdas de partículas e energia. Parte das perdas de partículas é intrínseca ao conceito de tokamak, uma vez que 4/5 da energia produzida na fusão D-T é transportada pelos nêutrons liberados que não permanecem confinados no plasma por efeitos do campo magnético. A Figura 1.3 ilustra a fusão D-T e a partição da energia após a reação.

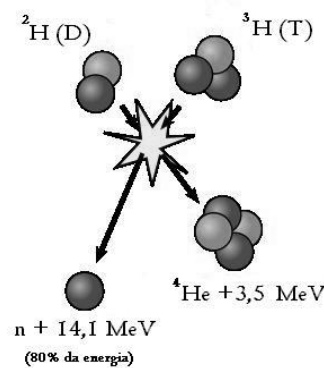


Figura 1.3 - Reação de fusão D-T.

Os nêutrons liberados na reação DT carregam cerca de 80% da energia disponibilizada e são desacelerados e às vezes absorvidos em uma camada que é construída ao redor do núcleo do reator denominada cobertor. O cobertor de um reator de fusão deve ser suficientemente espesso (cerca de 50 cm) para moderar os nêutrons de fusão de aproximadamente 14 MeV. Ao moderar os nêutrons essa camada aquecerá, e através da circulação de um fluido refrigerante (água), o calor é retirado da zona do reator para produzir vapor e finalmente eletricidade. O esquema da Figura 1.4 mostra o caminho da energia numa planta de fusão.

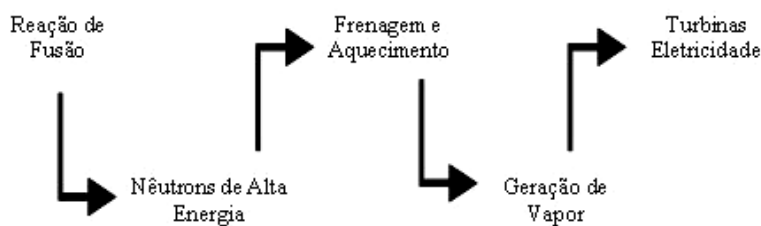


Figura 1.4 - Esquema das transformações de energia em um reator de fusão.

O deutério ocorre naturalmente em águas oceânicas. Há 1 átomo de deutério para cada 6700 átomos de hidrogênio e pode ser facilmente extraído a um custo baixo. O trítio é um isótopo radioativo com uma meia-vida de aproximadamente 12 anos, não existe possibilidade de abastecer o reator com trítio natural. Portanto o trítio é obtido através de uma reação nuclear dentro do próprio reator. A Figura 1.5 mostra um esquema de uma planta de fusão com a produção de trítio a partir do lítio.

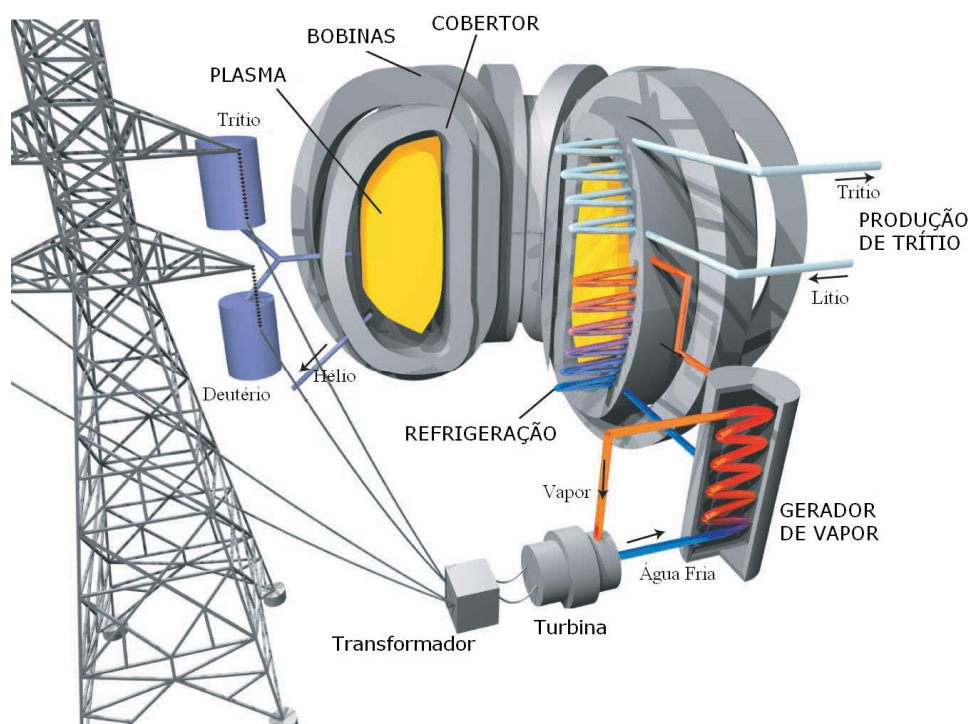


Figura 1.5 - Esquema de uma planta de fusão.

O alto custo e a complexidade dos equipamentos exigiram o estabelecimento de colaborações internacionais para reunir esforços e financiar os projetos de pesquisa. Em 1978, foi iniciada a construção do projeto Joint European Torus (JET) na Inglaterra [3], que produziu o seu primeiro plasma em 1983 e só atingiu condições de funcionamento estáveis em 1991. As instalações do JET bem como a visão interna da câmara do

plasma estão mostradas nas Figuras 1.6 e 1.7, respectivamente [3]. Nos Estados Unidos, a maioria das pesquisas na área é realizada no TFTR (Tokamak Fusion Test Reactor) em Princeton [4]. No Japão, o tokamak JT-60 iniciou a operação em 1988, e atualmente os estudos prosseguem utilizando o JT-60U [5].



Figura 1.6 - Visão geral das instalações do JET.

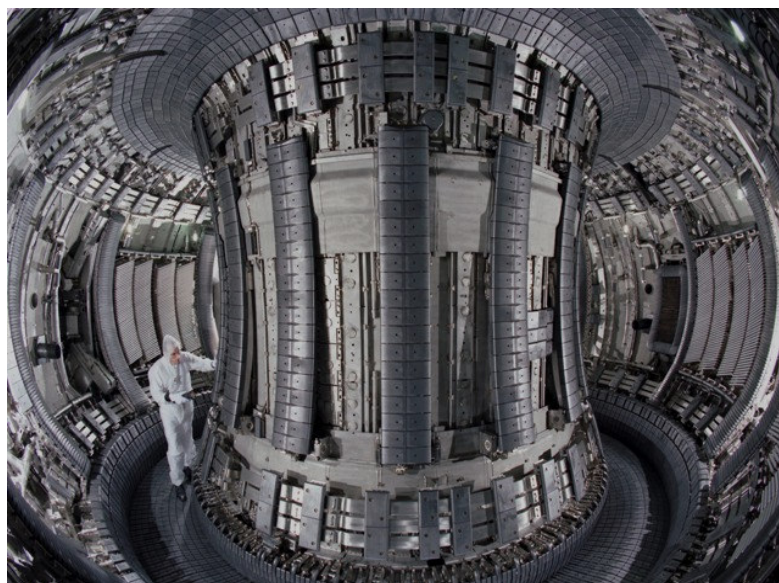


Figura 1.7 - Visão interna da câmara do plasma do JET

O projeto mais recente denominado ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) tem como objetivo principal demonstrar que é possível o uso de energia de fusão para fins pacíficos. O projeto ITER [6] foi iniciado em 1992 e a fase de projeto e

engenharia terminou em 1998 quando foi orçado um complexo de fusão nuclear completo com o valor estimado de US\$ 6 bilhões. O projeto inicial sofreu adaptações e conquistou novas parcerias. Atualmente, participam do projeto, além da Comunidade Européia, os Estados Unidos, a Rússia, o Japão, a China, a Coreia do Sul e a Índia. Após intensas discussões no plano político, ficou decidido que o reator será construído em Cadarache na França. Uma visão geral do ITER está mostrada na Figura 1.8.

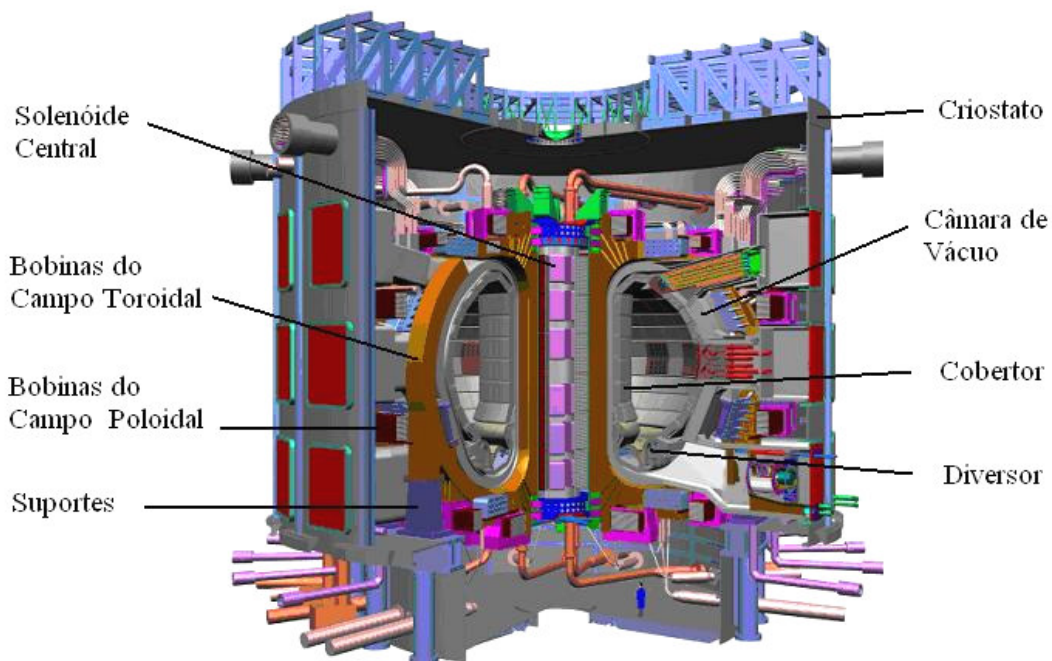


Figura 1.8 - Visão artística interna do ITER.

No Brasil, foi criada, em novembro de 2006, pelo Ministério da Ciência e Tecnologia, a Rede Nacional de Fusão (RNF), que reúne pesquisadores e instituições nacionais que desenvolvem pesquisas nessa área. A RNF é coordenada pela Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) e um dos seus objetivos é promover o avanço da pesquisa em fusão nuclear no Brasil, desenvolvendo a capacitação científica e técnica necessárias para a viabilização dessa tecnologia como fonte de energia. A RNF pretende coordenar e ampliar essas atividades, estabelecer prioridades e gerenciar as colaborações internacionais. Além disso, com a RNF, o Brasil pretende desenvolver tecnologias próprias e ingressar no esforço internacional que busca viabilizar o uso da fusão nuclear em larga escala. Para o futuro, está prevista a criação de um Laboratório Nacional de Fusão, a ser implantando na estrutura da CNEN.

Em Belo Horizonte, o Departamento de Engenharia Nuclear (ENU) da UFMG possui vasta experiência em estudos neutrônicos de reatores de fissão incluindo estudos avançados sobre transmutação de combustível irradiado em reatores a água leve (LWR – Light Water Reactor). Dado que a maior parte da energia disponibilizada nas reações de fusão é transportada pelos nêutrons que são emitidos pelo plasma, o conhecimento acumulado no ENU-UFMG sobre as formas de interação destas partículas possibilitou sua participação na RNF para desenvolver pesquisas no campo da fusão controlada. Muitas são as oportunidades nesta área, dentre elas, o gerenciamento em quantidade e qualidade das reações nucleares que podem ser induzidas pelos nêutrons da fusão, a utilização destes nêutrons na transmutação, a própria geração de energia e muitas outras.

Este estudo tem a finalidade de aproximar o ENU-UFMG da iniciativa mundial proporcionando um passo para a compreensão das tecnologias envolvidas na fusão nuclear controlada. Para isso, busca-se fazer o levantamento da distribuição do fluxo de nêutrons ao longo dos sistemas do ITER. Através do mapeamento do fluxo de nêutrons, será determinada a taxa de dose durante a operação do reator. A investigação sobre estes tópicos é de grande importância para a compreensão dos principais sistemas do reator. Oportunamente, pretende-se também estabelecer uma comparação sobre a eficiência da blindagem de dois tipos de concreto: o primeiro tipo possui uma composição bastante utilizada em instalações nucleares e o segundo com uma composição modificada buscando uma eficiência de blindagem mais apropriada às instalações de reatores de fusão.

As avaliações das doses ocupacionais devido aos futuros reatores de fusão sofrem ainda da carência de dados experimentais e de parâmetros de regularidade nas operações dos tokamaks. Existem vários experimentos sobre fusão em tokamaks sendo desenvolvidos por todo o mundo, cada um deles com sua particularidade e projetos pouco similares. Na mesma direção, os estudos na área de dosimetria e proteção radiológica destas máquinas não são conclusivos sendo considerados preliminares. O código de transporte de partículas MCNP (Monte Carlo N-Partícula) [7] é uma importante ferramenta que vem sendo amplamente utilizada nas pesquisas aplicadas à neutrônica da fusão. Com uma técnica probabilística, o MCNP efetua o transporte do nêutron, fóton e elétron, ou o transporte acoplado destas partículas, simulando as histórias individuais desde o nascimento até morte da partícula pela absorção ou fuga. O caminho aleatório da

partícula é simulado com base nas leis estocásticas com a probabilidade da interação inserida através das bibliotecas com dados das seções de choque nucleares.

Um estudo sobre as taxas de dose realizado por Yixue Chen et al [8] sobre o tokamak HT-7U, em construção na China, publica resultados que alertam sobre a necessidade de se aprofundar as pesquisas. Este equipamento irá desenvolver experimentos com a fusão em plasmas de deutério com a produção de nêutrons de 2,45 MeV e um fluxo aproximado de 10^{15} n.cm⁻².s⁻¹. A taxa de dose durante a operação e após o desligamento foram calculadas baseadas em um modelamento 3D, utilizando o código de transporte de partículas MCNP-4C e dados da biblioteca FENDL-2 [9] (Fusion Evaluated Nuclear Data Library). Os resultados do estudo confirmam que as doses avaliadas tornam proibitivo o acesso pessoal no interior da sala do tokamak quando em operação. Na sala do tokamak, a taxa de dose é superior a 26 Sv.h⁻¹ durante o funcionamento nominal. Fora da sala, atrás de uma parede de 1,5 m de concreto, a taxa de dose reduz para 17 μSv.h⁻¹. Estes resultados mostram que o nível de taxa de dose nas proximidades da sala do tokamak excede ligeiramente a dose limite. O estudo prossegue utilizando o acoplamento do transporte das partículas realizado pelo código MCNP e o acompanhamento do decaimento radioativo dos materiais ativados através do código FISPACT [10]. Esta técnica de acoplamento foi desenvolvida em 2002 por Y. Chen e U. Fischer [11] e foi denominada R2S (Rigorous 2 Step) e com ela é possível determinar a taxa de dose após o desligamento. Com isso, os resultados mostram que no interior da sala do tokamak a taxa de dose, após o desligamento, diminui progressivamente de 100 μSv.h⁻¹ na primeira hora para 10 μSv.h⁻¹ depois de 10 horas chegando aos níveis naturais de radiação (10⁻¹ μSv.h⁻¹) em uma semana. Os autores ressaltam a necessidade de outros estudos que tratem tanto da avaliação das taxas de doses como da blindagem necessária para a planta.

Sobre o projeto ITER destacamos os estudos realizados por S. Sandri e Luigi Di Pace [12] que tratam da exposição ocupacional à radiação. Os autores ressaltam que uma fonte de radiações importante devido ao impacto na dose coletiva é o trítio disperso no ar e outra são os produtos de corrosão ativados (ACPs) na água do sistema de refrigeração. No estudo o inventário de ACPs nos tubos e nos componentes do sistema de refrigeração foi determinado usando o código PACTITER [13] e o transporte das

partículas foi realizado utilizando o código MCNP. Os autores concluíram que a dose coletiva é de 258 m.homem.Sv.ano⁻¹.

A proposta deste estudo com enfoque sobre a determinação do fluxo e sobre a avaliação da taxa de dose ao longo dos sistemas do ITER mostra-se estrategicamente conveniente para iniciar os estudos do DEN-UFMG no contexto da fusão controlada, pois possibilita um conhecimento preliminar sobre vários aspectos do funcionamento de uma planta de fusão. Também, diante da evidência do funcionamento pleno de uma planta de fusão, faz-se necessário um entendimento em profundidade de seu desenvolvimento, características, sistemas e até mesmo das iniciativas mundiais que pretendem viabilizá-la. Como na efetivação da fusão é produzido um alto fluxo de nêutrons e raios gama, o conhecimento fundamentado do fluxo destas partículas e das taxas de dose associada à operação destas máquinas é de grande importância.

Para a conquista destes objetivos, primeiramente o estudo estará focalizado na caracterização dos principais sistemas de um reator de fusão. Após a caracterização dos sistemas do reator, será executado o modelamento e a simulação do funcionamento do ITER utilizando a versão 5 do código Monte Carlo N-Partícula (MCNP5). Dando seqüência ao trabalho, será determinada a distribuição espacial do fluxo e da energia dos nêutrons bem como dos fótons secundários. A seguir, as taxas de dose inerente ao seu funcionamento nominal do ITER também serão avaliadas ao longo dos sistemas do reator. Finalmente será feita a comparação da eficiência de blindagem proporcionada por dois tipos de concreto. O conhecimento será disponibilizado num texto suficiente para introduzir os conceitos fundamentais sobre a neutrônica da fusão controlada e para estimular novos trabalhos dentro do tema.

Para expor o trabalho realizado, foi feito, no Capítulo 2, uma breve descrição dos principais sistemas do ITER. Cada um dos sistemas relevantes sob a ótica deste estudo foi descrito isoladamente destacando as principais características e funções. Após a descrição individual dos sistemas, foi feita uma breve discussão sobre o funcionamento do reator. Todo o conteúdo do Capítulo 2 foi sintetizado em informações obtidas no sítio oficial do ITER na WEB [6] onde estão disponíveis diversos documentos técnicos. Caso sejam necessárias informações mais detalhadas, é indicada a consulta direta a esta fonte. As principais reações nucleares que ocorrem no reator e que estão vinculadas com o tema deste trabalho são apresentadas no Capítulo 3 onde também são feitas as

discussões sobre as fontes de dose mais relevantes para o ITER. Logo após a explanação destes tópicos indispensáveis para a compreensão dos fundamentos da neutrônica do ITER, são apresentados, no Capítulo 4, os detalhes do modelamento utilizado, os argumentos que pesaram para a escolha da geometria utilizada, as composições dos materiais, os ajustes da fonte de nêutrons e demais requisitos necessários para a simulação no código MCNP5. No quinto e último capítulo, são apresentados os resultados da simulação tanto para a distribuição do fluxo de nêutrons como para as taxas de dose ao longo do caminho radial do ITER. Também neste último capítulo, é discutida a eficácia da blindagem para os dois tipos de concretos mencionados anteriormente. Finalmente, são feitas as conclusões deste estudo, bem como algumas propostas para avançar as pesquisas do tema no ENU–UFMG.

2 - DESCRIÇÃO DOS SISTEMAS

Todo o conteúdo apresentado neste capítulo foi sintetizado de uma única referência que são as bases técnicas do ITER [6]. Foi feito um breve resumo descrevendo a arquitetura do reator e seus principais sistemas sob a ótica de um estudo neutrônico.

O ITER é um tokamak de pulso longo com configuração alongada do plasma. Em funcionamento nominal no cenário indutivo produz uma potência de fusão DT de 500 MW durante 400s com a injeção de 50 MW de potência auxiliar. Após a fusão, 100 MW da potência é disponibilizada como energia térmica e os 400 MW restantes como energia cinética dos nêutrons emitidos. Os principais parâmetros do ITER estão apresentados na Tabela 2.1.

Tabela 2.1 - Principais parâmetros do ITER.

Potência total de fusão	500 MW (700 MW) *
Rendimento Q	≥ 10
Carga de nêutrons média	$0,57 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$ ($0,8 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$) *
Tempo de queima (indutivo)	400 s
Raio maior do plasma (R)	6,2 m
Raio menor do plasma (a)	2,0 m
Corrente do plasma (I_p)	15 MA (17 MA) *
Campo toroidal em 6,2 m raio (B_T)	5,3 T
Volume do plasma	837 m^3
Superfície do plasma	678 m^2
Potência auxiliar instalada	73 MW

* Os valores entre parênteses são atingidos em condições especiais de funcionamento.

2.1 - O SISTEMA DO COBERTOR

A função básica do sistema de cobertor (BLK – Blanket) é remover a energia dos nêutrons e fornecer proteção térmica e nuclear à câmara de vácuo (VV – Vacuum Vessel) e aos componentes mais externos da máquina. O BLK possui uma configuração modular e é montado diretamente sobre o VV. A grande quantidade de energia depositada sobre os módulos será removida pelos tubos que fornecem a água da refrigeração. O BLK é projetado de forma a tornar possível a conversão parcial

(somente na parte externa) do cobertor de proteção para o cobertor produtor de trítio nos estágios mais adiantados da operação.

A configuração do módulo consiste basicamente de um bloco protetor nos quais os painéis da primeira parede (FW - First Wall) são montados. A segmentação dos módulos protetores com 17 partes no sentido poloidal é estabelecida para satisfazer o limite do peso para possibilitar a manutenção remota do equipamento. Os módulos têm uma segmentação toroidal de 20° (18 módulos) na parte interna da embarcação, e 10° (36 módulos) na parte externa. Uma visão artística do arranjo do cobertor dentro da câmara de vácuo é mostrada na Figura 2.1.

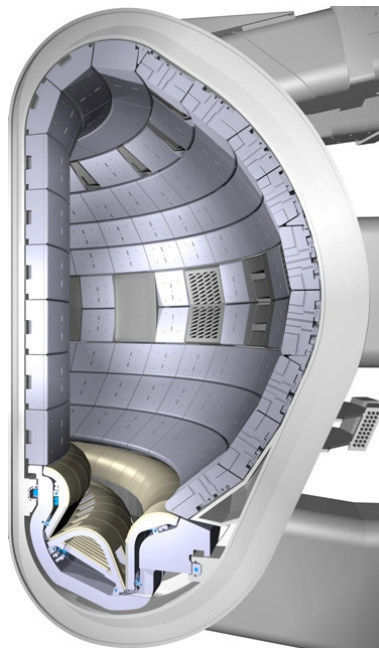


Figura 2.1 - Visão artística do arranjo do cobertor dentro da câmara de vácuo.

O bloco protetor tem uma espessura radial de 0,37 m e os módulos internos e externos têm arranjos estruturais diferentes. O bloco protetor possui um esquema de canais e as conexões hidráulicas, elétricas e todos os acessórios mecânicos possibilitam flexibilidade de posicionamento em relação à câmara de vácuo. Cada painel da FW possui uma armadura de berílio ladrilhada unida a uma placa dissipadora de calor feita em ligas de cobre e presa à estrutura de aço inoxidável com refrigeração interna. Essa configuração minimiza correntes induzidas. O uso dos pequenos painéis separados também facilita a substituição das unidades danificadas, reduzindo o volume de rejeito nuclear, simplificando o reparo e facilitando os métodos de substituição dentro da célula quente. Uma visão artística em corte do BLK é mostrada na Figura 2.2.

