



Universidade de Brasília - UnB
Faculdade UnB Gama - FGA
Engenharia de Energia

**Análise dos critérios utilizados pelo código
DECAF para a previsão de eventos de
instabilidade no plasma do reator NSTX-U**

Autor: Débora da Silva Dantas

Orientador: Prof. Dr. Ronni Geraldo Gomes de Amorim, UnB/
FGA

Brasília, DF

2021



Débora da Silva Dantas

**Análise dos critérios utilizados pelo código DECAF para a
previsão de eventos de instabilidade no plasma do reator
NSTX-U**

Monografia submetida ao curso de graduação
em Engenharia de Energia da Universidade
de Brasília, como requisito parcial para ob-
tenção do Título de Bacharel em Engenharia
de Energia.

Universidade de Brasília - UnB

Faculdade UnB Gama - FGA

Orientador: Prof. Dr. Ronni Geraldo Gomes de Amorim, UnB/ FGA

Brasília, DF

2021

Débora da Silva Dantas

Análise dos critérios utilizados pelo código DECAF para a previsão de eventos de instabilidade no plasma do reator NSTX-U/ Débora da Silva Dantas. – Brasília, DF, 2021-

60 p. : il. (algumas color.) ; 30 cm.

Orientador: Prof. Dr. Ronni Geraldo Gomes de Amorim, UnB/ FGA

Trabalho de Conclusão de Curso – Universidade de Brasília - UnB
Faculdade UnB Gama - FGA , 2021.

1. Fusão termonuclear controlada. 2. Reator NSTX-U. I. Prof. Dr. Ronni Geraldo Gomes de Amorim, UnB/ FGA. II. Universidade de Brasília. III. Faculdade UnB Gama. IV. Análise dos critérios utilizados pelo código DECAF para a previsão de eventos de instabilidade no plasma do reator NSTX-U

CDU

Débora da Silva Dantas

Análise dos critérios utilizados pelo código DECAF para a previsão de eventos de instabilidade no plasma do reator NSTX-U

Monografia submetida ao curso de graduação em Engenharia de Energia da Universidade de Brasília, como requisito parcial para obtenção do Título de Bacharel em Engenharia de Energia.

Trabalho aprovado. Brasília, DF, 25 de maio de 2021:

Prof. Dr. Ronni Geraldo Gomes de Amorim, UnB/ FGA
Orientador

Prof. Dr. Sérgio Costa Ulhoa, UnB/ FGA
Convidado 1

Prof. Dr. Rendisley Aristóteles dos Santos Paiva, UnB/ FGA
Convidado 2

Brasília, DF
2021

Agradecimentos

Gostaria de agradecer ao meu orientador Prof. Dr. Ronni Gerald Gomes de Amorim pela orientação e incentivo deste trabalho, me incentivando e transmitindo seus conhecimentos para o desenvolvimento de minha pesquisa.

Aos meus pais, Elaine Aparecida da Silva e Hilário Dantas Júnior, por me dar todo suporte e incentivo.

Agradeço também ao Arthur Souza da Silva que me incentivou diversas vezes a não desistir e me ajudou na elaboração desse trabalho.

E, por fim, aos meus colegas e professores, pois sem eles não estaria aqui.

Resumo

Frente a um cenário em que a demanda energética brasileira cresce a taxas de 2,2% a.a., é necessária a introdução de uma fonte energética que disponibilize segurança ao suprimento do consumo de energia elétrica, sendo a fusão termonuclear controlada uma alternativa para este problema. Entretanto, ainda não foi possível controlar a reação por tempo suficiente para a produção de energia, deste modo, este trabalho visa analisar o reator NSTX-U do Laboratório de Física do Plasma de Princeton do Departamento de Energia dos EUA (PPPL), e o controle das instabilidades Magnetohidrodinâmicas (MHD) presentes nesse dispositivo, através de um levantamento bibliográfico, sendo o estudo do controle dessas instabilidades através do código DECAF que tem por finalidade a previsão e caracterização de ocorrência de eventos futuros que levam a ruptura do plasma, e podem prejudicar a estrutura do reator. O presente trabalho recomenda a criação de um modelo físico que vislumbre novos parâmetros de eventos de instabilidade presentes em reatores tokamak e que seja criado um banco de dados com os valores que esses eventos começam a ocorrer em diferentes dispositivos tokamak, a fim de otimizar a previsibilidade ou mitigação de interrupções no processo da fusão nuclear.