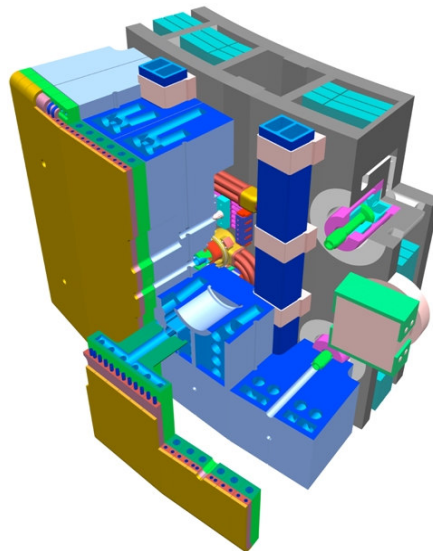


Figura 2.2 - Visão artística corte do BLK mostrando as camadas de materiais.

O calor depositado nos módulos do cobertor é refrigerado por três circuitos independentes do sistema primário de transferência do calor (PHTS - Primary Heat Transfer System). O calor depositado em cada módulo é devido a dois fatores, um deles é a deposição da energia transferida por partículas denominada de aquecimento nuclear e a outra é a transferência de calor diretamente do plasma. A distribuição poloidal do calor depositado devido a estes dois fatores é mostrada na Figura 2.3.

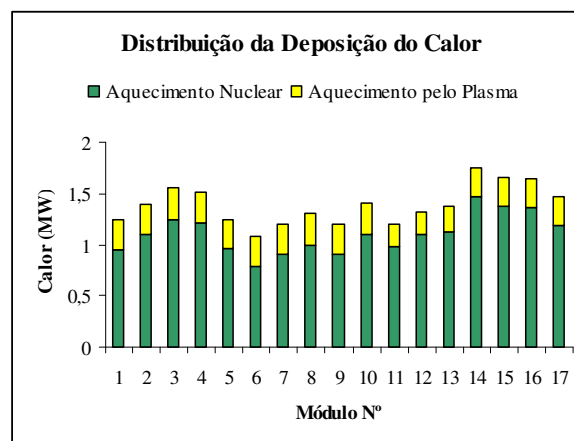


Figura 2.3 - Distribuição poloidal do calor depositado nos módulos do cobertor.

2.2 - O SISTEMA DO DIVERSOR

A principal função do sistema do divisor é operar como exaustor da maior parte das partículas alfa bem como de outras impurezas do plasma. O divisor atua como o principal componente entre o plasma e as superfícies materiais durante a operação

normal. O sistema do divisor deve suportar altas cargas de calor e ao mesmo tempo proporcionar uma blindagem suficiente para os magnetos posicionados na parte inferior do reator. A Figura 2.4 mostra a visão artística do cassete do divisor.

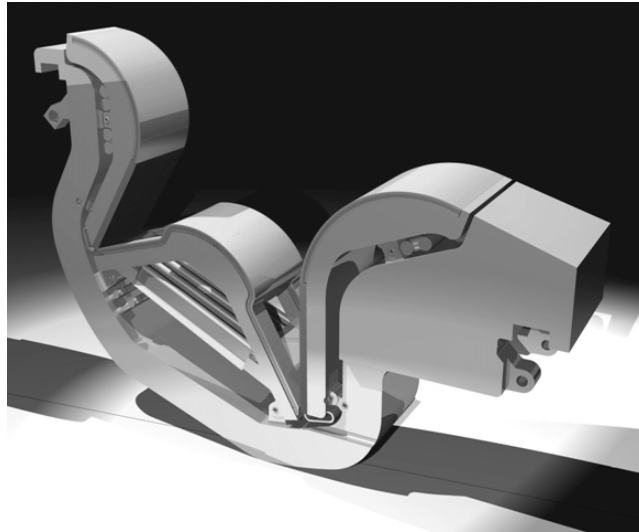


Figura 2.4 - Visão artística do cassete do divisor.

O divisor é segmentado em 54 cassetes, três em cada uma das 18 portas inferiores. O cassete do divisor tem 3,5 m de comprimento, aproximadamente 2 m de altura e largura de 0,4m a 0,9m. O peso aproximado de cada cassete é de 10,6 toneladas. A Figura 2.5 mostra os principais elementos do cassete do divisor que também são descritos abaixo.

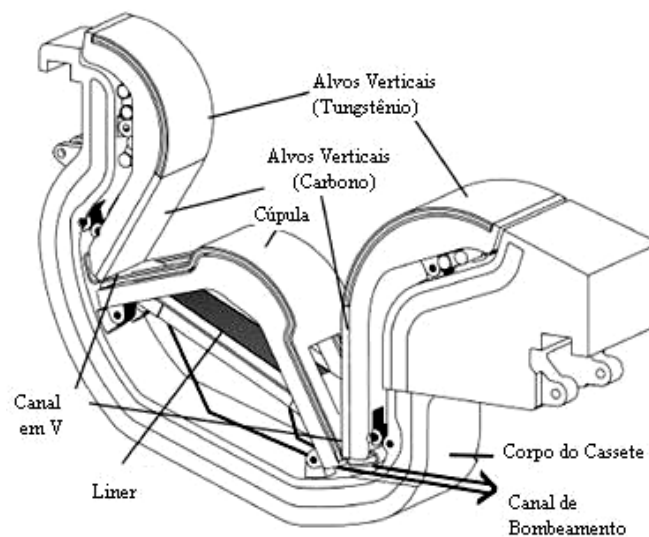


Figura 2.5 - Principais componentes do cassete do divisor.

- O corpo do cassete é o elemento estrutural e é reutilizável para minimizar os resíduos ativados, proporciona blindagem e apoio mecânico para todos os possíveis modos de interfaceamento com o plasma;
- Os alvos verticais são componentes de interfaceamento com o plasma (PFCs – Plasma Facing Components), que na sua parte mais baixa interagem diretamente com o plasma e, na sua parte superior, atuam como pás;
- A região privada de fluxo (i.e. o espaço que não tem ligações das linhas de campo magnético com o plasma principal), que consiste em:
 - Uma cúpula que protege o *Liner* do plasma;
 - Pratos refletores (externo e interno) que, juntamente com as extremidades dos alvos verticais, definem a forma de V e confinam as partículas nos canais do divisor. Também ajudam na redução do pico de fluxo de calor incentivando o desprendimento parcial do plasma;
 - O *Liner* que protegido da ação direta do plasma permite o bombeamento para fora do hélio e de outras impurezas.

Os alvos verticais são inclinados a fim de interceptar as linhas do campo magnético em um ângulo agudo, dando profundidade aos canais nos quais se procura estabelecer um regime parcialmente independente do plasma. Juntamente com a extremidade inferior de cada alvo vertical une-se uma placa refletora de partículas neutras na forma de um “V” que confina as partículas nos canais do divisor e ajuda na parcial independência do plasma. A Figura 2.6 mostra o cassete do divisor em corte com o esquema de direcionamento das linhas do campo.

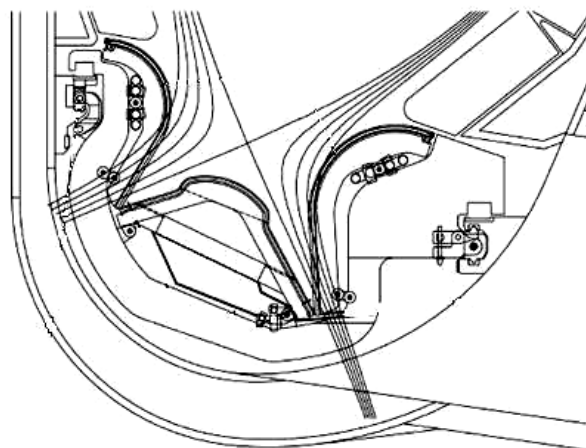


Figura 2.6 - Direcionamento das linhas do campo magnético na região do divisoror.

A cúpula e os alvos verticais são folheados com uma armadura de tungstênio. Como parte dos PFCs, o *Liner* é suspenso acima do corpo cassete e forma um canal sob a cúpula, conectando os ambientes interno e externo do divisoror. A principal diretriz para a configuração da refrigeração do divisoror foi a necessidade de manter uma boa refrigeração.

As interações de parede entre o plasma e os materiais que enfrentam o plasma, tais como berílio, tungstênio e os compostos de fibra de carbono irão produzir quantidades substanciais de poeira, a maioria dela será depositada na região do divisoror. Neste pó, pode ser encontrado material tritiado, outros detritos radioativos, materiais quimicamente reativos e/ou tóxicos. A poeira na superfície da cúpula e na parte superior dos alvos verticais pode promover reações com o vapor de água proveniente de um possível vazamento. As reações do vapor com a poeira de berílio produzem grandes quantidades de hidrogênio, dando lugar à possibilidade de vazamentos com explosão. A taxa real de geração de poeira e sua distribuição na máquina serão estudadas durante a operação na fase de hidrogênio. Entretanto, têm sido investigados métodos para medir tanto a quantidade de poeira no interior da máquina ITER como técnicas para removê-la durante períodos de manutenção.

2.3 - A CÂMARA DE VÁCUO

A câmara de vácuo (VV – Vacuum Vessel) é um componente permanente da máquina e basicamente é composto pela câmara principal e pelas estruturas de portas. As funções principais do VV são fornecer o isolamento necessário para o estabelecimento de um

vácuo de alta qualidade para o plasma, e também fornecer uma primeira barreira de confinamento de materiais radioativos. A câmara possui funções estruturais para os componentes internos e também para as cargas que incidem sobre eles durante a operação do reator. Os materiais ferromagnéticos e a forma apropriada do VV (toro) reduzem algumas oscilações do campo e contribuem significativamente na estabilização do plasma. A câmara de vácuo fornece uma blindagem nuclear adequada devido aos seus componentes internos, possibilitando o acesso ao criostato e às portas de conexões duas semanas após o desligamento programado. O VV é uma estrutura na forma de toro com paredes duplas utilizando tubulação de água no interior para refrigeração e blindagem nuclear. O VV é situado no interior do criostato e suportado pelas sustentações das caixas das bobinas do campo toroidal. O cobertor e o divisor são montados no interior da câmara que suporta todas as suas cargas. Um segmento artístico da configuração básica do VV é mostrado na Figura 2.7.

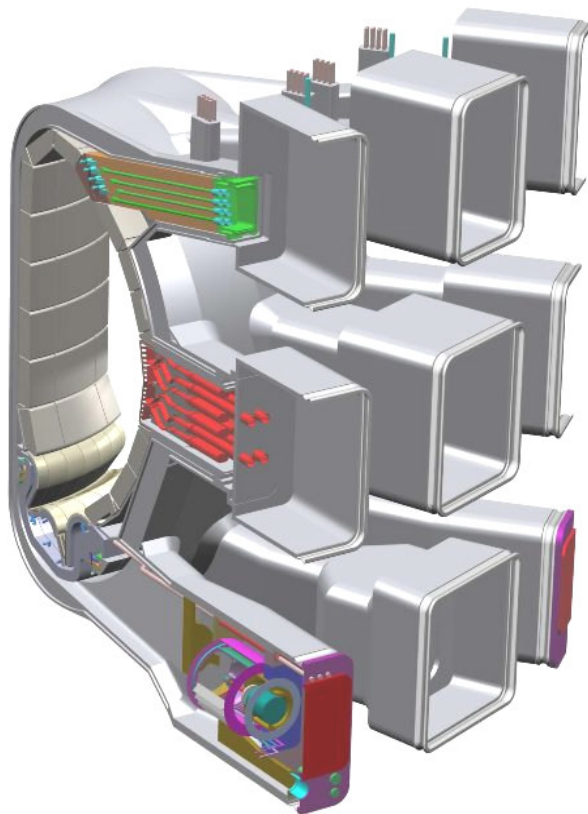


Figura 2.7 - Visão artística da configuração básica do VV.

A câmara de vácuo possui estruturas de portas superiores, equatoriais, e as mais baixas que serão usadas para a instalação de equipamentos auxiliares, bombas, e para permitir o acesso para manutenção. As extensões radiais das portas definem os limites do vácuo

e também são refrigeradas. Estas extensões são conectadas ao criostato. A Figura 2.8 mostra o posicionamento dos principais sistemas em relação ao VV.

As diferenças de desempenho entre o VV e o BLK exigem a utilização de circuitos separados de arrefecimento. O calor depositado na câmara de vácuo e nos componentes internos é removido pela água através do sistema primário de transferência de calor do VV (VV PHTS). A deposição total de calor no VV acontece principalmente pelo aquecimento nuclear. Um maior fluxo de nêutrons e uma deposição elevada de calor são esperados nas regiões onde existem as fendas de separação entre os módulos do cobertor protetor. Portanto, o calor não é uniformemente depositado sobre o VV. A Figura 2.9 mostra o VV em corte horizontal.

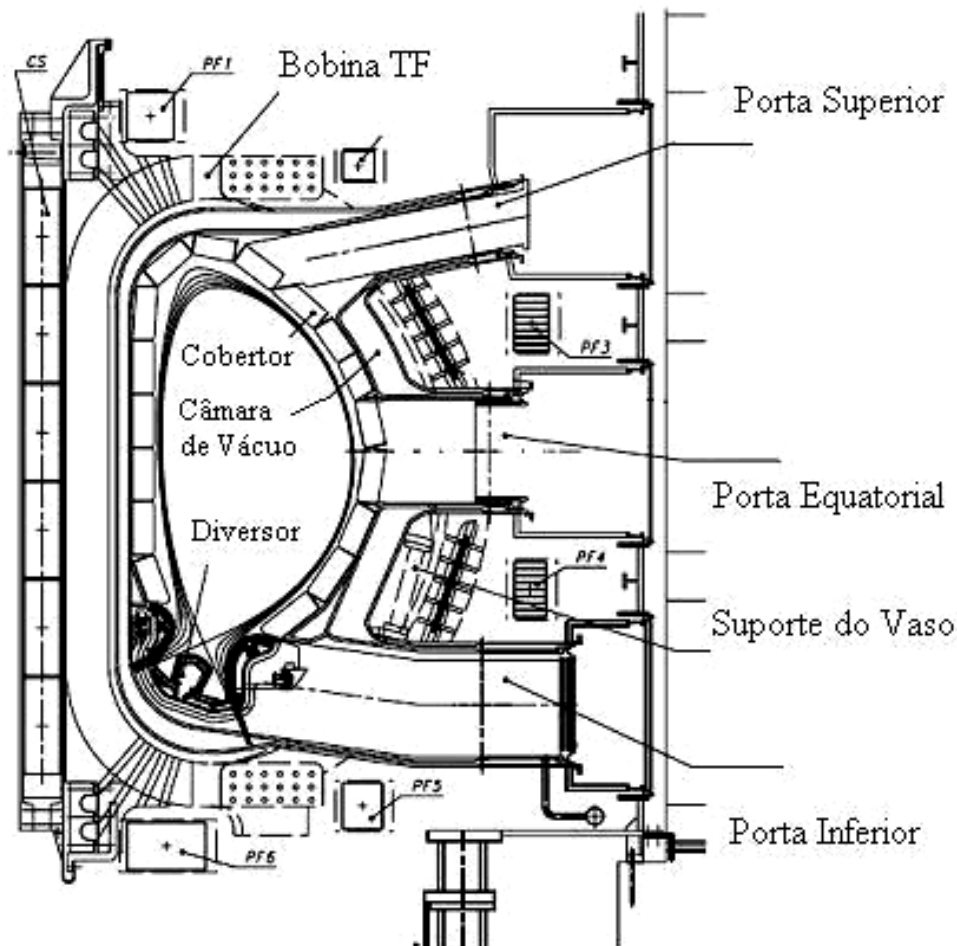


Figura 2.8 - Corte vertical no toro mostrando o posicionamento dos principais sistemas em relação ao VV.

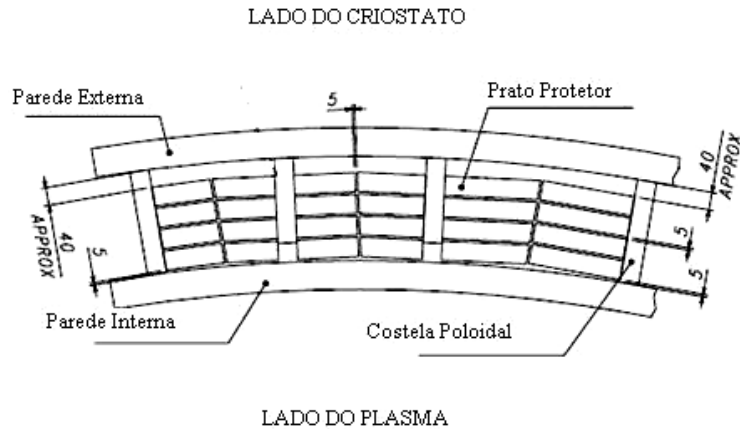


Figura 2.9 - Corte horizontal do VV mostrando o espaço interno das paredes do VV.

O arranjo básico do fluxo de refrigerante para o VV é mostrado na Figura 2.10. A água é fornecida através das portas inferiores e flui pela estrutura interna de cada setor. Os canais distribuem a água em ambos os lados da câmara de vácuo de modo a fornecer um modelo uniforme de escoamento. Os fluxos de água são recolhidos em um coletor interno na parte superior da câmara e são encaminhados até a saída nas portas superiores. Esta configuração favorece um sistema com o máximo de convecção natural.

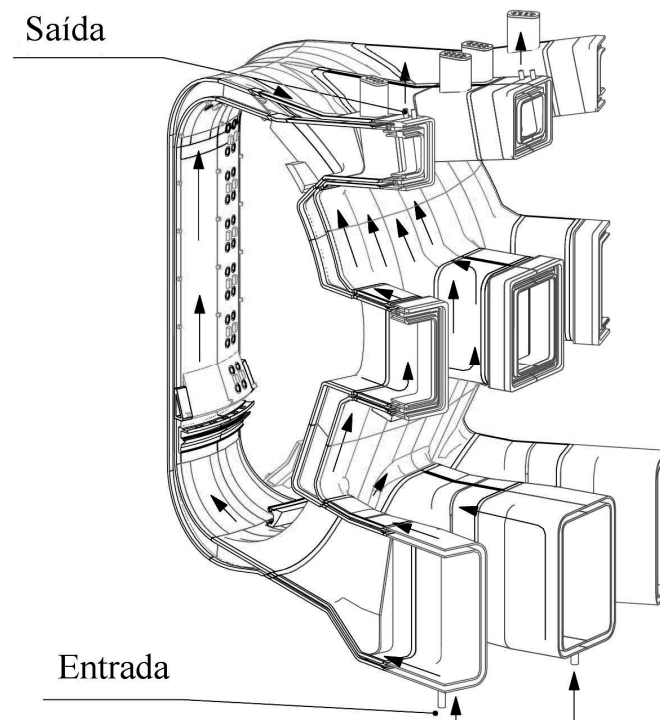


Figura 2.10 - Rota do fluxo de refrigerante no VV.

2.4 - O SISTEMA MAGNÉTICO

O sistema magnético é responsável por estabelecer o confinamento magnético para tornar possível a ignição do plasma. O sistema é constituído por 18 bobinas do campo toroidal (TF - Toroidal Field), um solenóide central (CS - Central Solenoid), seis bobinas do campo poloidal (PF - Poloidal Field) e por 18 bobinas de correção (CCs - Correction Coils).

As caixas das bobinas do TF possuem uma importante função estrutural suportando inclusive as cargas do VV. As bobinas TF são todas apoiadas com o atrito desempenhando um papel importante no suporte das forças magnéticas. Nas regiões curvas acima e abaixo, as forças são suportadas por quatro chaves superiores e quatro inferiores. Nestas regiões, as bobinas também estão ligadas através de anéis de pré-compressão, dois superiores e dois inferiores. Na região externa, o apoio é prestado por quatro conjuntos (OISs - Outer Intercoil Structures) integrados com as caixas das bobinas TF e colocados em torno do perímetro. A Figura 2.11 mostra uma visão geral do sistema magnético em corte.

As seis bobinas do PF (PF1 a PF6) encontram-se anexadas às caixas das bobinas do TF através de suportes. As bobinas estão dispostas como anéis ao longo do eixo axial da máquina contornando as bobinas do TF. Externamente às bobinas do PF, estão situados três conjuntos independentes de bobinas de correção (CC). Estas bobinas são usadas para corrigir pequenos erros no campo provenientes de falhas menores em outros sistemas de controle do campo magnético. Figura 2.12 mostra o esquema do posicionamento relativo das bobinas do PF e das CCs.

Todas as bobinas do TF, as bobinas CS e as bobinas do PF1 a PF4 são projetadas para serem removidas da máquina em caso de falha justificável. O projeto do sistema magnético possui flexibilidade para contornar algumas falhas uma vez que as bobinas do PF têm as junções acessíveis situadas em seu lado externo. Além disso, o projeto do criostato permite que as bobinas mais baixas do PF (PF5 e PF6) sejam rebobinadas “in situ” sob a máquina.

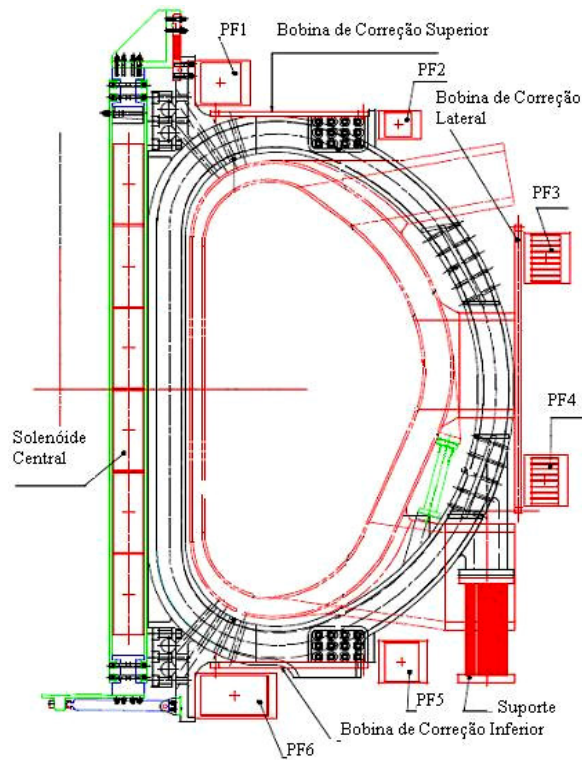


Figura 2.11 - Visão em corte do sistema magnético.

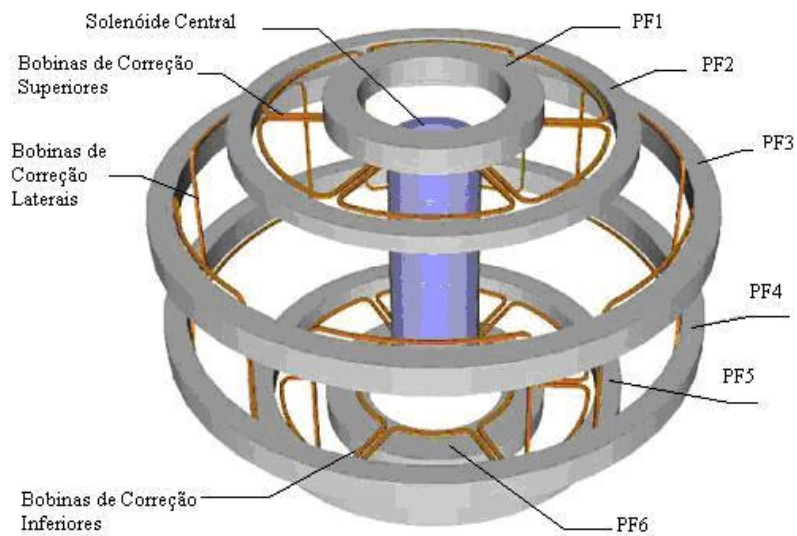


Figura 2.12 - Esquema do posicionamento relativo das bobinas do PF e das CCs.

O solenóide central é composto por uma pilha vertical de seis módulos independentes. A estrutura do CS consiste num conjunto de chapas localizadas fora e dentro da pilha de bobinas. A visão geral do CS é mostrada na Figura 2.13. A pilha de bobinas é auto-suficiente contra forças radiais e a maior parte das forças verticais.

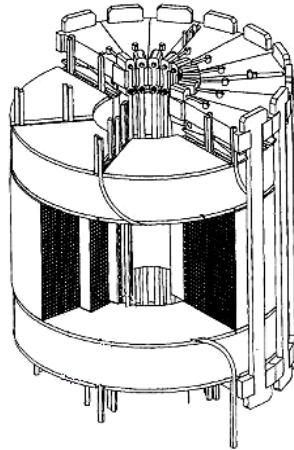


Figura 2.13 - Visão geral do solenóide central.

A segurança do sistema magnético do ITER recebeu particular atenção devido à sua forte demanda por energia e também por grande influência em outros componentes do reator, especialmente aqueles associados com o confinamento do plasma. As falhas magnéticas podem ter um efeito severo na disponibilidade total da máquina, já que o reparo é demorado e difícil. Portanto, há no projeto a previsão de monitoração e proteção através de múltiplos sistemas.

Importantes mecanismos potenciais de danos severos que podem afetar o criostato, a câmara de vácuo ou tubulações dentro do criostato estão associados com o particulado de material derretido por possíveis arcos elétricos. Desta forma, o sistema elétrico que mantém o sistema magnético em funcionamento possui critérios bastante seguros de isolamento e aterramento das estruturas para evitar o aparecimento de descargas.

2.5 - CRIOSTATO, SISTEMA DE SUPRESSÃO DE PRESSÃO DO VV, BLINDAGEM TÉRMICA E BLINDAGEM BIOLÓGICA.

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 (a primeira barreira é o VV).

O sistema de proteção térmica (TS – Thermal Shield) minimiza a transferência de calor por condução ou radiação térmica para os componentes e estruturas que operam em 4.5 K. A redução dessas cargas de calor por mais de duas ordens de grandeza é obrigatória para garantir que o calor residual possa ser removido com razoável facilidade.

O sistema de supressão de pressão da câmara de vácuo (VVPSS - Vacuum Vessel Pressure Suppression System) possui na sua construção e montagem grande semelhança com o vaso do criostato, e estabelece o limite de 0.2 MPa para a pressão interna no VV em caso de vazamento de refrigerante nos componentes internos da câmara de vácuo. Esta é uma medida de segurança para evitar a violação da principal barreira de confinamento.

2.5.1 - CRIOSTATO

A baliza do projeto do criostato é essencialmente a funcionalidade. O criostato é constituído por uma única parede metálica cilíndrica com terminações planas na parte superior e inferior. A elevação do criostato é mostrada na Figura 2.14.

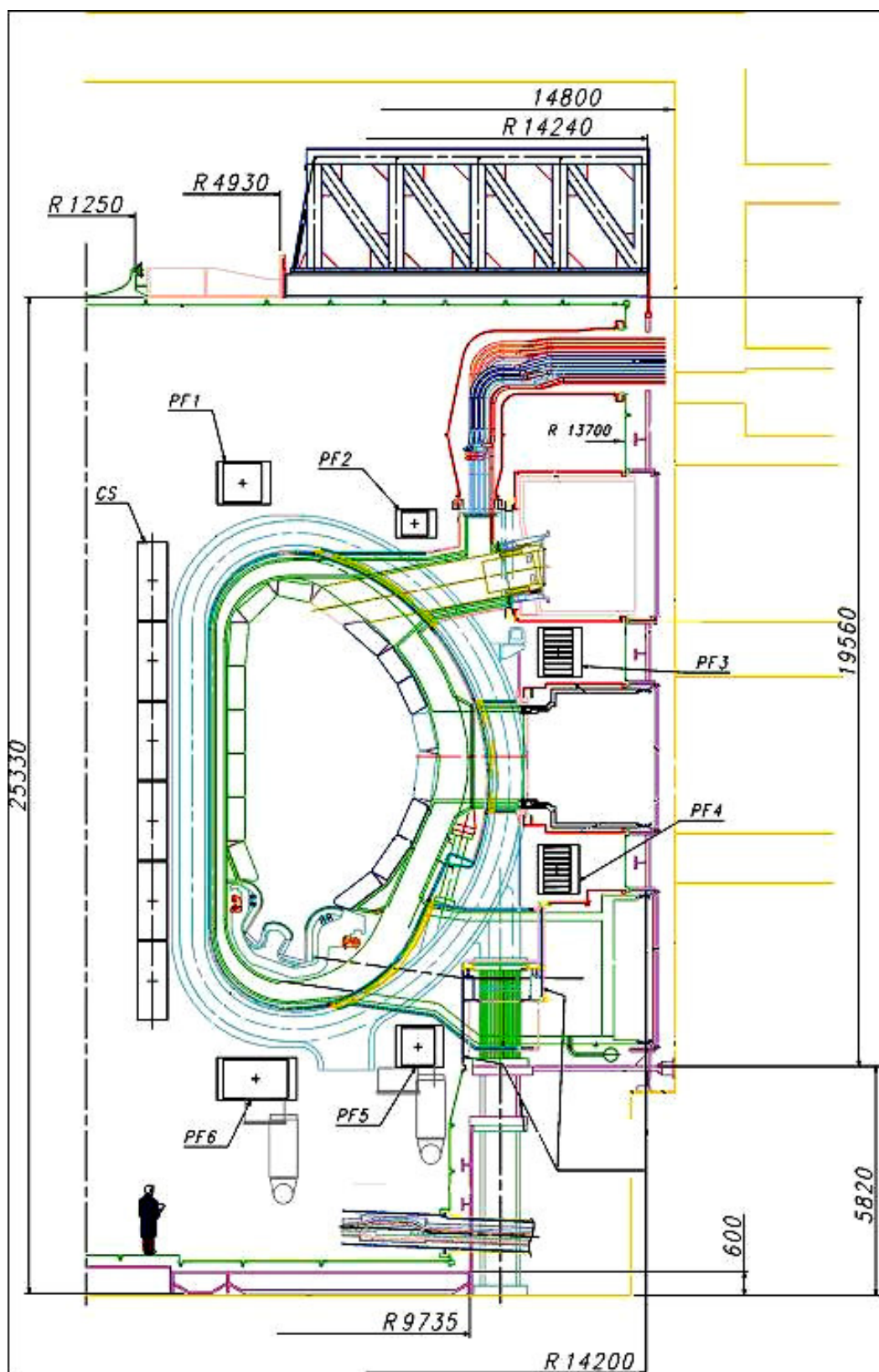


Figura 2.14 - Visão geral do criostato e componentes internos.

O criostato é um vaso de aço inoxidável totalmente soldado com um grande número de penetrações horizontais de acesso às portas do VV em três níveis horizontais e outras

penetrações para tubulações de refrigerante em níveis superiores e inferiores, além das linhas de alimentação elétrica e criogênicas para os magnetos. Suas dimensões, 28 metros de diâmetro interno e 24 metros de altura, foram determinadas pela dimensão do maior componente localizado no interior. A parede do criostato deixa uma pequena folga a partir das bobinas do campo poloidal para facilitar a instalação de componentes e garantir o espaço necessário para acesso e manutenção. Na parte mais baixa, o diâmetro do cilindro do criostato é reduzido em uma única etapa para garantir uma forte conexão entre as laterais da máquina e o edifício, minimizando movimentos laterais.

A parte superior do criostato é uma placa lisa circular reforçada com costelas radiais espaçadas a cada 10 graus. Esta cabeça, através da qual penetram sistemas de diagnóstico para nêutrons, está ligada por soldagem à casca vertical cilíndrica. Dutos de tamanho grande (~ 3 metros de altura e 2 metros de largura) interligam as portas do VV alinhadas com as correspondentes penetrações no criostato. Foles são utilizados para integrar os dutos de modo a compensar movimentos diferenciais.

2.5.2 - BLINDAGEM BIOLÓGICA

O criostato é apoiado pela construção e cercado por uma blindagem de concreto borado (bioshield) mantendo um espaçamento radial de 0,5 m. O *bioshield* com 2 metros de espessura estende-se também acima do criostato. O projeto do telhado do *bioshield* é feito com blocos de concreto com malha e suportes de aço. Caso seja necessária a substituição de grandes componentes localizados no interior do criostato, os blocos superiores do *bioshield* podem ser retirados, bem como a cabeça do criostato. As Figuras 2.15 e 2.16 mostram cortes verticais do edifício do tokamak sobre o eixo axial do reator na direção leste-oeste e norte-sul, respectivamente.

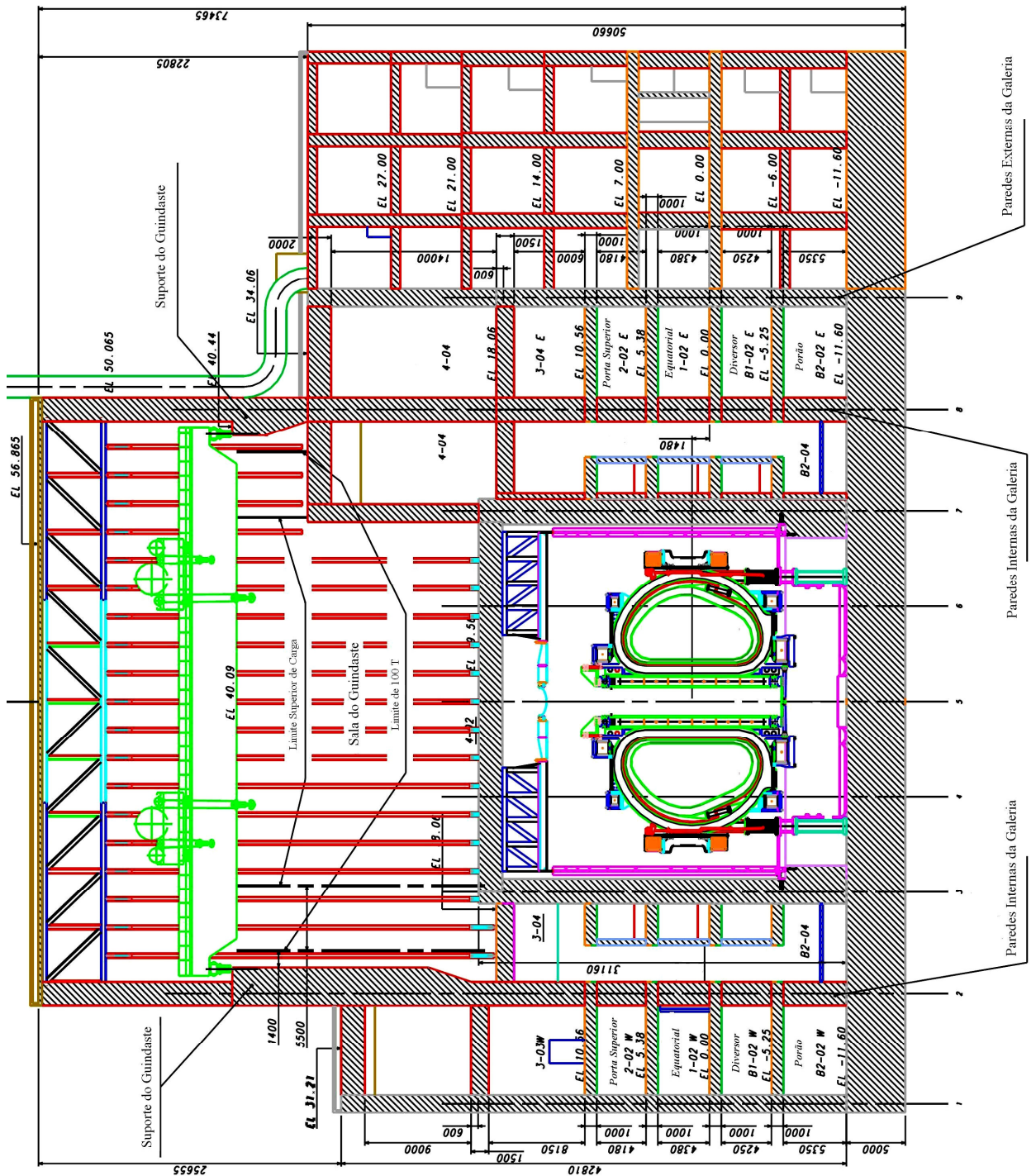


Figura 2.15 - Elevação do edifício do tokamak (corte E-W).

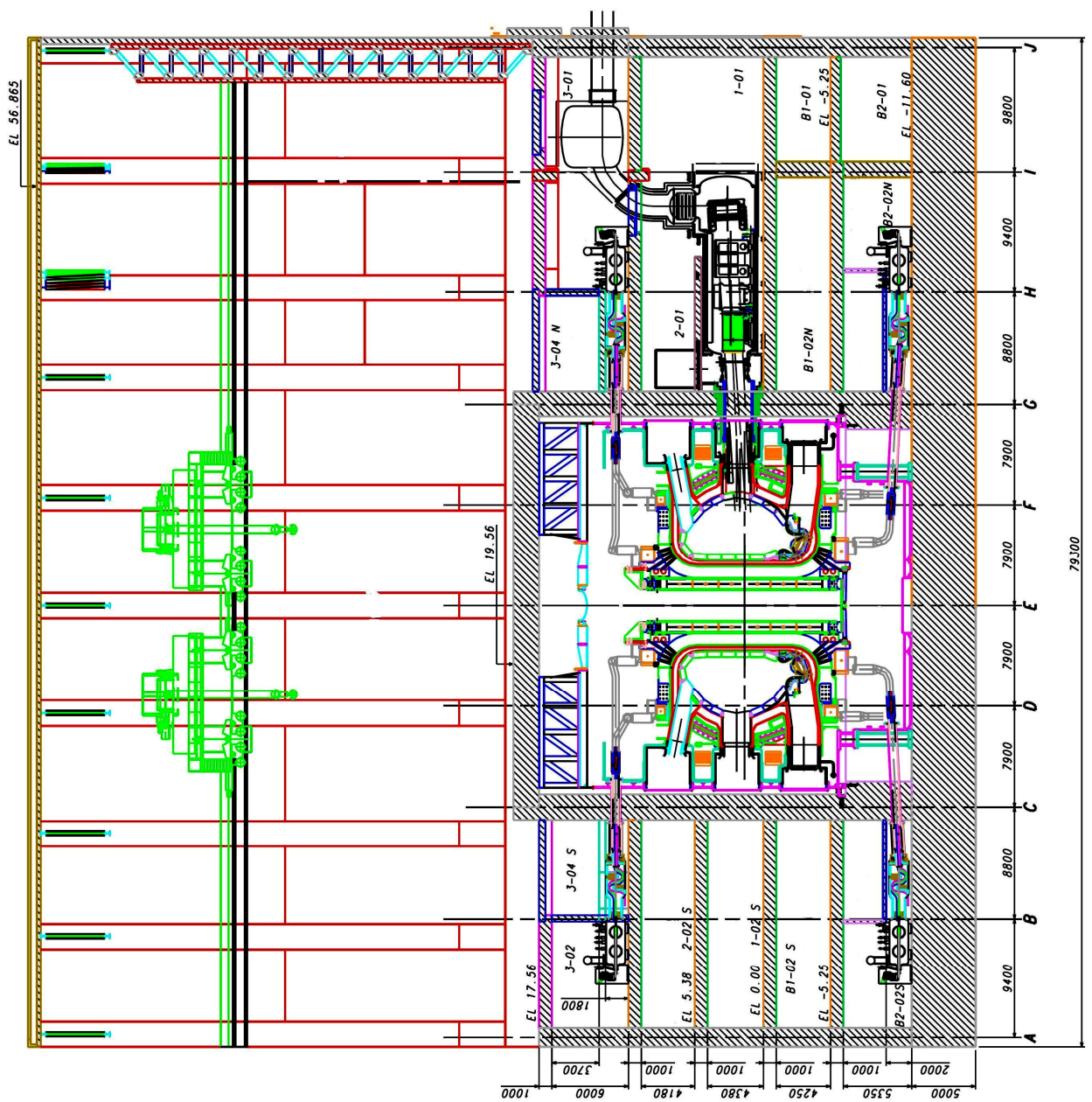


Figura 2.16 - Elevação do edifício do tokamak (corte N-S).

A Tabela 2.2 faz a localização das salas no edifício do tokamak a partir das referências mostradas nas Figuras 2.15 e 2.16.

Tabela 2.2 - Localização das salas no edifício do tokamak.

Nível	Número da Sala	Designação da Sala
Porão	B2-01	Tanques de Dreno TCWS
	B2-02	Galerias do porão
	B2-L1	Área do elevador
	B2-VS19	Dutos do HVAC
	B2-04	Conexões Inferiores
Nível	Número da Sala	Designação da Sala
Diversor	B1-01	Tanques de Dreno TCWS
	B1-02	Galerias do diversor
	B1-L1	Área do elevador
Equatorial	1-01	Célula NB
	1-02	Galerias equatoriais
	1-L1	Área do elevador
Porta Superior	2-01	Mezanino NB
	2-02	Galerias Equatoriais
	2-L1	Área do elevador
Magnetos e CVCS	3-01	HV deck (alta voltagem)
	3-03	Criodistribuição
	3-04	CVCS – área leste
	3-L1	Área do elevador
	3-04	Conexões Inferiores
Sala do guindaste e caixa do reator	4-01	Guindaste
	4-02	Teto do <i>Bioshield</i>
	4-03	Tanque de supressão VV
	4-04	Equipamentos do TCWS
	4-L1	Área do elevador
Sala oeste		Trocador de calor do PHTS
Sala Principal		Dutos de exaustão
Sala leste		Trocador de calor do PHTS

2.5.3 - SISTEMA DE SUPRESSÃO DE PRESSÃO DO VV

O VVPSS consiste de um grande reservatório linear de 46 metros de comprimento e uma seção transversal circular de 6 metros de diâmetro, com espaço suficiente para condensar o vapor resultante de quaisquer vazamentos de refrigerante no interior da câmara de vácuo. Três tubos principais de alívio são encaminhados para o reservatório do VVPSS, cada tubo incorporando conjuntos de discos duplos de ruptura que

constituem a fronteira do vácuo entre o VV e o ambiente de supressão durante a operação normal. A Figura 2.17 mostra a posição do tanque de supressão.

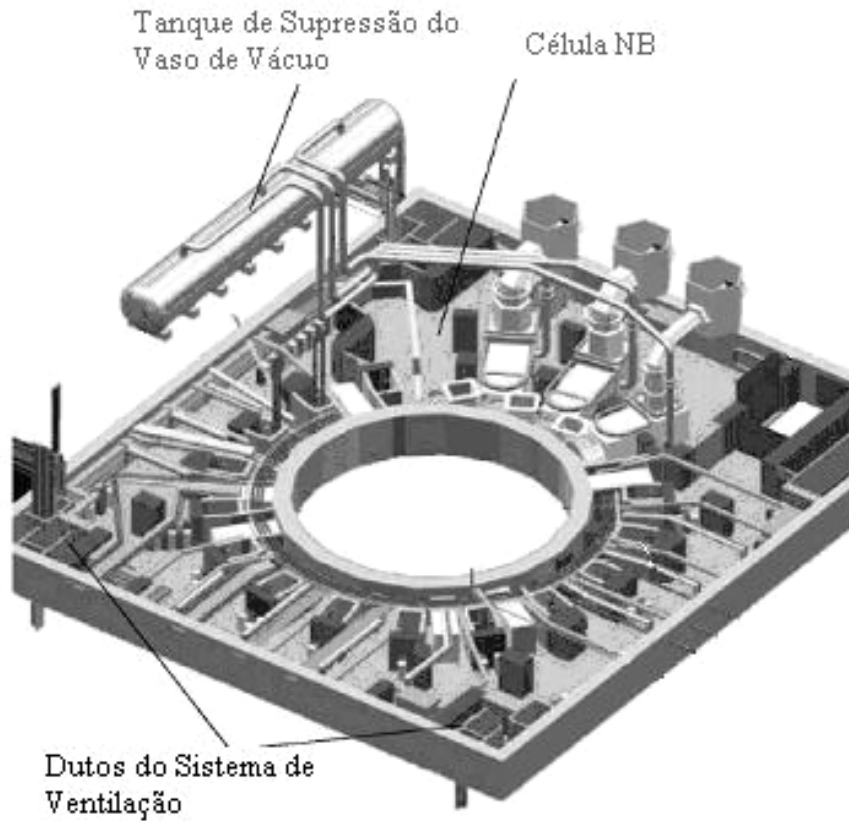


Figura 2.17 - Posição do tanque de supressão.

O VVPSS inclui um sistema para contornar a ruptura dos discos, que consiste em tubos contendo válvulas de isolamento que são projetados para abrir durante um pequeno vazamento de refrigerante, quando a pressão no VV for superior a pressão atmosférica, mas menor do que a pressão de abertura da ruptura de discos.

2.5.4 - PROTEÇÃO TÉRMICA

O sistema de proteção térmica compreende a proteção térmica da câmara de vácuo (VVTS - Vacuum Vessel Thermal Shield), entre o VV e as estruturas frias, a proteção térmica do criostato (CTS - Cryostat Thermal Shield), que cobre as paredes do criostato (fundo, cilindro e cabeça superior), a proteção térmica de transição (TTS - Transition Thermal Shields), que envolvem os dutos de conexões das portas e linhas de serviços

que estão entre as paredes do VV e o criostato, e também a proteção térmica dos suportes (STS - Support Thermal Shields).

O VVTS está fixado junto às bobinas do TF por suportes internos e externos e é auto-suficiente em seus apoios gravitacionais. A perda da refrigeração na blindagem térmica levaria ao superaquecimento e um tempo de reparo muito longo. Portanto, o sistema de refrigeração da blindagem térmica é projetado para ser totalmente redundante.

2.6 - SISTEMA DE REFRIGERAÇÃO A ÁGUA

O sistema de resfriamento a água (CWS - Cooling Water System) é constituído pelo sistema de resfriamento a água do tokamak (TCWS - Tokamak Cooling Water System), o sistema de resfriamento a água de componentes (CCWS - Component Cooling Water System), o sistema de água refrigerada (CHWS - Chilled Water System) e o sistema de rejeição do calor (HRS - Heat Rejection System). Os sistemas primários de transferências do calor (PHTSs - Primary Heat Transfer Systems) fazem parte do TCWS que é constituído também pelos seus sistemas de apoio, isto é, os sistemas de controle químico e de volume (CVCSs - Chemical and Volume Control Systems), o sistema de drenagem e reenchimento e o sistema de secagem. Os sistemas primários de transferência do calor são constituídos pelos seguintes subsistemas:

- câmara do vácuo (VV) PHTS;
- primeira parede/cobertor (PFW/BLK) PHTS;
- divisor/limitador (DIV/LIM) PHTS;
- injetora NB PHTS.

O diagrama esquemático do CWS é mostrado na Figura 2.18.