Palavras-chaves: Fusão termonuclear controlada. Magnetohidrodinâmica. NSTX-U. Código DECAF.

Abstract

A scenario in which the energy demand in Brazil grows at rates of 2.5% per year, it is necessary a new energy source that provides energy supply security, therefore the controlled thermonuclear fusion is an alternative to this problem. However, it still no possible to control the fusion reaction long enough for electrical energy production, due to this panorama, this work aims to analyse the NSTX-U reactor from the U.S. Department of Energy's Princeton Plasma Physics Laboratory (PPPL) and the control of Magnetohydrodynamics (MHD) instabilities present in this device, through a bibliographic survey. The study of the control of these instabilities will be done through the DECAF code, that aims to predict and characterize the occurrence of future events that lead to the rupture of plasma and can damage the structure of the reactor. So, this research recommends the creation of a physical model that envisions new parameters of instability events present in tokamak reactors and that a database be created with the values that these events occur in different tokamak devices, in order to optimize predictability or mitigation of disruptions events in nuclear fusion process.

Key-words: Controlled thermonuclear fusion. Magnetohydrodynamics. NSTX-U. DECAF code.

Lista de ilustrações

Figura 1 –	Projeção do consumo final de energia até 2030. Fonte: (EPE, 2021b) . .	13
Figura 2 –	Oferta de energia no Brasil. Fonte: (EPE, 2021a)	17
Figura 3 –	Esquemático de uma Usina Termonuclear por Fissão. Fonte: (FGV, 2016)	21
Figura 4 –	Esquemático de uma Usina Termonuclear por Fusão. Fonte: (CHOU, 2016)	22
Figura 5 –	Projeção do consumo final de energia. Fonte: (EPE, 2020)	24
Figura 6 –	Projeção da capacidade instalada considerando usinas térmicas nucleares até 2050. Fonte: (EPE, 2020)	25
Figura 7 –	Curvatura produzida no plasma pela ação da gravidade. Fonte: (MIYAMOTO, 2016)	34
Figura 8 –	Disposição dos campos magnéticos no plasma no lado esquerdo e os tipos de deformações causadas por perturbação em um plasma cilíndrico. Fonte: (MIYAMOTO, 2016)	35
Figura 9 –	Esquemático de um reator do tipo tokamak. Fonte: https://www.iter.org/newsline/-/3037 . Acesso em 5 dez. 2020.	37
Figura 10 –	Interior de um reator de fusão tokamak. Fonte: (MURRAY, 2009) . . .	38
Figura 11 –	Esquemático de um sistema de laser. Fonte: (GRAÇA, 2015)	38
Figura 12 –	Geometria do reator NSTX. Fonte: (PPPL, 2006)	39
Figura 13 –	Interior do reator NSTX-U. Fonte: https://science.osti.gov/fes/Facilities/User-Facilities/NSTX . Acesso em 12 dez. 2020	40
Figura 14 –	Esquemático da evolução do estado do plasma até a ruptura, provocada por diversos eventos. Fonte: (SABBAGH, 2020)	42
Figura 15 –	Fração do limite local e de Greenwald entre as descargas e o tempo do início das atividades MHD de baixa frequência. Fonte: (SABBAGH, 2018)	44
Figura 16 –	Interface código DECAF com a discriminação dos modos em relação ao nível do aviso para ocorrência da interrupção, do lado esquerdo, e os critérios que definem o nível de aviso MHD global, na parte direita. Fonte: (SABBAGH, 2020).	45
Figura 17 –	Previsões de instabilidades RWM através do código DECAF. Fonte: (SABBAGH, 2020).	46
Figura 18 –	Probabilidade de evento da disruptura analisado através do banco de dados do código DECAF. Fonte: (SABBAGH, 2020).	47
Figura 19 –	Pedido de acesso ao código DECAF - parte 1. Fonte: Autoria própria .	55
Figura 20 –	Pedido de acesso ao código DECAF - parte 2. Fonte: Autoria própria .	56