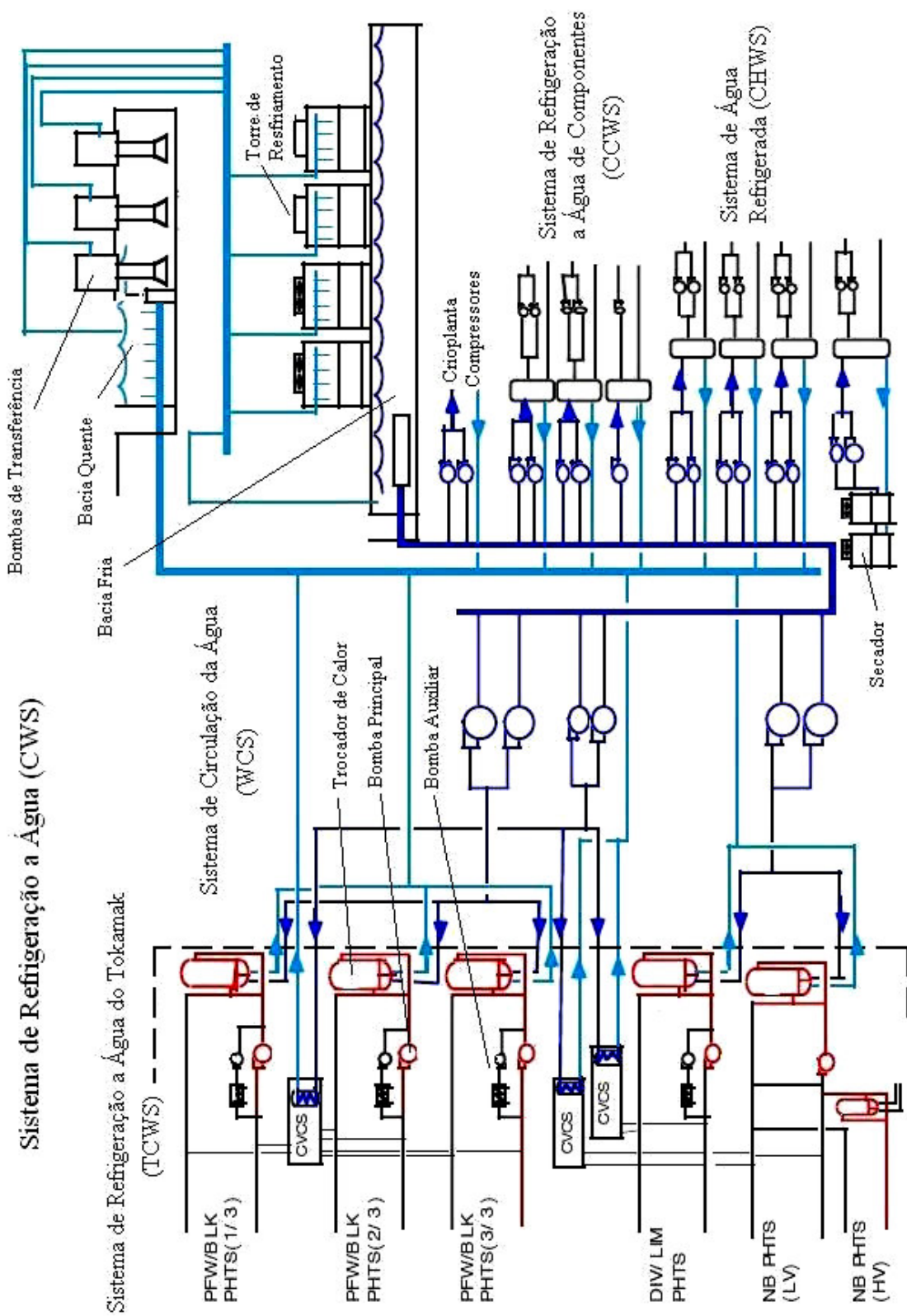


Figura 2.18 - Diagrama do sistema de refrigeração a água.

Os componentes do CWS foram idealizados a partir da experiência com usinas de fissão, e não são esperadas dificuldades na sua disponibilidade comercial. Os níveis de trítio e de produtos de corrosão ativados (ACPs – Activated Corrosion Products) no refrigerante são controlados para assegurar que estão dentro dos limites de segurança. Calcula-se uma concentração muito baixa de trítio nos circuitos refrigerantes.

2.6.1 - SISTEMAS DE CONTROLE QUÍMICO E VOLUMÉTRICO (CVCS)

Os sistemas de controle químico e volumétrico (CVCSs - Chemical and Volume Control Systems) são compostos por três unidades para os PHTSs. Nos CVCSs, o fluxo é filtrado e resfriado até aproximadamente 100 °C. Então, a pressão é reduzida para 0,5 – 1 MPa, sendo mantida neste valor no resto da unidade até a bomba reinjetora. Na etapa seguinte, a temperatura do fluxo é reduzida para aproximadamente 50 °C quando a água é purificada por troca iônica em camas de resina. A seguir, o fluxo é conduzido a um tanque de controle para que a concentração do hidrogênio seja monitorada. O refrigerante é então repressurizado e reinjetado de volta no ciclo.

Durante o regime de manutenção, o sistema trabalha com uma grande capacidade de remoção de ACP para diminuir a dose sobre os trabalhadores. O fluxo através da CVCSs é, no caso de manutenção, aumentado para aproximadamente duas vezes a taxa normal e os processos químicos para a remoção dos depositados de ACPs também são alterados.

2.6.2 - SISTEMA DE DRENAGEM E REENCHIMENTO

Para operações de inspeção ou manutenção, as águas dos circuitos necessitam ser drenadas parcial ou totalmente. A segmentação do armazenamento evita a mistura de refrigerantes com diferentes níveis de contaminação química. Alguns dos tanques de dreno também são usados para receber a água do VV através de linhas de drenagem de emergência durante uma fuga de refrigerante. O dreno é constituído de cisternas que são mantidas parcialmente evacuadas (pressão aproximada 10 kPa). A Tabela 2.3 mostra os principais dados do sistema de drenagem e reenchimento.

Tabela 2.3 - Principais dados do sistema de drenagem e reenchimento.

Sistema	Número de Tanques	Volume Interno (m ³)
PFW/BLK PHTS	2 (1)	~ 500
DIV/LIM PHTS	2 (1)	~ 200
VV PHTS	2	~ 120
Injetor NB PHTS	2 (2)	~ 120

2.6.3 - SISTEMA DE SECAGEM

Depois da drenagem, as águas residuais no VV e nos demais espaços no seu interior devem ser completamente retiradas. O processo de secagem consiste em soprar nitrogênio a fim de retirar a maior parte das águas residuais. Posteriormente, um segundo sopro com nitrogênio aquecido é introduzido para evaporar e assim eliminar o restante líquido.

2.6.4 - SISTEMA DE REFRIGERAÇÃO DE COMPONENTES (CCWS)

O sistema de refrigeração de componentes (CCWS - Component Cooling Water System) fornece um fluxo de água desmineralizada com a qualidade necessária para refrigeração de componentes e sistemas especiais. O calor total rejeitado através da CCWS é, aproximadamente, 120 MW quando operando a plena capacidade. O CCWS é dividido em três zonas: zona do tokamak; zona da central elétrica; zona dos locais de serviços.

2.6.5 - SISTEMA DE ÁGUA RESFRIADA (CHWS)

O CHWS fornece um fluxo de água resfriada (aproximadamente 6 °C) para aqueles sistemas que exigem baixa temperatura. Há dois circuitos do CHWS para a zona do tokamak, um para a zona da central elétrica e outro para a zona dos locais de serviços. O total de calor rejeitado através da CHWS é, aproximadamente, 41 MW quando operado em plena capacidade.

2.6.6 - SISTEMA DISSIPADOR DE CALOR (HRS)

O sistema dissipador de calor (HRS - Heat Rejection System) promove a dissipação final do calor e é responsável pela retirada de todas as cargas de calor na planta do ITER. Consiste de sistemas de circulação da água (WCSs - Water Circulation Systems) e do sistema da torre de resfriamento (CTS - Cooling Tower System).

Os WCSs fornecem conexões para as linhas de resfriamento da água e para as linhas de retorno dos fluxos dos trocadores de calor de todos os sistemas de transferência de calor até o dissipador de calor e as torres de resfriamento do CTS. No projeto do CTS, o volume da bacia quente é 12.000 m³ e sua temperatura máxima de 75°C. A bacia fria tem volume de 20.000 m³ e temperatura máxima de 35 °C.

2.7 - AQUECIMENTO ADICIONAL

Múltiplos papéis e uma vasta gama de funções são atribuídos aos sistemas de aquecimento e controle (H&CD – Heating and Current Drive Systems) no ITER. Os sistemas H&CD são necessários principalmente para aquecer o plasma nas primeiras fases de funcionamento. Questões fundamentais como a ignição do plasma, a supressão das instabilidades e a realização de um término de queima suave são controladas pela potência de entrada do H&CD. Esse controle é obtido através de uma combinação adequada de feixes neutros (NB - Neutron Beam) e dos três sistemas de rádio-frequência: elétron cíclotron (EC - Electron Cyclotron), íon cíclotron (IC - Ion Cyclotron) e híbrido inferior (LH - Lower Hybrid).

A concepção do sistema NB consiste de dois injetores de aquecimento e um injetor de diagnóstico conforme é mostrado na Figura 2.19. Cada injetora de aquecimento irá entregar um feixe de deutério de 16,5 MW (total de 33 MW), com energia de 1,0 MeV, e será capaz de operar com pulsos longos (até 3600 s) e em estado estacionário. Para o funcionamento na fase do hidrogênio, as injetoras podem ser operadas com hidrogênio, com energia 0,8 MeV e potência do feixe de 13 MW.

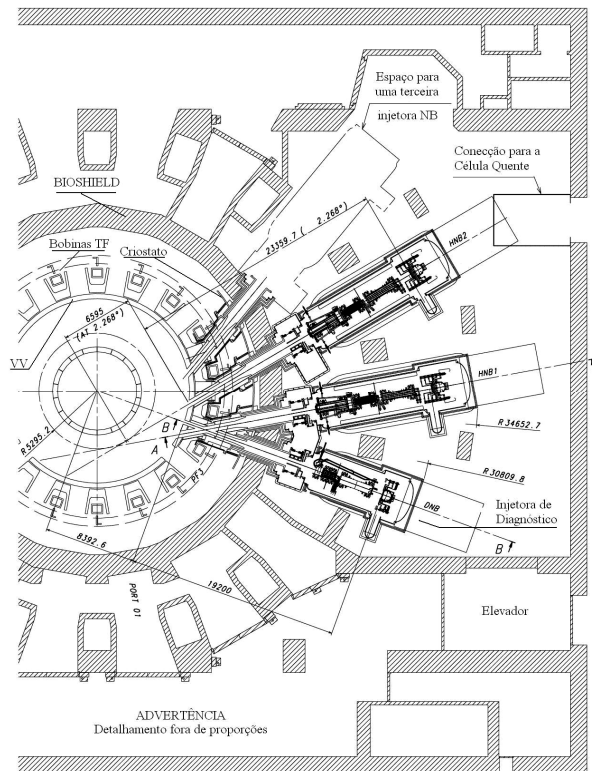


Figura 2.19 - Planta do Sistema NB.

O projeto dos sistemas de aquecimento e controle por rádio-freqüência (RF-H&CD) foi desenvolvido de modo a proporcionar um bom desempenho em alto nível de potência. Na concepção, foram utilizadas características de construção modular e, sempre que possível, interface idêntica. Os três sistemas que utilizam rádio freqüência (IC, EC e LH), possuem diferentes componentes para a geração e a transmissão da potência. A Figura 2.20 mostra como exemplo o sistema IC.

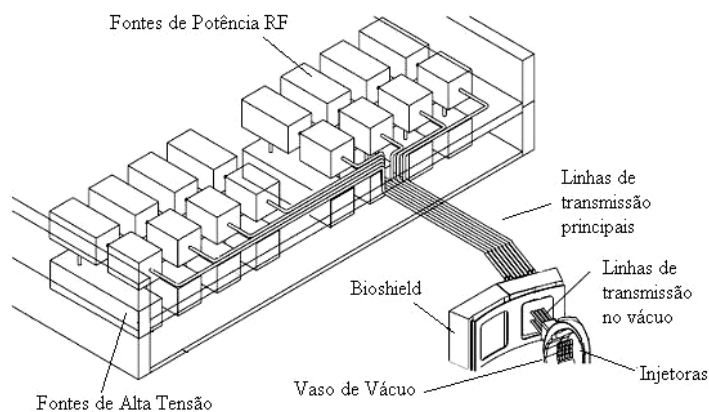


Figura 2.20 - Layout do sistema IC mostrando as posições relativas dos lançadores, linhas de transmissão e fontes de potência.

O sistema EC-H&CD utiliza dois tipos de lançadores RF, ambos operando com uma frequência de 170 GHz e para auxiliar no arranque operam em uma frequência menor, 120 GHz. A potência nominal de injeção é 20 MW em 170 GHz e 2 MW em 120 GHz. A faixa de frequência concebida no projeto do sistema de aquecimento IC-H&CD é de 40 a 55 MHz. Pode ser desejável para uma melhor flexibilidade uma extensão deste intervalo para 35 a 60 MHz. Os lançadores IC são alimentados por linhas de transmissão coaxial cada uma com potência nominal de 2,5 MW. O sistema LH-H&CD destina-se a entregar uma potência total de 20 MW utilizando a frequência de 5 GHz.

2.8 - ANÁLISE NUCLEAR

Cálculos de transporte da radiação são muito importantes na avaliação do projeto do ITER, em particular no que se refere às restrições operacionais, ao acesso para manutenção do reator e no gerenciamento dos resíduos ativados. Estes cálculos são realizados em uma progressão que começa com estudos unidimensionais, seguidos por cálculos 2D e 3D que levam em conta inclusive efeitos de penetrações do fluxo através das fendas dos componentes. Um mapa preciso dos campos de radiação é necessário para todo o reator. A concepção dos componentes e a disposição da blindagem devem ser decididas de modo a obter doses dentro de limites impostos para garantir a segurança pessoal durante o funcionamento e após o desligamento ($<100 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$). A eficiência da blindagem do BLK e VV devem satisfazer também outros limites, que incluem, por exemplo, proteger os magnetos e reduzir a produção de hélio no VV.

Para obter respostas precisas do comportamento nuclear foram elaborados dois modelos do ITER no MCNP: o modelo 1D e o modelo 3D detalhado. Os modelos foram construídos por um time de pesquisadores durante a fase de projeto do ITER. O modelo 3D com 20° de simetria é a base de todas as análises para o ITER e está mostrado em parte na Figura 2.21. A análise nuclear que é apresentada nesta seção é baseada nos resultados obtidos em simulações com estes modelos.

A rotina da fonte foi escrita utilizando uma matriz cujos elementos são proporcionais aos da fusão nuclear de forma que a distribuição de probabilidade de emissão de nêutrons é muito próxima do real. Os resultados apresentados nesta seção foram obtidos a partir deste modelamento.

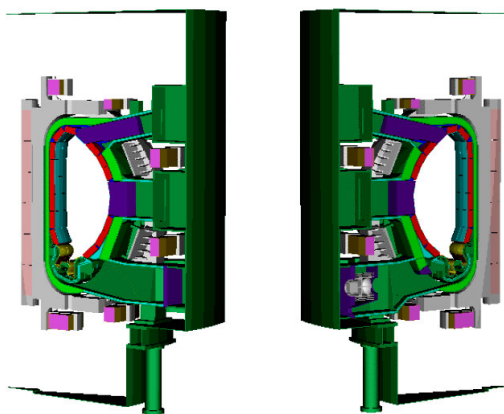


Figura 2.21 - Visão do modelo 3D mostrando diferentes geometrias de portas.

2.8.1 - DISTRIBUIÇÃO DA CARGA DE NÊUTRONS SOBRE A FW

A distribuição da carga de nêutrons na FW (nêutrons de 14,1 MeV fluindo através da primeira parede) é normalmente utilizada pelos pesquisadores como um fator de normalização para uma estimativa rápida das reações nucleares em diferentes partes do BLK, VV e outros elementos estruturais do reator. A distribuição poloidal da carga dos nêutrons sobre a primeira parede é mostrada na Figura 2.22 para uma potência de fusão de 500 MW. A carga de nêutrons máxima na parte interna é $0,59 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$ e na externa é $0,78 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$, ambas no equador da máquina.

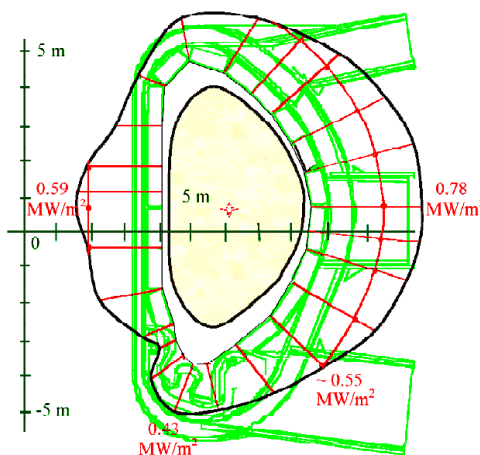


Figura 2.22 - Distribuição da carga de nêutrons sobre a FW.

2.8.2 - FATOR DE MULTIPLICAÇÃO DA ENERGIA DO NÊUTRON

Para representar o equilíbrio da energia do reator temos três componentes principais: a energia disponibilizada na fusão nuclear, a energia disponibilizada pelo sistema de

aquecimento auxiliar e a energia adicional liberada em reações nucleares nos componentes estruturais do reator. Nos termos da operação normal, primeiramente temos que, a radiação térmica do plasma (aproximadamente 100 MW) bem como o aquecimento devido ao sistema auxiliar (aproximadamente 73 MW), serão depositados nos componentes de interfaceamento com o plasma da FW e do diversor. Além disso, como resultado das várias reações dos nêutrons com os materiais, a energia nuclear liberada no plasma será parcialmente depositada no cobertor, diversor e elementos estruturais da câmara de vácuo. Considerando o efeito dos nêutrons e fótons secundários, para cada nêutron incidente de 14,1 MeV, cerca de 20 MeV são depositados. A razão entre a energia total depositada pelas partículas e a energia total dos nêutrons emitidos pelo plasma é denominada fator de multiplicação da energia do nêutron. A Tabela 2.4 mostra os fatores de multiplicação da energia do nêutron baseados nos modelos 1D e 3D para cálculos de transporte de nêutrons e fótons para uma potência de fusão nominal de 500 MW (isto é 400 MW de radiação devido, principalmente, a nêutrons e 100 MW de energia térmica).

Tabela 2.4 - Fatores de multiplicação da energia do nêutron.

	1D	3D
FW e Cobertor (MW)	584	502
Câmara de Vácuo (MW)	3,6	7,1
Cassetes do Diversor (MW)		49,4
Total (MW)	588	559
Fator de multiplicação da energia do nêutron	1,47	1,40

Os 4% de diferença entre as duas estimativas provêm principalmente de efeitos geométricos (toro versus cilindro). Um fator de 1,44 foi utilizado como referência para a multiplicação da energia do nêutron.

2.8.3 - TAXA DE DOSE DURANTE A OPERAÇÃO

Está previsto a limitação para o acesso pessoal para reparos de defeitos no interior do criostato. Nas portas, onde é necessário o acesso pessoal para manutenção, a taxa de dose deve ser inferior a $100 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ cerca de 2 semanas (aproximadamente 10^6 s) após o desligamento. Na parte externa ao *bioshield*, onde o acesso mais freqüente é necessário, a taxa de dose deve ser inferior a $10 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$.

Para satisfazer esses limites, o projeto baseia-se no desempenho da blindagem fornecida pelos BMs, VV, criostato e *bioshield*. No entanto, a taxa de dose é dominada, tanto dentro como fora do *bioshield*, pela presença de numerosas penetrações (incluindo as portas do NB) que são necessárias para fornecer acesso a diferentes rotas para o plasma e que afetam a capacidade da blindagem tanto do VV como do *bioshield*. Durante o funcionamento da máquina, a taxa de dose é muito elevada para o acesso pessoal no interior do *bioshield*. Embora as taxas de dose no lado externo do *bioshield* sejam mostradas suficientemente baixas para o acesso pessoal ($1,0 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$), na prática é impossível por causa das muitas penetrações no criostato e *bioshield*. De qualquer maneira, este acesso durante a operação irá naturalmente ser excluído pela presença de campos magnéticos fortes.

A Figura 2.23 mostra a distribuição da taxa de dose durante o funcionamento obtidos com um modelo 1D em simulação no MCNP. Estes valores foram determinados por uma equipe de pesquisadores durante a fase de projeto do ITER, foram publicados nos documentos oficiais [6] e serão utilizados como referência neste estudo.

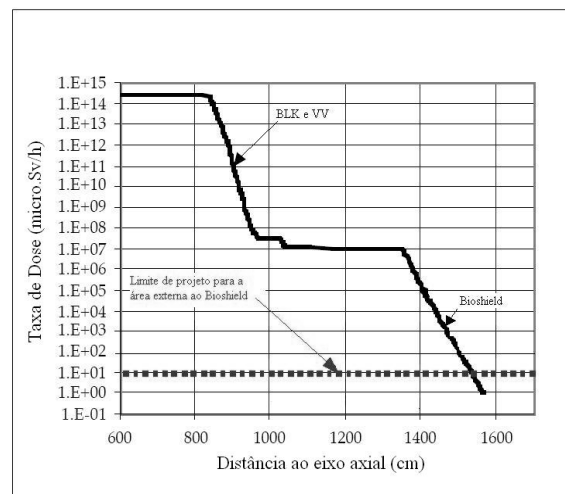
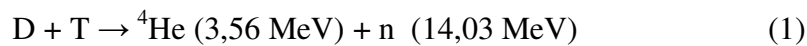


Figura 2.23 - Taxas de dose durante a operação.

3 - REAÇÕES NUCLEARES E FONTES DE DOSE

3.1 - PRINCIPAIS REAÇÕES DE FUSÃO NO PLASMA

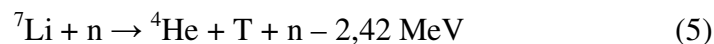
As principais reações de fusão que ocorrem no plasma envolvem dois isótopos do hidrogênio, o deutério ^2H (D), que contém um nêutron e um próton, e o trítio ^3H (T), que contém dois nêutrons e um próton. As equações (1), (2) e (3) mostram as reações de “queima” de deutério-trítio (DT) e deutério-deutério (DD).



A reação de fusão DT é atualmente a mais promissora e a mais pesquisada no que se refere à produção de energia. Analisando a equação (3), observa-se que mesmo nos reatores que operam apenas com injeção de deutério, uma pequena quantidade de trítio é gerada no interior da câmara do plasma.

3.2 - PRODUÇÃO DE TRÍTIO

O projeto do ITER trabalha com a hipótese de utilizar também um cobertor contendo lítio (Li), que ao reagir com o nêutron pode produzir trítio e hélio. O lítio natural com 92,5 % de ^7Li e 7,5% de ^6Li é um elemento abundante e uniformemente distribuído na crosta terrestre (30 g.m^{-3}). O trítio produzido nessa camada fértil poderia ser reaproveitado como combustível para a reação de fusão. As equações (4) e (5) mostram as reações nos cobertores produtores de trítio. A decisão sobre a incorporação dos cobertores produtores de trítio só será tomada após um longo período de estudos durante a operação na primeira fase DT.



3.3 - REAÇÕES DE ATIVAÇÃO DOS MATERIAIS

A ativação dos materiais dos componentes do reator devido ao grande fluxo de nêutrons é uma importante questão para o desenvolvimento da fusão e influencia diretamente no desenvolvimento das tecnologias do reator pertinentes à segurança, à manutenção e à eliminação de rejeitos. A disponibilidade e a qualidade dos dados básicos da física destas reações de ativação são muito importantes e diversas pesquisas foram desenvolvidas com a finalidade de se obter informações experimentais e simuladas. Detalhes sobre o encaminhamento destes estudos estão disponíveis no sumário do encontro promovido pela Agência Internacional de Energia Atômica [14].

O processo dominante para ativação dos materiais é a captura de nêutrons através de uma reação (n,γ) . Na faixa de energia acima de 2,5 MeV, a reação (n,p) também torna-se importante. O perfil de algumas seções de choque de reações de ativação para isótopos relevantes nos reatores de fusão é mostrado nas Figuras 3.1 e 3.2.

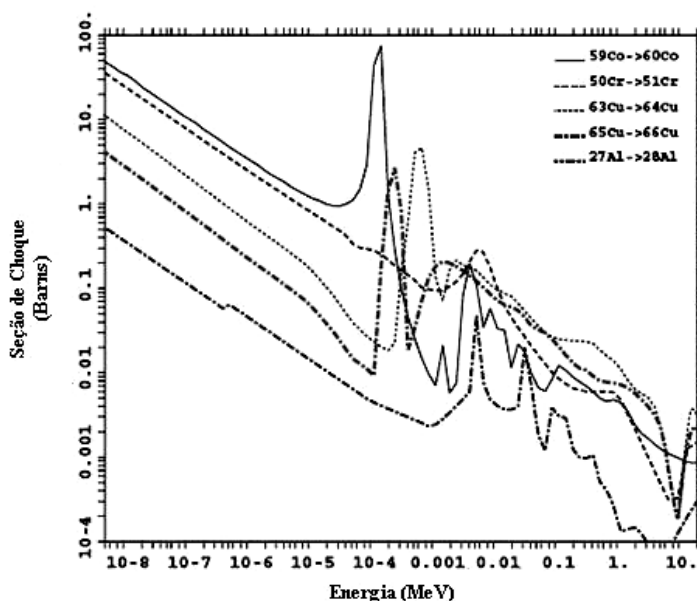


Figura 3.1 - Seção de choque de materiais relevantes para reações (n,γ) .

Conforme mostrado na Figura 3.1 as seções de choque de ativação (n,γ) de ^{59}Co , ^{50}Cr , ^{63}Cu , ^{65}Cu , e ^{27}Al possuem um comportamento $1/v$ para baixas energias. Observa-se também que a maior seção de choque de ativação é a do ^{59}Co e as ressonâncias ocorrem na faixa epitérmica.

As seções de choque de reações de ativação (n,p) possuem características diferentes e seus valores são relevantes na faixa acima de 2,5 MeV. A Figura 3.3 mostra estas seções de choque para o ^{54}Fe e ^{58}Ni .

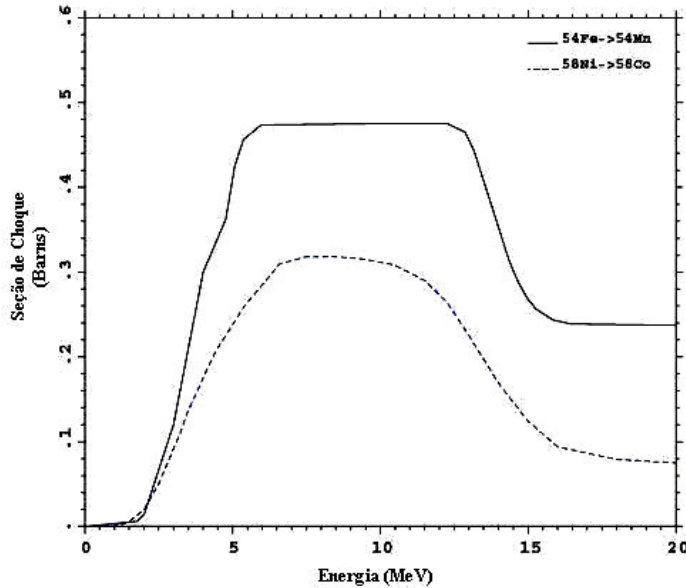


Figura 3.2 - Seções de choque de materiais relevantes para reações (n,p).

3.4 - ATIVAÇÃO DO ^{16}O

Outra reação relevante presente nos reatores de fusão nuclear é a ativação da água do refrigerante através da reação $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$. O fluxo de nêutrons de alta energia característicos da fusão DT são os responsáveis pela ocorrência desta reação, portanto a taxa da reação $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$ não é influenciada pelo fluxo dos nêutrons espalhados de menor energia. Segundo Y. Uno et al [15], depois de estudos realizados no JAERI (Japan Atomic Energy Research Institute) nas instalações da FNS (Fusion Neutronics Source), a taxa de produção dos nêutrons de 14 MeV característicos da fusão DT pode ser monitorada através da verificação da ativação do ^{16}O no fluido refrigerante.

O ^{16}N sofre decaimento β^- , emite raios gama de 6,13 MeV (67,0%) e 7,12 MeV (4,9%) e sua meia vida é de 7,13 s. A Figura 3.3 mostra o gráfico da seção de choque da reação (n,p) de ativação do ^{16}O .

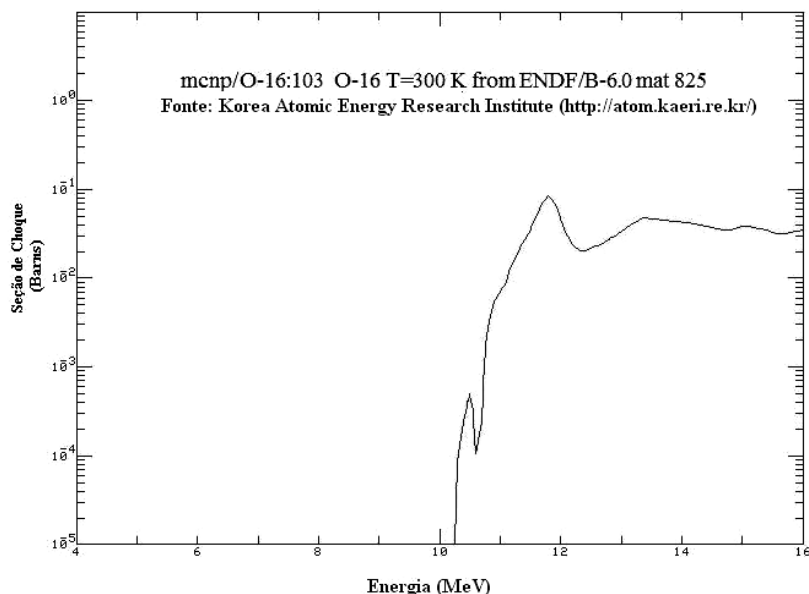


Figura 3.3 - Seção de choque para a reação (n,p) no oxigênio.

3.5 - FONTES DE DOSE

Segundo S. Sandri e L.D. Pace [12], as principais fontes de dose inerentes à tecnologia da fusão e que predominam durante a operação do ITER e também após seu desligamento programado são apontadas a seguir e descritas no parágrafo seguinte.

- O fluxo de partículas durante o funcionamento normal.
- O fluxo de partículas após o desligamento programado.
- Os produtos de corrosão ativados (ACPs) no refrigerante.
- O trítio disperso no ar.

O fluxo de partículas durante o funcionamento normal da máquina é constituído principalmente de nêutrons e fótons secundários, a contribuição destas partículas para os valores da taxa de dose na parte externa do *bioshield* é influenciada principalmente pela eficiência da blindagem. O fluxo de partículas após o desligamento programado é predominantemente de fótons emitidos pelos materiais ativados ao longo do período de funcionamento do reator. A escolha apropriada dos materiais na fase inicial do projeto e o tempo acumulado de funcionamento do reator são os principais fatores que determinam a contribuição destas partículas para os valores da taxa de dose. Os gases

trítidos provenientes de fontes internas da máquina inclusive da câmara do plasma são controlados através da utilização de confinamento com vários obstáculos, a contribuição desta fonte de radiação para os valores da taxa de dose é função direta da eficiência deste confinamento.

O diagrama dos níveis de confinamento do trítio está mostrado na Figura 3.4.

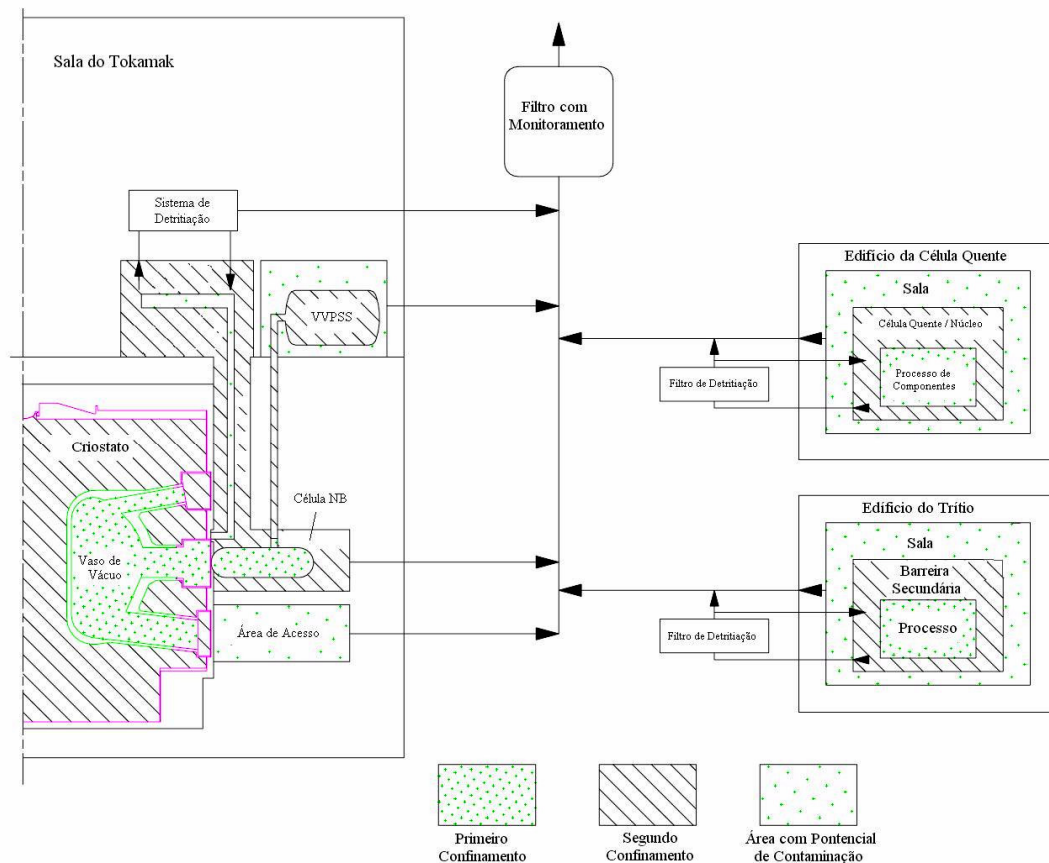


Figura 3.4 - Esquema das barreiras de confinamento para o trítio.

Os ACPs estarão localizados nos circuitos de refrigeração do VV, nos três ramos do PHTS PFW/BLK, e nos equipamentos mais expostos dos sistemas auxiliares de aquecimento e diagnóstico. Contudo, a grande maioria dos ACPs serão encontrados presos às estruturas metálicas e não possuem mobilidade. O perigo potencial dos ACPs no VV é significativamente menor do que o perigo potencial no PFW/BLK PHTS, pois o fluxo de nêutrons no VV é significativamente menor. As atividades específicas dos radionuclídeos esperados nos ACPs são apresentadas na Tabela 3.1.

O perigo radiológico dos elementos e impurezas nas ligas de aço inoxidável têm sido muito discutidos. A ativação da máquina é dominada pelos isótopos Mn^{54} , Mn^{56} , Fe^{55} ,

Co⁵⁷, Co⁵⁸, Co⁶⁰, Ni⁵⁷, Cr⁵¹ produzidos pela transmutação dos elementos presentes inicialmente no aço, a saber, Fe, Ni, Mo, Cr, Co, Nb. Todos estes elementos, com exceção do Co e Nb, são absolutamente necessários e seu conteúdo não pode ser alterado sem afetar as propriedades do aço.

Tabela 3.1 - Atividades específicas dos radionuclídeos nos ACPs no PHTS.

Isótopo	Meia Vida (anos)	Atividade dos depositados (Bq/kg)	Atividade na solução (Bq/kg-soluto)
⁵⁵ Fe	$2,73 \times 10^1$	$2,07 \times 10^{12}$	$9,61 \times 10^{11}$
⁵⁴ Mn	$8,55 \times 10^{-1}$	$9,86 \times 10^1$	$3,49 \times 10^{11}$
⁵⁶ Mn	$2,94 \times 10^{-4}$	$1,35 \times 10^{12}$	$1,19 \times 10^{13}$
⁵⁸ Co	$1,94 \times 10^{-1}$	$1,06 \times 10^{11}$	$3,92 \times 10^{11}$
⁶⁰ Co	$5,27 \times 10^1$	$1,41 \times 10^{11}$	$2,39 \times 10^{11}$
⁵¹ Cr	$7,59 \times 10^{-2}$	$1,14 \times 10^{11}$	$4,54 \times 10^8$
⁵⁷ Ni	$4,11 \times 10^{-3}$	$4,52 \times 10^{10}$	$4,85 \times 10^{10}$
⁵⁷ Co	$7,44 \times 10^{-1}$	$2,64 \times 10^{12}$	$4,96 \times 10^{11}$

Para um reator de fusão, o cobalto ativado desempenha um papel importante na determinação do nível da dose ocupacional durante a manutenção. A redução do teor de Co ajuda a reduzir a ativação dos componentes. O Nb também produz radioisótopos de longa duração, fato que o torna importante para o descomissionamento e eliminação de resíduos nos componentes do VV.

Nas instalações do ITER existe a presença de materiais radioativos e também de outros materiais perigosos. Todos estes materiais foram quantificados como parte da avaliação de segurança. Segundo as bases técnicas do ITER [6], o total do inventário de trítio no local será inferior a 3 kg. O projeto ITER possui uma orientação inicial para o funcionamento com no máximo 450 gramas de trítio disponível no interior da câmara e nos subsistemas do ciclo do combustível.

3.6 - LIMITES DE EXPOSIÇÃO

As experiências nos dias atuais, influenciadas pelos sucessivos aumentos do produto triplo ($n \cdot \tau_E \cdot T$ - densidade de íons, tempo de confinamento, temperatura), produzem um número tão elevado de nêutrons que exigem precauções de segurança. Primeiramente, os nêutrons instantâneos, juntamente com os fótons secundários, devem ser blindados por muros de concreto de forma que as doses atinjam valores aceitáveis. Em segundo lugar, a ativação dos materiais da estrutura deve ser considerada para regular e restringir o acesso ao local durante algum tempo depois de qualquer procedimento experimental. Também o escape e dispersão de radioatividade para o ambiente não deve ser negligenciado. Para o ITER, estas questões estão no foco do projeto.

Os limites de exposição ocupacional obedecem as recomendações da ICRP (International Commission Radiological Protection). A ICRP recomenda um limite de dose efetiva de 20 mSv por ano, média avaliada em 5 anos (100 mSv em 5 anos) com uma disposição adicional de que a dose efetiva não deve exceder a 50 mSv em um único ano. Para membros do público o limite de dose efetiva recomendado é de 1 mSv em um ano. Em circunstâncias especiais, poderia ser permitido um valor maior de dose efetiva em um único ano, desde que a média em 5 anos não exceda 1 mSv por ano. Estes limites não são diretamente utilizados na concepção do projeto, mas servem como base para o cálculo de orientações para controle de exposição.

Para áreas internas, a taxa de dose devido à contaminação do ar é definida como DAC (Derived Air Concentration). A exposição desprotegida a 1,0 DAC contabiliza 10 $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$. Para as áreas externas, a unidade da taxa de dose é definida como $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$. As áreas na planta do ITER são classificadas quanto ao risco radiológico que oferecem segundo as bases técnicas do projeto conforme descrito abaixo:

- Zona A (Zona Branca) - Área Não Supervisionada

Acesso ilimitado.

Nenhuma contaminação do ar.

Taxa de dose inferior a 0,5 $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$.

- Zona B (Zona Verde) - Área Supervisionada

Acesso ilimitado para trabalhadores (RW) e limitado para não trabalhadores (NRW).

A contaminação do ar não deve exceder 1,0 DAC.

Taxa de dose inferior a $10 \mu\text{Sv.h}^{-1}$.

- Zona C (Zona Âmbar) - Área Controlada

Acesso limitado para RW. O acesso requer planejamento e aprovação.

A contaminação do ar não deve exceder 100 DAC.

Taxa de dose inferior a $1,0 \text{mSv.h}^{-1}$.

- Zona D (Zona Vermelha) - Área Restrita

Acesso restrito. A entrada ocorre apenas com um alto nível de aprovação.

A contaminação do ar pode exceder 100 DAC.

Taxa de dose superior a $1,0 \text{mSv.h}^{-1}$.

4 - O MODELAMENTO DO SISTEMA

Para executar a modelagem e a simulação do funcionamento do reator, primeiramente, foi feita uma investigação das ferramentas computacionais necessárias para conquistar os resultados desejados neste estudo. O recurso indispensável para a escolha do código computacional seria o acompanhamento dos nêutrons provenientes das reações nucleares no plasma. Estes nêutrons irão interagir com os materiais mais externos do reator, essas interações serão na sua maioria de espalhamento com conseqüente perda de energia. Outras reações nucleares também irão ocorrer gerando uma grande quantidade de partículas secundárias que irão prosseguir numa cascata de interações. Este problema complexo de transporte tem sido estudado com diferentes técnicas de abordagens.

Para simular o transporte das partículas pelo reator, optamos por utilizar o código MCNP5 [7] desenvolvido em Los Alamos. O MCNP proporciona as ferramentas necessárias para a construção da geometria, para o detalhamento da composição dos materiais e para a determinação do fluxo de partículas. O MCNP também possui a certificação internacional desejada para o transporte tanto dos nêutrons como dos fótons secundários.

4.1 - O CÓDIGO DE TRANSPORTE MCNP

O código MCNP vem sendo amplamente utilizado para aplicações na neutrônica da fusão. Com uma técnica probabilística, a versão utilizada deste código efetua o transporte do nêutron, fóton e elétron, ou o transporte acoplado destas partículas, simulando as histórias individuais desde o nascimento até morte da partícula pela absorção ou fuga. O caminho aleatório da partícula é simulado com base nas leis estocásticas com a probabilidade da interação inserida através das bibliotecas de seção de choque nucleares.

O código MCNP pode simular configurações arbitrárias de geometrias e materiais e acompanhar eventos através de distribuições estatísticas de probabilidades. Com a simulação no MCNP, nenhuma aproximação ou cálculo numérico é necessário porque não há nenhuma equação de transporte a ser resolvida. Neste código, a exatidão depende somente da incerteza própria do cálculo estatístico e das várias incertezas envolvidas nos dados das seções de choque nucleares da biblioteca de dados utilizada.

Portanto, para garantir a confiabilidade estatística um número suficientemente elevado de histórias de nêutrons deve ser acompanhado requerendo um longo tempo de processamento. O MCNP trabalha com respostas específicas que devem ser solicitadas e ajustadas pelos usuários.

4.2 - BIBLIOTECA FENDL/MC-2.1 PARA MCNP

A FENDL/MC-2.1 (Fusion Evaluated Nuclear Data Library for Monte Carlo) [9] é a biblioteca mais atual para utilização no código MCNP que contém os arquivos de dados de seções de choque específicos para os estudos na área da fusão. Na biblioteca, dois arquivos são fornecidos para cada material, um utiliza a extensão "ace" com dados das seções de choque disponibilizados em arquivos com formato ASCII e, a segunda utiliza a extensão "dir" com as informações exigidas pelo arquivo XSDIR do sistema MCNP. O arquivo XSDIR é usado para reorganizar as bibliotecas de seções de choque apagando ou inserindo o que for conveniente.

Os arquivos da FENDL/MC-2.1 foram obtidos nas bases de dados da Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) [16]. Os arquivos de seções de choque obtidos na AIEA são formatados, compactos e possuem acesso seqüencial, portanto a leitura destes arquivos é lenta. Os arquivos não formatados possuem acesso direto proporcionando uma leitura mais rápida. O código MCNP permite a conversão das bibliotecas de seções de choque de um formato para outro conforme os interesses do usuário. Para isso deve-se utilizar o código auxiliar MAKXSJ inserido no pacote do MCNP.

4.3 - GEOMETRIA

O ITER é uma máquina complexa de grandes dimensões que utiliza diversas tecnologias de última geração e cujo projeto possui alto nível de detalhamento. Para a definição da técnica de modelagem primeiramente foi feita uma cuidadosa investigação sobre o funcionamento do ITER. Nesta investigação foram apontadas, sob a ótica de um estudo neutrônico, as principais características dos sistemas mais relevantes. Diante desta primeira análise e considerando os objetivos deste trabalho que se dedica à determinação do fluxo de nêutrons e da distribuição da taxa de dose durante o funcionamento, desconsiderando a ativação dos materiais do reator, ficou definida a

utilização de uma técnica de modelagem unidimensional. Esta opção por uma geometria simplificada foi determinada pelo caráter inicial do projeto no ENU-UFMG. Todavia, a opção por uma técnica unidimensional foi suficiente para a conquista dos resultados.

O modelo geométrico utilizado é construído basicamente por cilindros finitos concêntricos. As superfícies cilíndricas com 24 metros de altura foram dispostas a partir de um mesmo eixo axial. Cada uma das regiões entre duas superfícies cilíndricas sucessivas foi preenchida com o material de forma a representar as diversas camadas de cada um dos componentes ao longo do caminho radial do reator. A Figura 4.1 mostra o esboço da geometria utilizada no modelamento.

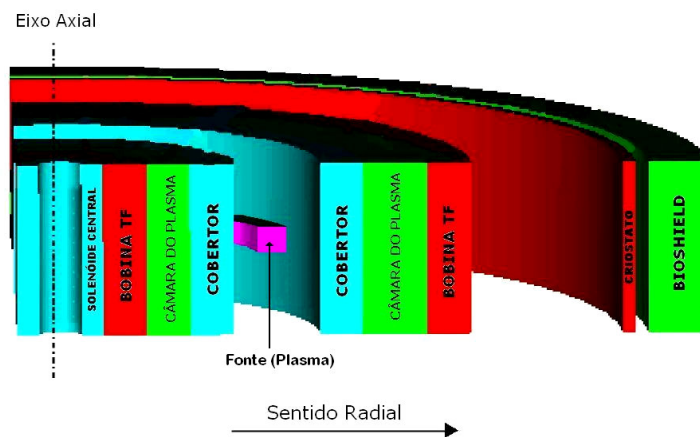


Figura 4.1 - Esboço da geometria utilizada no modelamento.

Neste modelo geométrico, cada uma das camadas cilíndricas representa de maneira simplificada as diferentes camadas dos componentes pelos quais os nêutrons e os fótons serão transportados desde seu nascimento até a absorção ou escape. Portanto, este modelo simplificado desconsidera o detalhamento de componentes mais complexos, omite as fendas verticais e horizontais entre os módulos do cobertor e não considera aqueles pequenos componentes que não envolvem toda a máquina. Esta técnica de modelagem permite o acompanhamento preciso do transporte das partículas apenas ao longo do caminho radial do reator e por isso é considerada uma técnica unidimensional (1D). A geometria utilizada no modelamento é mostrada na Figura 4.2 obtida através do código auxiliar MC PLOT, do sistema MCNP, utilizando os dados do arquivo de entrada da simulação. Os pequenos números na figura denominam as diferentes superfícies que foram utilizadas na construção geométrica. O arquivo de entrada está disponível no apêndice II.

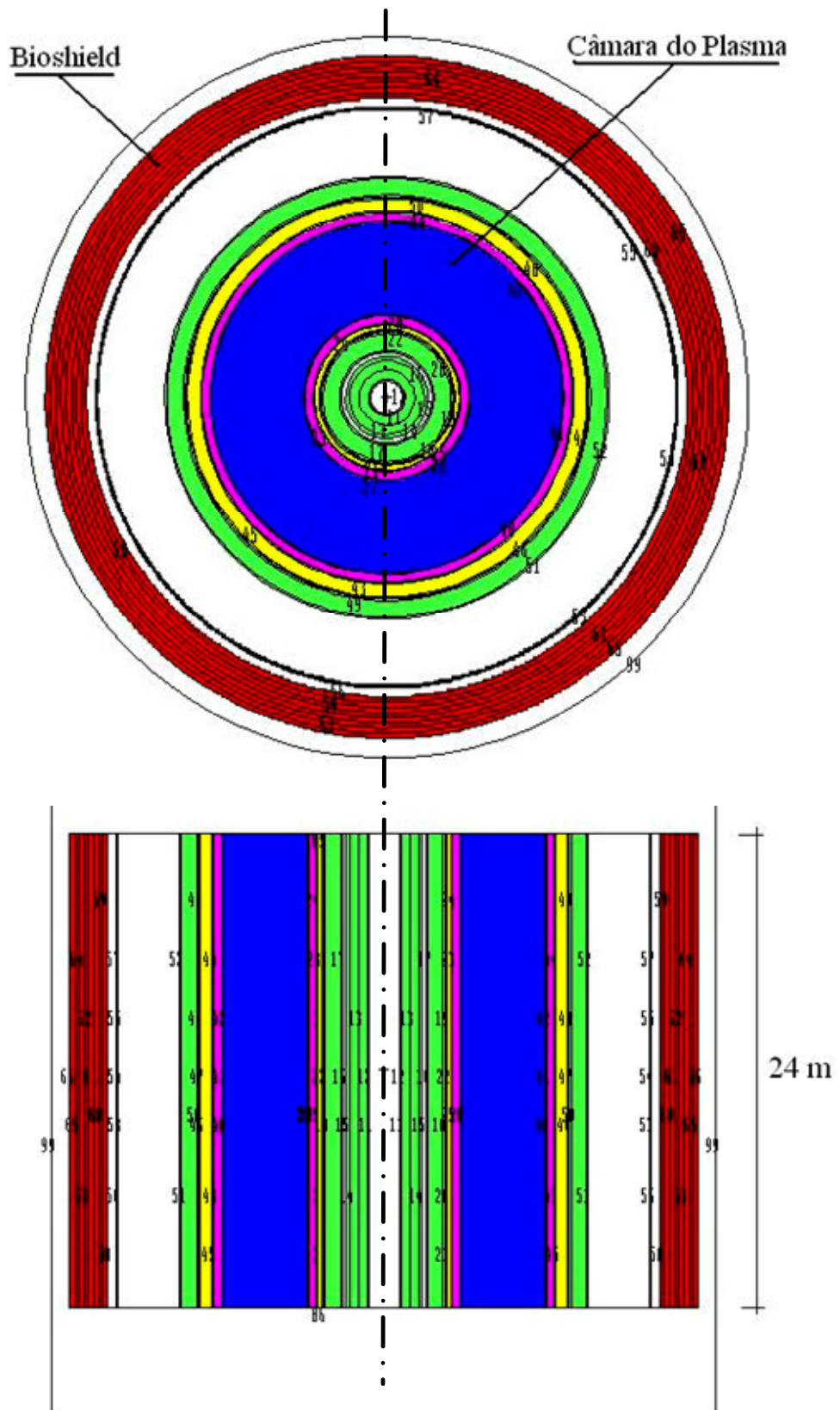


Figura 4.2 - Vista superior e lateral da geometria do ITER modelada no MCNP.

4.4 - COMPOSIÇÃO DOS MATERIAIS

O detalhamento da composição dos materiais de cada um dos componentes do reator é bastante relevante devido ao alto fluxo de nêutrons rápidos característicos da fusão controlada. A Tabela 4.1 mostra os diferentes sistemas do reator com seus principais componentes sob a ótica deste estudo. A mesma tabela apresenta também as espessuras e os materiais de cada componente representado no modelamento.

Tabela 4.1 - Dimensões e materiais utilizados para os componentes do ITER.

COMPONENTE		DIMENSÃO (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 TF	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 do VV	Parede	320,6 a 322,8	SS316L(N)IG
Câmara de Vácuo	Parede	322,8 a 328,8	SS316L(N)IG
	Enchimento	328,8 a 350,5	84% SS316L + 16% H ₂ O
	Parede	350,5 a 356,5	SS316L(N)IG
Cobertor	Bloco protetor	357 a 399	60% SS304B7 + 40% H ₂ O
	Dissipador	399 a 401	Cobre
	Primeira parede	401 a 402	Berílio
Câmara do Plasma		402 a 853	Vácuo
Cobertor	Primeira parede	853 a 854	Berílio
	Dissipador	854 a 856	Cobre
	Bloco Protetor	856 a 898	60% SS304B7 + 40% H ₂ O
Câmara de Vácuo	Parede	898,5 a 904,5	SS316L(N)IG
	Enchimento	904,5 a 967,5	84% SS316L + 16% H ₂ O
	Parede	967,5 a 973,5	SS316L(N)IG
Proteção Térmica do VV	Parede	973,5 a 975,5	SS316L(N)IG
Bobinas TF	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
Bioshield	Parede	1455 a 1655	Concreto (2 tipos)

Conforme orientações dos documentos oficiais do ITER, foram utilizados 84% de aço e 16% de água na composição do enchimento do bloco protetor do cobertor. Também conforme as mesmas orientações, para o enchimento do VV foram utilizados 60% de SS304B7 e 40% de água.

Devido à complexidade do componente, a composição do material do módulo de inserção do CS foi assumida como sendo 27% Nb₃Sn + 30% Incoloy 908 + 30% SS316 + 10% resinas + 3% Al₂O₃. A composição do material do enchimento das bobinas do CS e das bobinas do campo toroidal foi assumida como sendo 45% Nb₃Sn + 50% Incoloy 908 + 5% Al₂O₃.

O transporte das partículas irá sofrer pequenas modificações como consequência destas composições assumidas para o solenóide central e para as bobinas do campo toroidal. Estas pequenas modificações no transporte das partículas tornam-se relevantes em estudos onde o tempo acumulado de funcionamento do reator é considerado, tais como os estudos de corrosão e ativação de materiais. Contudo, considerando o objetivo deste estudo e os resultados obtidos, a composição assumida mostrou-se aceitável.

A descrição detalhada das composições simplificadas dos materiais das partes mais relevantes do ITER mais relevantes sob o ponto de vista deste trabalho estão mostradas no apêndice I. As composições simplificadas não irão alterar significativamente os cálculos pertinentes a este estudo, pois apenas o transporte das partículas geradas direta ou indiretamente pelo plasma foi considerado e foi omitido o transporte das emissões tardias oriundas dos materiais ativados.

Com a finalidade de avaliar a eficiência da blindagem, o transporte das partículas foi realizado para dois tipos de composição para o concreto do *bioshield*. O primeiro tipo de concreto possui a composição característica do concreto Los Alamos com uma modificação: 0,7% de silício foram substituídos por boro. Esta composição foi utilizada por J. Junker e A. Weller [17] no Instituto Max-Planck de Física do Plasma numa simulação de funcionamento do tokamak W7-X. Este primeiro tipo de concreto foi denominado em nosso estudo por C-01.

A segunda composição de concreto denominada em nosso estudo por C-02 foi estudada por V. Khripunov et al [18] e é considerada uma alternativa específica para a

blindagem das plantas de fusão. As composições dos dois tipos de concreto utilizados na simulação estão mostradas na Tabela 4.2.

Tabela 4.2 - Composição dos concretos utilizados no *bioshield* (% massa).

Elementos	Composição do C-01 ($\rho = 2,2505 \text{ g.cm}^{-3}$)	Composição do C-02 ($\rho = 2,43 \text{ g.cm}^{-3}$)
H	0,4532	0,96
B	0,07	2,90
O	51,2597	51
Na	1,1553	-
Mg	0,3866	0,42
Al	3,5548	0,79
Si	35,9664	15,2
K	1,4219	-
Ca	4,3546	22,5
Fe	1,3775	0,5
C	-	5,31
S	-	0,42

4.5 - FONTE

As características de emissão da fonte interferem fortemente na qualidade dos resultados deste estudo. O MCNP permite ao usuário especificar uma ampla variedade de características da fonte sem necessidade de fazer modificação no código. As distribuições de probabilidade podem ser especificadas em função de diversas variáveis como energia, tempo, posição e direção. Além disso, algumas variáveis da fonte podem depender de outras, por exemplo, a energia como uma função do ângulo. As informações geométricas da fonte também podem ser ajustadas.

Por critérios de simplicidade, a característica geométrica da fonte utilizada neste estudo priorizou a manutenção da simetria de emissão. A fonte de nêutrons utilizada é isotrópica e possui a geometria de um anel com seção transversal quadrada de 60 cm de altura e 60 cm de largura, ocupando a parte central da câmara do plasma. Esta opção de fonte não contempla as possíveis assimetrias de emissão do plasma tanto no sentido

poloidal como no toroidal. Portanto, esta simplificação irá negligenciar qualquer não uniformidade do plasma. Considerando os objetivos deste estudo, essa simplificação é aceitável.

Os parâmetros relativos ao espectro de emissão da fonte foram ajustados automaticamente pelo MCNP através da opção pela fonte padronizada para fusão DT. É comum no domínio da física de plasma de fusão [19] absorver a Constante de Boltzmann (K) na temperatura de modo a que a combinação KT sempre aparece como T ($KT \rightarrow T$), onde T tem a unidade de energia. Segundo Freidberg [19], as condições mais favoráveis de funcionamento para um reator de fusão DT acontecem para temperaturas do plasma entre 10 keV e 20 keV. Diante do desconhecimento de outras informações, a temperatura do plasma, neste estudo, foi assumida como 10 keV (aproximadamente $T = 10^8$ K).

Para uma melhor eficiência computacional, o código MCNP permite que cada partícula emitida pela fonte possa representar um número W de partículas. É evidente que esta técnica de atribuir um peso W não é uma simulação exata do transporte físico. Todavia, este procedimento permite normalizar os cálculos sem alterar os valores dos desvios estatísticos. No resultado final, aparecerão computados todos os desdobramentos da atribuição do peso W sobre o transporte de cada partícula. O peso W atribuído a uma partícula é simplesmente um número associado a esta partícula física que representa a sua contribuição relativa final. Portanto, a utilidade da atribuição do peso W é a manipulação do número de partículas a fim de alcançar a mesma precisão nos resultados sem aumentar o tempo computacional. Neste estudo, foi solicitada a emissão isotrópica de $5,0 \times 10^5$ partículas com o peso estatístico de cada uma delas definido para $1,0 \times 10^{15}$.

O conhecimento exato do espectro de emissão da fonte é imprescindível para uma correta normalização dos resultados. Para isso, foi realizado um estudo preliminar onde uma simulação foi executada utilizando apenas dois componentes: a fonte utilizada na simulação principal e uma única superfície envolvendo esta fonte. Para cumprir o propósito, foram atribuídas à fonte utilizada nesta simulação preliminar as mesmas opções de ajuste da fonte utilizada na simulação principal. Portanto, no estudo preliminar da fonte, a medida do fluxo dos nêutrons através da única superfície envolvente possibilitou o conhecimento preciso do seu espectro de emissão. Este estudo preliminar foi fundamental para garantir a precisão dos resultados e a visualização do

espectro das emissões da fonte. Todos os resultados neste estudo foram normalizados considerando os valores obtidos neste estudo preliminar da fonte.

4.6 - SOLICITAÇÕES DE SAÍDA E AJUSTE DE OPÇÕES.

Para alcançar os objetivos que inicialmente foram propostos, é necessário registrar o fluxo das partículas que atravessam o reator. Para isso, foi solicitado o registro do fluxo de nêutrons e de fótons através de cada uma das superfícies cilíndricas ao longo do caminho radial do ITER. Para uma melhor compreensão do comportamento dos nêutrons nos diferentes sistemas do reator, também foi solicitado o registro do fluxo de nêutrons e de fótons para diferentes faixas de energia. Os intervalos de energia para os quais foram solicitados os registros estão mostradas na Tabela 4.3.

Tabela 4.3 - Intervalos de energia para os registros dos fluxos de nêutrons e fótons.

Faixa de Energia para registro do fluxo de nêutrons (MeV)	Faixa de Energia para registro do fluxo de fótons (MeV)
até $1,0 \times 10^{-6}$	até 0,01
$1,0 \times 10^{-6}$ até $1,0 \times 10^{-3}$	0,01 até 0,1
$1,0 \times 10^{-3}$ até $5,0 \times 10^{-3}$	0,1 até 1,0
$5,0 \times 10^{-3}$ até 2,0	1,0 até 2,5
Acima de 2,0	2,5 até 5,0
	Acima de 5,0

O código MCNP permite calcular o valor da taxa de dose associada tanto aos nêutrons como aos fótons separadamente. Para este cálculo, é necessário o conhecimento do fluxo da partícula na posição desejada e também a indicação dos fatores de conversão de fluxo para taxa de dose biológica equivalente em humano. Neste estudo, foram utilizados os valores de conversão publicados pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP). Estes fatores de conversão de fluxo de nêutrons e fótons para taxa de dose estão mostrados na Tabela 4.4.

A modalidade de transporte das partículas foi ajustada para interações de fótons e de nêutrons. O transporte dos elétrons foi ignorado para não aumentar o tempo de processamento. Numa simulação com o código MCNP o caminho aleatório da partícula é acompanhado através de distribuições estatísticas de probabilidades de eventos. Para conquistar a precisão estatística recomendada nos manuais do código, ou seja, desvios

relativos inferiores a 10%, foi necessário acompanhar um número grande de histórias de nêutrons (aproximadamente 10^5 nêutrons primários).

Tabela 4.4 - Fatores de conversão de fluxo para taxa de dose – ICRP-21

Fatores de conversão de fluxo de nêutrons para taxa de dose		Fatores de conversão de fluxo de fótons para taxa de dose	
Energia do Nêutron (MeV)	DF (E) (mrem.h ⁻¹)/(n.cm ⁻² .s ⁻¹)	Energia do Fóton (MeV)	DF (E) (mrem.h ⁻¹)/(n.cm ⁻² .s ⁻¹)
$2,50 \times 10^{-8}$	$3,85 \times 10^{-6}$	0,01	$2,78 \times 10^{-6}$
$1,00 \times 10^{-7}$	$4,17 \times 10^{-6}$	0,015	$1,11 \times 10^{-6}$
$1,00 \times 10^{-6}$	$4,55 \times 10^{-6}$	0,02	$5,88 \times 10^{-7}$
$1,00 \times 10^{-5}$	$4,35 \times 10^{-6}$	0,03	$2,56 \times 10^{-7}$
$1,00 \times 10^{-4}$	$4,17 \times 10^{-6}$	0,04	$1,56 \times 10^{-7}$
$1,00 \times 10^{-3}$	$3,70 \times 10^{-6}$	0,05	$1,20 \times 10^{-7}$
$1,00 \times 10^{-2}$	$3,57 \times 10^{-6}$	0,06	$1,11 \times 10^{-7}$
$1,00 \times 10^{-1}$	$2,08 \times 10^{-5}$	0,08	$1,20 \times 10^{-7}$
$5,00 \times 10^{-1}$	$7,14 \times 10^{-5}$	0,1	$1,47 \times 10^{-7}$
1	$1,18 \times 10^{-4}$	0,15	$2,38 \times 10^{-7}$
2	$1,43 \times 10^{-4}$	0,2	$3,45 \times 10^{-7}$
5	$1,47 \times 10^{-4}$	0,3	$5,56 \times 10^{-7}$
10	$1,47 \times 10^{-4}$	0,4	$7,69 \times 10^{-7}$
20	$1,54 \times 10^{-4}$	0,5	$9,09 \times 10^{-7}$
		0,6	$1,14 \times 10^{-6}$
		0,8	$1,47 \times 10^{-6}$
		1	$1,79 \times 10^{-6}$
		1,5	$2,44 \times 10^{-6}$
		2	$3,03 \times 10^{-6}$
		3	$4,00 \times 10^{-6}$
		4	$4,76 \times 10^{-6}$
		5	$5,56 \times 10^{-6}$
		6	$6,25 \times 10^{-6}$
		8	$7,69 \times 10^{-6}$
		10	$9,09 \times 10^{-6}$

O código MCNP também permite o aumento do número de partículas transportadas quando estas passam de um determinado material para outro. Com esta ferramenta é possível aumentar o número das partículas remanescentes que conseguiram ultrapassar um determinado volume de material de alto coeficiente de atenuação. Como este estudo analisa o transporte de partículas num reator de grandes dimensões (aproximadamente

17 m de raio) com componentes projetados para atenuar fortemente o fluxo de partículas, a utilização desta técnica é importante porque possibilita uma significativa redução no tempo de processamento.

A técnica consiste em atribuir um número para cada um dos componentes do reator, este número é denominado “importância”. Quando uma partícula passa de um volume V_1 com importância I_1 para outro volume V_2 com importância I_2 , ela automaticamente é multiplicada pela razão I_2/I_1 . Por exemplo, caso a razão I_2/I_1 seja igual a 3, cada partícula proveniente de V_1 que entrar em V_2 automaticamente passará a ser contabilizada como 3 partículas com as mesmas características. Esta técnica é imprescindível para manter a precisão estatística e contornar a excelente eficiência de atenuação dos materiais utilizados nas blindagens. O código MCNP permite para um volume a atribuição de valores diferentes para a importância para nêutrons e para a importância para fótons. Consta nos manuais do MCNP a recomendação para que a razão de importâncias I_2/I_1 não seja superior a 4.

5 - RESULTADOS E ANÁLISE

5.1 - FONTE

Para verificar as características do espectro de emissão da fonte padronizada do MCNP para a fusão DT, o espectro de emissão da fonte utilizada foi determinado em uma simulação preliminar onde foi utilizada somente a fonte e uma única superfície que envolveu completamente toda a região da câmara do plasma. Os principais valores dos ajustes da fonte e também os resultados obtidos nesta breve simulação estão mostrados na Tabela 5.1. As emissões da fonte foram medidas e seu espectro normalizado está mostrado no gráfico da Figura 5.1.

Tabela 5.1 - Parâmetros de emissão e normalização da fonte.

Número de histórias [nps]	$1,0 \times 10^5$
Peso das partículas [wgt]	$2,0 \times 10^{15}$
Energia média dos nêutrons (MeV)	14,062
Área da superfície envolvente (cm ²)	$4,974 \times 10^6$
Fluxo na superfície envolvente (n.cm ⁻²)	$5,420 \times 10^8$
Fator de normalização	$6,595 \times 10^4$
Total de nêutrons para potência de 500 MW*	$1,778 \times 10^{20}$

* 400 MW de radiação devido a nêutrons e 100 MW de energia térmica

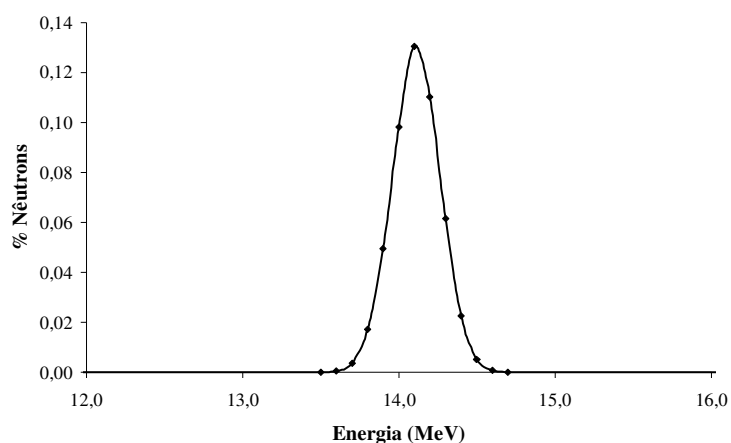


Figura 5.1 - Espectro normalizado da fonte.

Ficou determinado que o espectro da fonte possui um perfil gaussiano com alargamento pequeno e energia média de 14,076 MeV. A opção por esta fonte simplificada e

padronizada caracteriza uma vantagem deste estudo devido a sua facilidade de reprodução possibilitando com isso a comparação e avaliação de resultados obtidos em estudos similares.

5.2 - FLUXO

O fluxo de nêutrons foi determinado para diferentes faixas de energia em todas as superfícies ao longo do caminho radial da máquina desde a câmara do plasma até a superfície externa da blindagem biológica. O levantamento do fluxo de nêutrons foi feito para as duas composições de concreto utilizadas neste estudo. Os valores medidos na superfície de entrada dos componentes foram plotados nos gráficos das Figuras 5.2 e 5.3 e estão apresentados na Tabela 5.2.

A determinação do fluxo em diferentes faixas de energia tem como objetivo principal o levantamento prévio de dados para estudos posteriores que serão desenvolvidos utilizando sistemas fusão-fissão. Pretende-se, inicialmente, inserir material proveniente de reatores de fissão nas imediações do módulo protetor do cobertor do reator de fusão. O alto fluxo de nêutrons sugere bons resultados para a transmutação destes materiais. Estudos neste caminho já vêm sendo desenvolvidos em alguns centros de pesquisa. Para esse novo estudo, buscaremos melhorar o modelamento utilizado principalmente a composição do material do solenóide central.

O fator de multiplicação da energia do nêutron obtido neste estudo foi 1,38. O valor determinado foi 6,1% menor que o valor apresentado na Tabela 2.4 para o modelo 1D (1,47). O resultado obtido é inferior principalmente devido às diferenças geométricas (cilindros finitos versus cilindros infinitos). A opção de utilizar os cilindros finitos aumenta consideravelmente a fuga de nêutrons nas partes superior e inferior do reator justificando assim a diminuição encontrada para o fator de multiplicação da energia dos nêutrons. Desta forma, ficou considerado que a diferença encontrada é coerente e que o valor determinado para o fator de multiplicação da energia do nêutron está alinhado com o esperado.

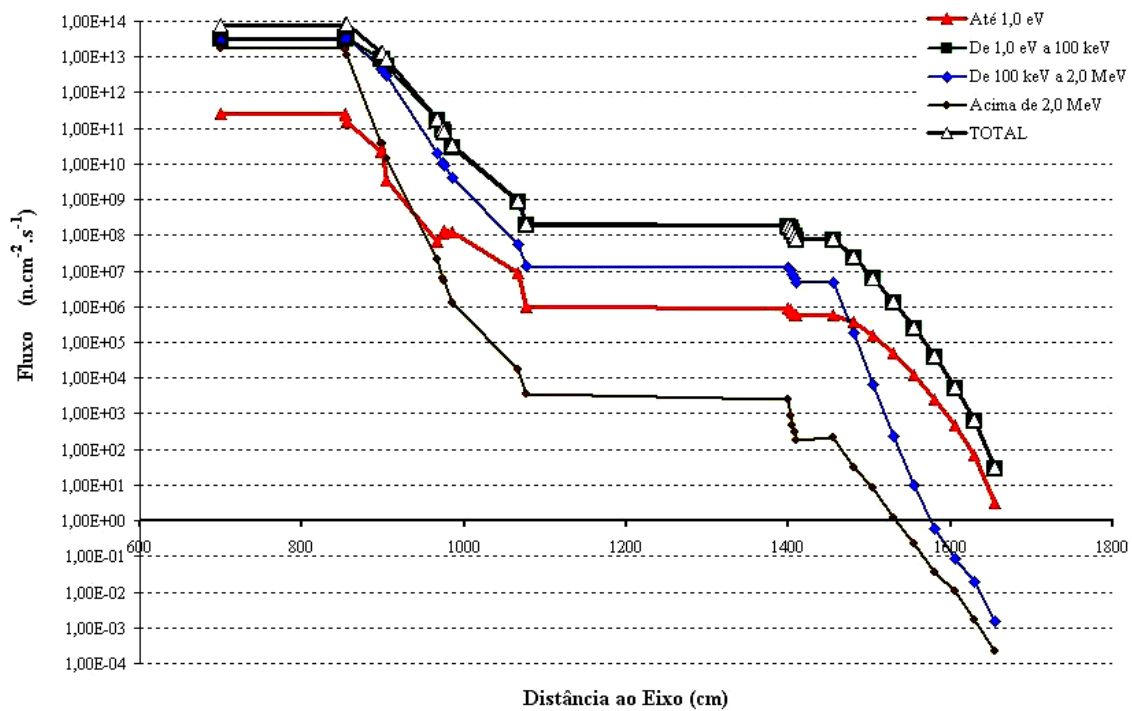


Figura 5.2 - Fluxo de nêutrons ao longo do caminho radial para blindagem com concreto tipo C-01.

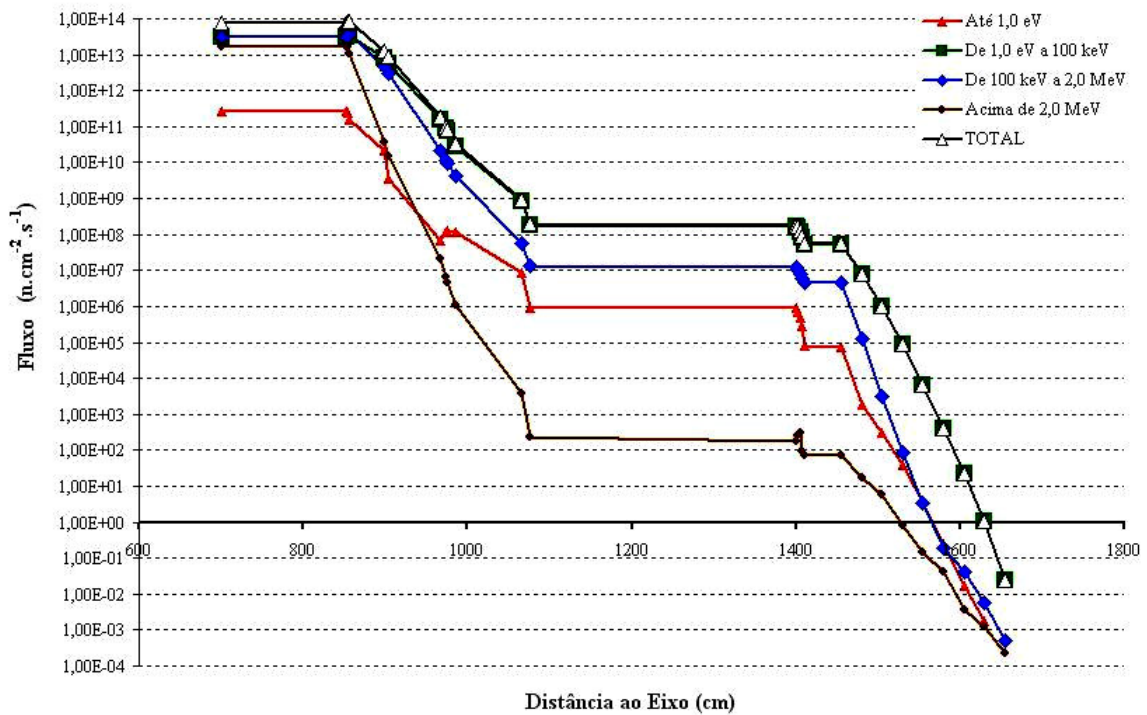


Figura 5.3 - Fluxo de nêutrons ao longo do caminho radial para blindagem com concreto tipo C-02.

Tabela 5.2 - Fluxo de nêutrons nos componentes.

Componente	Faixa de Energia	Fluxo de Nêutrons	Fluxo de Nêutrons
		(n.cm ⁻² .s ⁻¹) Concreto C-01	(n.cm ⁻² .s ⁻¹) Concreto C-02
Primeira Parede (Be)	Até 1,0 eV	2,55 x 10 ¹¹	2,57 x 10 ¹¹
	De 1,0 eV a 100 keV	3,16 x 10 ¹³	3,17 x 10 ¹³
	De 100 keV a 2,0 MeV	2,98 x 10 ¹³	2,99 x 10 ¹³
	Acima de 2,0 MeV	1,71 x 10 ¹³	1,71 x 10 ¹³
	Total	7,88 x 10 ¹³	7,90 x 10 ¹³
Dissipador (Cu)	Até 1,0 eV	2,37 x 10 ¹¹	2,39 x 10 ¹¹
	De 1,0 eV a 100 keV	3,52 x 10 ¹³	3,53 x 10 ¹³
	De 100 keV a 2,0 MeV	3,50 x 10 ¹³	3,50 x 10 ¹³
	Acima de 2,0 MeV	1,60 x 10 ¹³	1,60 x 10 ¹³
	Total	8,64 x 10 ¹³	8,65 x 10 ¹³
Bloco Protetor do BLK	Até 1,0 eV	1,52 x 10 ¹¹	1,54 x 10 ¹¹
	De 1,0 eV a 100 keV	3,48 x 10 ¹³	3,49 x 10 ¹³
	De 100 keV a 2,0 MeV	3,83 x 10 ¹³	3,83 x 10 ¹³
	Acima de 2,0 MeV	1,10 x 10 ¹³	1,10 x 10 ¹³
	Total	8,42 x 10 ¹³	8,44 x 10 ¹³
Câmara de Vácuo	Até 1,0 eV	2,17 x 10 ¹⁰	2,16 x 10 ¹⁰
	De 1,0 eV a 100 keV	8,42 x 10 ¹²	8,41 x 10 ¹²
	De 100 keV a 2,0 MeV	4,54 x 10 ¹²	4,55 x 10 ¹²
	Acima de 2,0 MeV	3,60 x 10 ¹⁰	3,71 x 10 ¹⁰
	Total	1,30 x 10 ¹³	1,30 x 10 ¹³
Proteção Térmica	Até 1,0 eV	1,15 x 10 ⁸	1,17 x 10 ⁸
	De 1,0 eV a 100 keV	8,92 x 10 ¹⁰	8,96 x 10 ¹⁰
	De 100 keV a 2,0 MeV	1,12 x 10 ¹⁰	1,13 x 10 ¹⁰
	Acima de 2,0 MeV	6,10 x 10 ⁶	6,72 x 10 ⁶
	Total	1,00 x 10 ¹¹	1,01 x 10 ¹¹
Bobinas TF	Até 1,0 eV	1,30 x 10 ⁸	1,27 x 10 ⁸
	De 1,0 eV a 100 keV	7,51 x 10 ¹⁰	7,55 x 10 ¹⁰
	De 100 keV a 2,0 MeV	9,44 x 10 ⁹	9,51 x 10 ⁹
	Acima de 2,0 MeV	5,09 x 10 ⁶	4,66 x 10 ⁶
	Total	8,47 x 10 ¹⁰	8,52 x 10 ¹⁰
Criostato	Até 1,0 eV	9,27 x 10 ⁵	8,78 x 10 ⁵
	De 1,0 eV a 100 keV	1,77 x 10 ⁸	1,74 x 10 ⁸
	De 100 keV a 2,0 MeV	1,21 x 10 ⁷	1,23 x 10 ⁷
	Acima de 2,0 MeV	2,48 x 10 ³	1,70 x 10 ²
	Total	1,90 x 10 ⁸	1,87 x 10 ⁸
Blindagem Biológica	Até 1,0 eV	5,85 x 10 ⁵	7,55 x 10 ⁴
	De 1,0 eV a 100 keV	7,08 x 10 ⁷	5,13 x 10 ⁷
	De 100 keV a 2,0 MeV	4,65 x 10 ⁶	4,46 x 10 ⁶
	Acima de 2,0 MeV	2,18 x 10 ²	7,03 x 10 ¹
	Total	7,60 x 10 ⁷	5,58 x 10 ⁷
Sala Externa	Até 1,0 eV	3,22	0
	De 1,0 eV a 100 keV	2,85 x 10 ¹	2,31 x 10 ⁻²
	De 100 keV a 2,0 MeV	1,49 x 10 ⁻³	4,83 x 10 ⁻⁴
	Acima de 2,0 MeV	2,28 x 10 ⁻⁴	2,22 x 10 ⁻⁴
	Total	3,17 x 10 ¹	2,38 x 10 ⁻²

5.3 - TAXA DE DOSE

Um dos objetivos da simulação foi avaliar a taxa de dose tanto devido aos nêutrons como devido aos fótons ao longo do caminho radial do ITER. Como dito, a simulação desenvolvida no MCNP5 utilizou os dados da FENDL/MC-2.1 e os fatores de conversão de fluxo para taxa de dose da ICRP-21.

Todos os valores foram calculados considerando a proposta de utilização de dois diferentes tipos de composição para o concreto do *bioshield*. A composição denominada em nosso estudo por C-01 é conhecida como concreto Los Alamos onde 0,7% de silício foram substituídos por boro. A segunda composição denominada em nosso estudo por C-02 foi estudada por V. Khripunovl et al [18] e é considerada uma alternativa específica para plantas de fusão.

Os resultados obtidos para as taxas de dose devido a nêutrons e fótons estão mostrados nos gráficos das Figuras 5.4 e 5.5 para blindagem com o concreto C-01 e C-02, respectivamente.

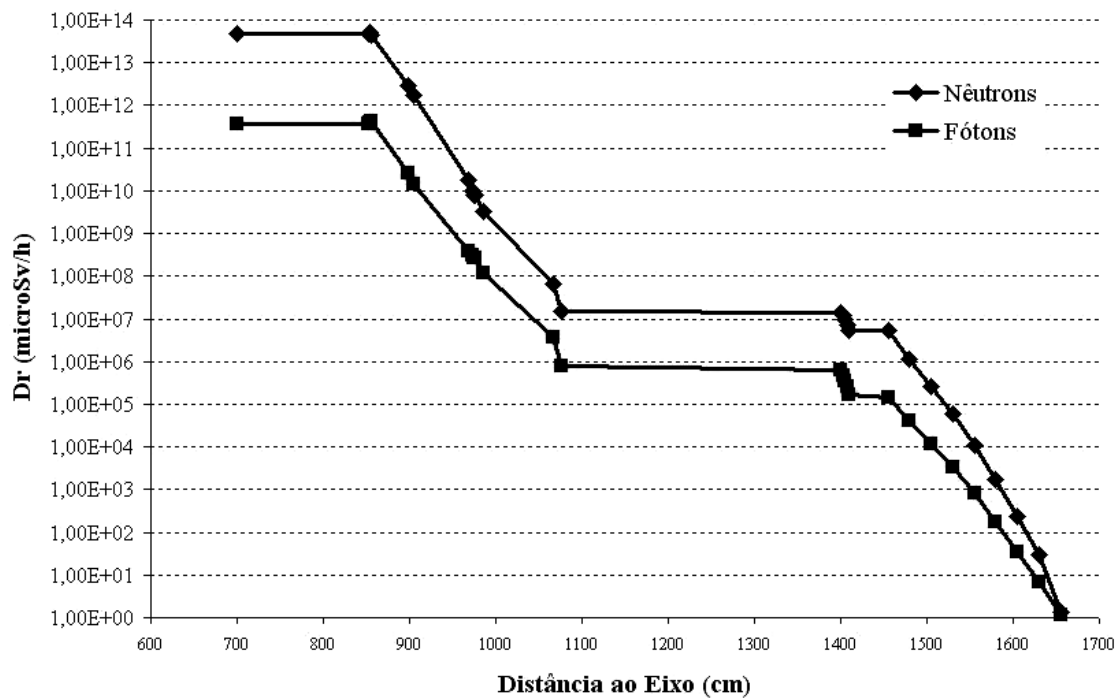


Figura 5.4 - Taxa de dose para nêutrons e fótons ao longo do caminho radial para blindagem com concreto tipo C-01.

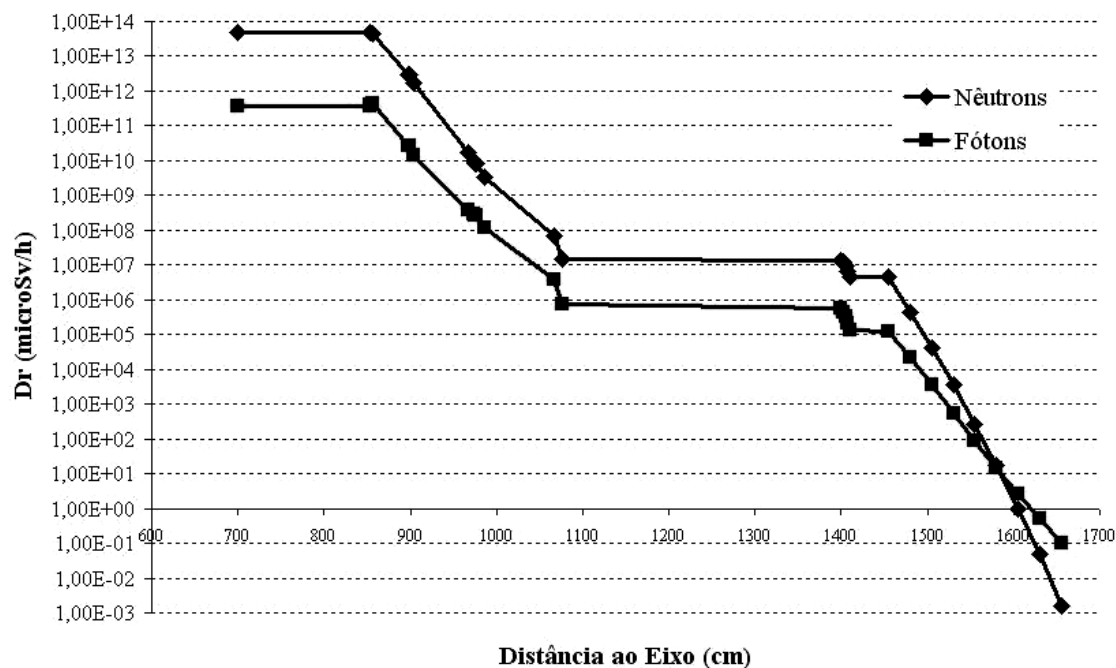


Figura 5.5 - Taxa de dose para nêutrons e fótons ao longo do caminho radial para blindagem com concreto tipo C-02.

Devido a maior concentração de boro no concreto C-02 (2,9% versus 0,7%), a taxa de dose devido aos nêutrons sofreu uma redução acentuada de aproximadamente 3 ordens de grandeza. A maior densidade do concreto C-02 ($2,43 \text{ g.cm}^{-3}$ versus $2,25 \text{ g/cm}^{-3}$) proporcionou uma redução de 1 ordem de grandeza na taxa de dose devido aos fótons.

Os resultados para a taxa de dose total utilizando blindagens com os concretos C-01 e C-02 são apresentados no gráfico da Figura 5.6 e confirmam o esperado. Os valores são praticamente idênticos até o ponto de entrada da blindagem biológica (~ 1450 cm). A partir deste ponto, as partículas passam a ser transportadas dentro do concreto e as diferenças de composição interferem significativamente no valor das taxas de dose. Percebe-se com clareza a melhor eficiência da blindagem com o concreto C-02. A redução na taxa de dose total quando utilizamos o concreto C-02 é de aproximadamente uma ordem de grandeza quando comparada à blindagem com o concreto C-01.

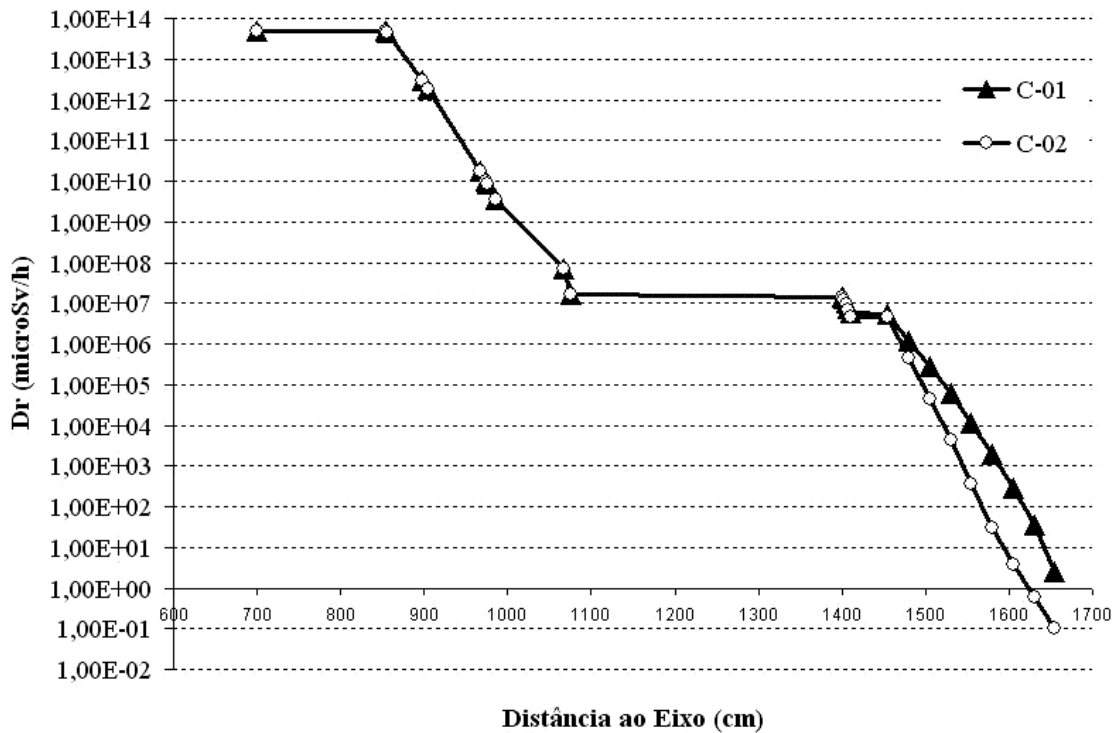


Figura 5.6 - Taxa de dose total ao longo do caminho radial para blindagem com concreto C-01 e C-02.

Verificou-se na comparação do resultado global que a diminuição mais acentuada na taxa de dose devido aos nêutrons acabou sendo ofuscada pela menor diminuição da taxa de dose devido aos fótons. Constatou-se que no cômputo geral prevaleceu apenas a diminuição na taxa de dose devido aos fótons. Com isso, ficou determinada a existência de uma forte diferença na capacidade de atenuação de nêutrons e fótons do concreto C-02 conforme mostra a inclinação das curvas no gráfico da Figura 5.5. A comparação dos resultados apresentados nos gráficos das Figuras 5.5 e 5.6 apontam uma oportunidade para melhorar a eficiência da blindagem do concreto C-02. O resultado sugere a necessidade de estudos complementares para a determinação de uma melhor composição para o concreto da blindagem. Esta primeira análise sugere que o caminho para se obter um possível aumento na capacidade de atenuação do concreto C-02 é promover modificações para melhorias na sua capacidade de atenuação dos fótons. Provavelmente, a eficiência da blindagem do concreto C-02 será aumentada através de alterações na composição química que promovam o aumento da densidade, mesmo que para isso seja necessário fazer uma pequena redução na concentração de boro.

Como foi citado, os valores para as taxas de dose devido ao funcionamento do ITER foram avaliados e os resultados mostrados na Figura 2.23 nos servem como referência. Comparando aqueles resultados com os que foram obtidos neste estudo destacamos a diferença de uma ordem de grandeza para a taxa de dose sobre a primeira parede (FW). Atribuímos essa importante discrepância a dois fatores: as opções geométricas (cilindros finitos versus cilindros infinitos) e também à composição dos materiais do CS utilizados neste estudo. A composição assumida para os materiais do CS pode ter proporcionado uma atenuação excessiva dos nêutrons emitidos na direção da parte interna do reator. Essa diferença apresentada na FW não interfere nos resultados apresentados na parte mais externa da máquina, pois neste caso a contribuição dos nêutrons provenientes do lado oposto do reator é significativamente menor e não contribui para a modificação expressiva dos resultados. Os demais valores obtidos e apresentados no gráfico da figura 5.6 se mostraram alinhados aos valores de referência.

Embora os resultados para as taxas de dose no lado externo do *bioshield* sejam suficientemente baixas para o acesso pessoal ($\sim 1,0 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$), na prática o acesso é impossível devido às muitas penetrações no criostato e no *bioshield* e também devido à presença do forte campo magnético. Outros fatores não avaliados neste estudo também influenciam no aumento da taxa de dose, principalmente as radiações provenientes dos materiais ativados e do trítio disperso no ar.

6 - CONCLUSÃO

O ITER possui sistemas complexos, de grandes dimensões, e o seu funcionamento exige um alto nível de desenvolvimento e sintonia entre as diversas tecnologias envolvidas. Verificou-se que existe no atual momento uma grande necessidade de pesquisas em diversas áreas para se obter o melhor funcionamento integrado destes sofisticados sistemas. Durante o período de realização deste estudo foi observada uma insuficiência de dados experimentais e de parâmetros de regularidade de natureza ocupacional na operação de tokamaks. Portanto adverte-se para a necessidade de pesquisas detalhadas visando o levantamento dos dados necessários para uma melhor estimativa das doses ocupacionais inerentes à operação do ITER.

A ordem de grandeza do valor determinado para a taxa de dose no lado externo da blindagem biológica durante o funcionamento nominal do ITER ($1 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$) não pode ser considerado baixo. Isto porque neste valor não foi considerado as contribuições decorrentes da existência das fendas entre os módulos do cobertor e também dos diversos orifícios no criostato e *bioshield*. Também outros fatores não considerados neste estudo irão contribuir para o aumento no valor da taxa de dose, dentre eles destacam-se as contribuições oriundas dos materiais ativados e do trítio disperso no ar. Ficou determinado que a taxa de dose inerente ao funcionamento do ITER é dominada pela contribuição dos fótons secundários.

Verifica-se que nas futuras plantas de fusão será imprescindível o monitoramento cuidadoso do acesso de trabalhadores para garantir a segurança radiológica durante todo o período de operação. Verificou-se a necessidade de estudos complementares visando apontar uma composição de concreto mais apropriado às blindagens das plantas de fusão.

Os resultados obtidos para as taxas de dose ao longo do caminho radial do reator estão em conformidade com os valores publicados nos documentos oficiais do ITER. Desta forma, considera-se que o perfil do fluxo de nêutrons que foi determinado neste estudo possui um satisfatório nível de precisão. Verifica-se que a qualidade dos resultados obtidos atribui confiabilidade à técnica de modelagem empregada e habilitam a

continuação dos estudos sobre a transmutação do combustível irradiado utilizando os nêutros provenientes da fusão.

Conforme as expectativas iniciais, a realização deste estudo possibilitou a obtenção dos conhecimentos preliminares indispensáveis para a compreensão dos fundamentos da neutrônica da fusão controlada.

REFERÊNCIAS

- 1 - Garry M. McCracken and Peter Stott, Fusion : The energy of the universe, Elsevier Academic Press, 2005.
- 2 - Centro de Fusão Nuclear, www.cfn.ist.utl.pt.
- 3 - Joint European Torus, www.jet.efda.org.
- 4 - Tokamak Fusion Test Reactor, www.pppl.gov/projects/pages/tftr.html.
- 5 - Tokamak JT-60, www.jt60.naka.jaea.go.jp.
- 6 - International Thermonuclear Reactor, www.iter.org.
- 7 - J. F. Briesmeister , MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C, Los Alamos National Laboratory, Report LA-13709-M (2000).
- 8 - Yixue Chen et al, Monte Carlo based operational and shutdown dose rate calculations of HT-7U tokamak, Fusion Engineering and Design 70 (2004) 155–162
- 9 - D. López Aldama & A. Trkov, FENDL-2.1 Update of an evaluated nuclear data library for fusion applications, Summary documentation, December 2004
- 10 - R.A. Forrest and M. R. Gilbert, FISPACT-2005, EURATOM/UKAEA Fusion, 2005
- 11 - Y. Chen, U. Fischer, “Rigorous MCNP based shutdown dose rate calculations: computational scheme, verification calculations and application to ITER”, Fusion Engineering and Design 63-64, pp. 107-114 (2002).
- 12 - S. Sandri & Luigi Di Pace, “Collective dose at ITER feat”, Fusion Engineering and Design 63-64, pp. 199-203 (2002).
- 13 - Di Pace et al, Development of the PACTITER code and its application to safety analyses of ITER Primary Cooling Water System, Fusion Engineering and Design, pp. 237-247, no3, vol. 82, 2007.

- 14 - A.B. Pashchenko, Activation Cross Sections for the Generation of Long-Lived Radionuclides of Importance in Fusion Reactor Technology, Summary Report of the Third IAEA Research Coordination Meeting, 1995
- 15 - Y. Uno et al, Absolute measurement of D–T neutron flux with a monitor using activation of flowing water, Fusion Engineering and Design 56–57 (2001) 895–898
- 16 - Fusion Evaluated Nuclear Data Library, AIEA, www-nds.iaea.org/fendl21.
- 17 - J. Junker & A. Weller, Neutrons at W 7-X, Max-Planck Institut für Plasmaphysik, October 1998
- 18 - V. Khripunovl et al, Profit from Borating Concrete in the ITER Biological Shield, Fusion Engineering, 991-994,vol 2, 1997.
- 19 - Jeffrey P. Freidberg, PLASMA PHYSICS AND FUSION ENERGY, Cambridge University Press, 2007.

APÊNDICE I - Composição dos Materiais

SS 316L(N)-IG

Tabela I.1: Composição do SS 316L(N)-IG

Elementos	Composição(% massa)
Fe	65,048
C	0,0225
Mn	1,8
Ni	12,25
Cr	17,50
Mo	2,5
N	0,07
P	0,025
S	0,0075
Si	0,5
Nb	0,1
Ta	0,01
Ti	0,15
Cu	0,1
Co	0,05
B	0,002

SS 30467 (304B7)

Tabela I.2: Composição do SS 304B7

Elementos	Composição (% massa)
Fe	62,445
C	0,08
Mn	2,0
P	0,045
S	0,03
Si	0,75
Cr	19
Ni	13,5
N	0,1
B	2,0
Co	0,05

CuCrZr-IG

Tabela I.4: Composição do CuCrZr-IG

Elementos	Composição (% massa)
Cu	99,5
Cr	0,75
Zr	0,11
O	0,03

SS 304 L

Tabela I.3: Composição do SS 304 L

Elementos	Composição (% massa)
Fe	70,75
C	0,02
Mn	1,1
Si	0,4
S	0,03
Cr	18,5
Ni	9,2

Incoloy 908

Tabela I.5: Composição do Incoloy 908

Elementos	Composição (% massa)
Fe	40,7
Ni	49
Cr	3,98
Nb	2,92
Ti	1,74
N	0,002
Al	0,93
Mn	0,041
C	0,01
Co	0,10

DShG-200

Tabela I.6: Composição do DShG-200

Elementos	Composição (% massa)
Be	99,04
Al	0,06
O	0,6
Mg	0,06
C	0,1
Fe	0,08
Si	0,06

APÊNDICE II – Arquivo de Entrada para o MCNP5

```

C Cell Cards
C
500 0          -11 -85 86      imp:n=1      imp:p=1      $ void
510 16 -4.8     11 -12 -85 86   imp:n=1      imp:p=1      $ insert and tie plates
520 13 -3.5     12 -13 -85 86   imp:n=1      imp:p=1      $ inner CS module
530 13 -3.5     13 -14 -85 86   imp:n=1      imp:p=1      $ outer CS module
540 1  -7.93    14 -15 -85 86   imp:n=1      imp:p=1      $ suport
C-----
550 0          15 -16 -85 86      imp:n=1      imp:p=1      $ void
560 1  -7.93    16 -17 -85 86   imp:n=1      imp:p=1      $ TF Coil case
570 13 -3.5     17 -18 -85 86   imp:n=1      imp:p=1      $ insulator & conductor
580 1  -7.93    18 -19 -85 86   imp:n=1      imp:p=1      $ TF coil case
590 0          19 -20 -85 86   imp:n=1      imp:p=1      $ void
C-----
600 1  -7.93    20 -21 -85 86   imp:n=1      imp:p=1      $ TS - SS316L
610 1  -7.93    21 -22 -85 86   imp:n=1      imp:p=1      $ VV inner wall - SS316L
620 12 -5.20    22 -23 -85 86   imp:n=1      imp:p=1      $ VV 60% SS304B7 + 40% H2O
630 1  -7.93    23 -24 -85 86   imp:n=1      imp:p=1      $ VV outer wall - SS316L
640 0          24 -25 -85 86   imp:n=1      imp:p=1      $ void
C-----
650 11 -6.82    25 -26 -85 86   imp:n=1      imp:p=1      $ BLK 84% SS316L + 16% H2O
660 8  -8.93    26 -27 -85 86   imp:n=1      imp:p=1      $ Sink - Cu
670 5  -1.848   27 -28 -85 86   imp:n=1      imp:p=1      $ FW - Be
C-----
680 15 -1e-10   28 -40 -85 86   imp:n=1      imp:p=1      $ Plasma
C-----
690 5  -1.848   40 -41 -85 86   imp:n=2      imp:p=2      $ FW - Be
700 8  -8.93    41 -42 -85 86   imp:n=4      imp:p=4      $ Sink - Cu
710 11 -6.82    42 -43 -85 86   imp:n=16     imp:p=16     $ BLK 84% SS316L + 16% H2O
C-----
720 0          43 -44 -85 86   imp:n=16     imp:p=16     $ void
730 1  -7.93    44 -45 -85 86   imp:n=64     imp:p=64     $ VV inner wall - SS316L
740 12 -5.20    45 -46 -85 86   imp:n=256    imp:p=256    $ VV 60% SS304B7 + 40% H2O
750 1  -7.93    46 -47 -85 86   imp:n=1000   imp:p=1000   $ VV outer wall - SS316L
760 1  -7.93    47 -48 -85 86   imp:n=4000   imp:p=4000   $ TS - SS316L
C-----
770 0          48 -49 -85 86   imp:n=4000   imp:p=4000   $ void
780 1  -7.93    49 -50 -85 86   imp:n=10000  imp:p=10000  $ TF coil case
790 13 -3.5     50 -51 -85 86   imp:n=40000  imp:p=40000  $ insulator & conductor
800 1  -7.93    51 -52 -85 86   imp:n=100000 imp:p=100000 $ TF Coil case
C-----
810 0          52 -53 -85 86   imp:n=100000 imp:p=100000 $ void
820 4  -8.0     53 -54 -85 86   imp:n=400000 imp:p=400000 $ Cryostat
821 4  -8.0     54 -55 -85 86   imp:n=1600000 imp:p=1600000
822 4  -8.0     55 -56 -85 86   imp:n=6400000 imp:p=6400000
823 4  -8.0     56 -57 -85 86   imp:n=25600000 imp:p=25600000
C-----
830 0          57 -58 -85 86   imp:n=25600000 imp:p=25600000 $ void
840 10 -2.43    58 -59 -85 86   imp:n=100000000 imp:p=100000000 $ Bioshield
841 10 -2.43    59 -60 -85 86   imp:n=400000000 imp:p=400000000
842 10 -2.43    60 -61 -85 86   imp:n=1600000000 imp:p=1600000000
843 10 -2.43    61 -62 -85 86   imp:n=6400000000 imp:p=6400000000
844 10 -2.43    62 -63 -85 86   imp:n=25600000000 imp:p=25600000000
845 10 -2.43    63 -64 -85 86   imp:n=100000000000 imp:p=100000000000
846 10 -2.43    64 -65 -85 86   imp:n=400000000000 imp:p=400000000000
847 10 -2.43    65 -66 -85 86   imp:n=1600000000000 imp:p=1600000000000
C-----
900 0          -99
#847 #846 #845 #844 #843 #842 #841 #840 #830 #820 #810 #800 #790 #780 #770 #760 #750 #740 #730 #720 #710 #700 #690
#680 #670 #660 #650 #640 #630 #620 #610 #600 #590 #580 #570 #560 #550 #540 #530 #520 #510 #500 #821 #822 #823
imp:n=1600000000000 imp:p=1600000000000 $ near space
901 0          99
imp:n=0 imp:p=0 $ Space
C-----
C-----

```

C Surface cards
C -----
C CS coils
C
11 cz 80 \$ insert
12 cz 90 \$ inner winding
13 cz 135 \$ outer winding
14 cz 180 \$ insulation and suport
15 cz 200
C
C -----
C TF coil
C
16 cz 220 \$ inner wall case
17 cz 229.5 \$ inner Winding
18 cz 310.5 \$ outer winding
19 cz 320 \$ outer wall case
C
C -----
C VV Thermal Shield
C
20 cz 320.6 \$ inner TS
C
C -----
C Vacuum Vessel (Inboard)
C
21 cz 322.8 \$ VV inner wall (coil case) ss
22 cz 328.8 \$ VV inner wall (coil case)(homogeneous mixtures)
23 cz 350.5 \$ VV inner wall (coil case) ss
24 Cz 356.5 \$ VV inner wall (coil case)
C
C -----
C Blanket (Inboard)
C
25 cz 357 \$ inner wall blanket
26 cz 399 \$ inner wall heat sink (homogeneous mixtures)
27 cz 401 \$ inner wall heat sink(cu)
28 cz 402 \$ inner wall FW (Be)
C
C -----
C Plasma Chamber
C -----
C Blanket (Outboard)
C
40 cz 853 \$ outer wall FW (Be)
41 cz 854 \$ outer wall heat sink (Cu)
42 cz 856 \$ outer wall heat sink (homogeneous mixtures)
43 cz 898 \$ outer wall blanket
C
C -----
C Vacuum Vessel (Outboard)
C
44 cz 898.5 \$ VV outer wall (coil case) SS316L
45 cz 904.5 \$ VV outer wall (coil case) 60% SS304B7 + 40% H2O
46 cz 967.5 \$ VV outer wall (coil case)
47 cz 973.5 \$ VV outer wall (coil case) SS316L
C
C -----
C VV Thermal Shield
C
48 cz 975.3 \$ outer TS
C
C -----
C TF Coil
C
49 cz 976 \$ inner TF coil case
50 cz 985.5 \$ inner Winding
51 cz 1066.5 \$ outer winding
52 cz 1076 \$ outer TF coil case
C
C -----
C Cryostat
C
53 cz 1400 \$ inner cryostat
54 cz 1402.5
55 cz 1405

```

56 cz 1407.5
57 cz 1410      $ outer cryostat
C
C-----
C Bioshield
C
58 cz 1455      $ inner bioshield
59 cz 1480
60 cz 1505
61 cz 1530
62 cz 1555
63 cz 1580
64 cz 1605
65 cz 1630
66 cz 1655      $ outer bioshield
C
C-----
C Plan Limiter
85 pz 1250      $ top plan
86 pz -1250     $ botton plan
C
C-----
C Universe
C
99 cz 1750      $ universe
C
C-----
C Torus (only for test source)
C
C tz 0 0 0 600 50 50      $ Torus Source
C
C-----
C-----

C Data Cards
C
C-----
C SS316L(N)IG
C
m1      26054.21c  0.03795      26056.21c  0.59584      26057.21c  0.01376
        26058.21c  0.00184      6012.21c   0.000225     25055.21c  0.018
        28058.21c  0.083394     28060.21c  0.032123     28061.21c  0.001396
        28062.21c  0.004452     28064.21c  0.001135     24050.21c  0.007604
        24052.21c  0.146630     24053.21c  0.016627     24054.21c  0.004138
        42092.21c  0.00371      42094.21c  0.00231      42095.21c  0.00398
        42096.21c  0.00417      42097.21c  0.00239      42098.21c  0.00603
        42100.21c  0.00241      7014.21c   0.000697     7015.21c   0.000003
        16000.21c  0.000075     14028.21c  0.00461      14029.21c  0.00023
        14030.21c  0.00016      41093.21c  0.001        73181.21c  0.0001
        22046.21c  0.000124     22047.21c  0.000112     22048.21c  0.001106
        22049.21c  0.000081     22050.21c  0.000078     29063.21c  0.0007
        29065.21c  0.0003      27059.21c  0.0005      5010.21c   0.00000199
        5011.21c  0.00000801
C
C-----
C SS304L
C
m4      26054.21c  0.04137      26056.21c  0.64943      26057.21c  0.01499
        26058.21c  0.00201      6012.21c   0.0002      25055.21c  0.011
        14028.21c  0.00369      14029.21c  0.00019     14030.21c  0.00012
        24050.21c  0.008038     24052.21c  0.155010     24053.21c  0.017577
        24054.21c  0.004375     28058.21c  0.062631     28060.21c  0.024125
        28061.21c  0.001049     28062.21c  0.003344     28064.21c  0.000851
C
C-----
C Be S-65 C VHP
C
m5      4009.21c   0.9904      8016.21c   0.006      6012.21c   0.001
        26054.21c  0.000047     26056.21c  0.000734     26057.21c  0.000017
        26058.21c  0.000002     13027.21c  0.0006      14028.21c  0.000553
        14029.21c  0.000028     14030.21c  0.000019     12000.21c  0.0006
C
C-----
C CuCrZr-IG
C
m8      29063.21c  0.6886      29065.21c  0.31      40000.21c  0.0011      8016.21c   0.0003

```


C-----
C LOS ALAMOS CONCRETE WITH 700PPM BORON RHO = 2.2505 g/cm³
C (7E-4 OF SI-NAT IS SUBSTITUTED BY 7E-4 BORON-10)
C
C m10 1001.21c 0.004532 5010.21c 0.000700 8016.21c 0.512597
C 11023.21c 0.011553 12000.21c 0.003866 13027.21c 0.035548
C 14028.21c 0.331717 14029.21c 0.016844 14030.21c 0.011103
C 19000.21c 0.014219 20000.21c 0.043546 26056.21c 0.013775
C
C CONCRETE (ITER OPTION) RHO = 2.43 g/cm³
C
C m10 1001.21c 0.0096 8016.21c 0.51 5010.21c 0.0058
 5011.21c 0.0232 6012.21c 0.0531 12000.21c 0.0042
 13027.21c 0.0079 14028.21c 0.14019 14029.21c 0.00712
 14030.21c 0.00469 16000.21c 0.0042 20000.21c 0.225
 26056.21c 0.005
C
C-----
C 84% SS316L + 16% H2O (vol) = 0.976 e 0.024 (w)
C
C m11 26054.21c 0.0370392 26056.21c 0.5815398 26057.21c 0.0134297
 26058.21c 0.0017958 6012.21c 0.0002196 25055.21c 0.0175680
 28058.21c 0.0813925 28060.21c 0.0313520 28061.21c 0.0013624
 28062.21c 0.0043451 28064.21c 0.0011077 24050.21c 0.0074215
 24052.21c 0.1431108 24053.21c 0.0162279 24054.21c 0.0040386
 42092.21c 0.0036209 42094.21c 0.0022545 42095.21c 0.0038844
 42096.21c 0.0040699 42097.21c 0.0023326 42098.21c 0.0058852
 42100.21c 0.0023521 7014.21c 0.0006802 7015.21c 0.0000029
 16000.21c 0.0000732 14028.21c 0.0044993 14029.21c 0.0002244
 14030.21c 0.0001561 41093.21c 0.0009760 73181.21c 0.0000976
 22046.21c 0.0001210 22047.21c 0.0001093 22048.21c 0.0010794
 22049.21c 0.0000790 22050.21c 0.0000761 29063.21c 0.0006832
 29065.21c 0.0002928 27059.21c 0.0004880 5010.21c 0.0000019
 5011.21c 0.0000078 1001.21c 0.0026666 8016.21c 0.0213334
C
C-----
C 60% SS304B7 + 40% H2O (vol) = 0.923 e 0.077 (wt)
C
C m12 26056.21c 0.0336741 26054.21c 0.5288328 26057.21c 0.012198
 26058.21c 0.0016614 6012.21c 0.0007384 25055.21c 0.018460
 15031.21c 0.0004153 16000.21c 0.0002769 14028.21c 0.006922
 24050.21c 0.0076193 24052.21c 0.1469400 24053.21c 0.016661
 24054.21c 0.0041488 28058.21c 0.0848267 28060.21c 0.032674
 28061.21c 0.0014198 28062.21c 0.0045273 28064.21c 0.001156
 7014.21c 0.0009230 5010.21c 0.0036920 5011.21c 0.014768
 27059.21c 0.0004615 1001.21c 0.0085547 8016.21c 0.0684453
C
C-----
C 45% Nb3Sn + 5% Insulator (Al2O3) + 50% Incoloy 908 (wt)
C
C m13 41093.21c 0.2945 50000.21c 0.17 13027.21c 0.031
 8016.21c 0.024 26056.21c 0.217 28058.21c 0.1715
 28060.21c 0.079 24052.21c 0.005 22048.21c 0.008
C
C-----
C DEUTERIUM AND TRITIUM 1e-10 particles/(barn*cm)
C
C m15 1002.21c 0.4 1003.21c 0.6
C-----
C 60% m13 + 30% m1 + 10% epoxy resins
C
C m16 26054.21c 0.01188 26056.21c 0.32263 26057.21c 0.00431
 26058.21c 0.00057 6012.21c 0.00320 25055.21c 0.00563
 28058.21c 0.12853 28060.21c 0.05956 28061.21c 0.00040
 28062.21c 0.0013 28064.21c 0.00035 24050.21c 0.00238
 24052.21c 0.04907 24053.21c 0.00520 24054.21c 0.00129
 42092.21c 0.00116 42094.21c 0.00072 42095.21c 0.00124
 42096.21c 0.00130 42097.21c 0.00074 42098.21c 0.00188
 42100.21c 0.00075 7014.21c 0.00021 7015.21c 0.00000
 16000.21c 0.00002 14028.21c 0.00208 14029.21c 0.00007
 14030.21c 0.00005 41093.21c 0.19543 73181.21c 0.00003
 22046.21c 0.00003 22047.21c 0.00003 22048.21c 0.00535
 22049.21c 0.00002 22050.21c 0.00002 29063.21c 0.00021
 29065.21c 0.00009 27059.21c 0.00015 5010.21c 0.0000006
 5011.21c 0.000002 50000.21c 0.11278 13027.21c 0.020468

```

8016.21c 0.041771      1001.21c 0.00313      11023.21c 0.006265
12000.21c 0.00020     20000.21c 0.00731

C -----
C Tally Cards
C
F2:N  40 41 42 43 44 45 46 47 48 49 50 51 52 53 54 55 56 57 58 59 60 61 62 63 64 65 66
F12:P 40 41 42 43 44 45 46 47 48 49 50 51 52 53 54 55 56 57 58 59 60 61 62 63 64 65 66
F22:N 40 41 42 43 44 45 46 47 48 49 50 51 52 53 54 55 56 57 58 59 60 61 62 63 64 65 66
F32:P 40 41 42 43 44 45 46 47 48 49 50 51 52 53 54 55 56 57 58 59 60 61 62 63 64 65 66
C -----
DE2   2.50e-8  1.00e-7  1.00e-6  1.00e-5  1.00e-4
      1.00e-3  1.00e-2  1.00e-1  5.00e-1  1.00
      2.00    5.00    10.0    20.0    30.0
DF2   3.85e-6  4.17e-6  4.55e-6  4.35e-6  4.17e-6
      3.70e-6  3.57e-6  2.08e-5  7.14e-5  1.18e-4
      1.43e-4  1.47e-4  1.47e-4  1.54e-4  1.64e-4
C -----
C -----
DE12  0.01    0.015   0.02    0.03    0.04    0.05    0.06    0.08    0.10    0.15
      0.20    0.30    0.40    0.50    0.60    0.80    1.0     1.5     2.0     3.0
      4.0     5.0     6.0     8.0     10.0
DF12  2.78e-6  1.11e-6  5.88e-7  2.56e-7  1.56e-7  1.20e-7  1.11e-7  1.20e-7  1.47e-7  2.38e-7
      3.45e-7  5.56e-7  7.69e-7  9.09e-7  1.14e-6  1.47e-6  1.79e-6  2.44e-6  3.03e-6  4.00e-6
      4.76e-6  5.56e-6  6.25e-6  7.69e-6  9.09e-6
C -----
FC2   FLUX TO DOSE RATE CONVERSION (mrem/hr)/(neutrons/cm2s) FROM ICRP-21.
      THE TALLY MULTIPLIER 1*E4 (100 rem/Sv)
      CONVERTS rem/hr into microSv/hr.
FC12  FLUX TO DOSE RATE CONVERSION (mrem/hr)/(neutrons/cm2s) FROM ICRP-21.
      THE TALLY MULTIPLIER 1*E4 (100 rem/Sv)
      CONVERTS rem/hr into microSv/hr.
C -----
FM2   1e4
FM12  1e4
C -----
E2    0.026e-6  0.5     2.5     30.0
E12   0.01     0.1     0.5     1.0     2.5     5.0     100.0
E22   0.026e-6  1.0e-6  1.0e-3  0.1     0.5     1.0     2.0     4.0     6.0     8.0
      10.0    12.0    14.0    16.0    18.0    20.0    22.0    24.0    26.6    30.0    40.0
E32   0.01     0.1     0.5     1.0     2.5     5.0     100.0
C -----
C Source Cards
C
mode n p
sdef  pos= 0 0 0      axs= 0 0 1      erg=d1
      rad=d2          ext= d3      wgt=2e15      $ hollow cylindrical volume source
sp1   -4      -0.010  -1      $ d-t fusion neutrons for T=10 keV plasma
si2   600     660
si3   30
      $ inner and outer radii
      $ extends from z=-30 to z=+30
C
print          10      $ source coefficients and distribution
              30      $ tally description
nps 1e5

```