Figura 21 – Pedido de acesso aos programas de MHD de Princeton - parte 1. Fonte:	
Autoria própria	57
Figura 22 – Pedido de acesso aos programas de MHD de Princeton - parte 2. Fonte:	
Autoria própria	58
Figura 23 – Formulário de acesso - parte 1. Fonte: Autoria própria	59
Figura 24 – Formulário de acesso - parte 2. Fonte: Autoria própria	60

Lista de abreviaturas e siglas

DECAF	<i>Disruption Event Characterization and Forecasting Code</i>
EPE	Empresa de Pesquisa Energética
FFT	Transformada de Fourier Rápida
KSTAR	<i>Korea Superconducting TokamakAdvanced Research</i>
MAST	<i>Mega AMP Spherical Tokamak</i>
MHD	Magnetohidrodinâmica
NBI	Injeção de feixe de nêutrons
NSTX	<i>National Spherical Torus Experiment</i>
NSTX-U	<i>National Spherical Torus Experiment Upgrade</i>
PDE	Plano Decenal de Expansão de Energia
PPPL	Laboratório de Física do Plasma de Princeton do Departamento de Energia dos Estados Unidos
RWM	<i>Resistive wall modes</i>
ST	Tokamak esférico
TCC	Trabalho de Conclusão de Curso

Lista de símbolos

ρ_m	Densidade total da massa do plasma, g/cm ³
∇	Operador diferencial del
\mathbf{u}	Velocidade média do fluido, m/s
\mathbf{E}	Campo elétrico, V
\mathbf{J}	Densidade de corrente, A
\mathbf{B}	Campo magnético, T
g	Aceleração da Gravidade, m/s ²
p	Pressão escalar total, Pa
\mathbf{q}	Vetor do fluxo total de calor, J/s
V_s	Velocidade do som, m/s
μ_0	Permeabilidade do vácuo, $4\pi \times 10^{-7}$ henry/m
σ_0	Condutividade elétrica longitudinal
n	Densidade de partículas, m^{-3}
e	Carga elementar do elétron
n_G	Limite de densidade de Greenwald
\bar{n}_{20}	Valor da densidade média, $10^{20} m^{-3}$
I_p	Corrente do plasma, MA
a	Raio menor do reator, m

Sumário

1	INTRODUÇÃO	13
1.1	Objetivos	14
1.1.1	Objetivos Específicos	14
2	METODOLOGIA	16
3	FONTES DE ENERGIA E DEMANDA ENERGÉTICA BRASILEIRA	17
3.1	Fontes de Energia	17
3.1.1	Matriz energética brasileira	17
3.1.1.1	Energia Hidráulica	18
3.1.1.2	Energia Eólica	19
3.1.1.3	Energia Solar	19
3.1.1.4	Biomassa	20
3.1.1.5	Energia Nuclear	20
3.2	Demanda Energética Brasileira	23
4	FUSÃO TERMONUCLEAR CONTROLADA	26
4.1	Física do Plasma	26
4.2	Magnetohidrodinâmica	29
4.2.1	Equação da Continuidade	31
4.2.2	Equações MHD ideal	33
4.3	Instabilidades MHD	33
4.4	Reatores de fusão nuclear	36
4.5	Reatores NSTX/NSTX-U	39
5	ANÁLISE DA ESTABILIDADE CRÍTICA DO NSTX-U PELO CÓDIGO DECAF	41
6	RESULTADOS E DISCUSSÕES	47
7	CONSIDERAÇÕES FINAIS	50
	REFERÊNCIAS	51
	APÊNDICES	54
	APÊNDICE A – PRIMEIRO APÊNDICE	55

APÊNDICE B – SEGUNDO APÊNDICE	57
--	-----------

1 Introdução

A Empresa de Pesquisa Energética (EPE) prevê um crescimento médio de 2,2% ao ano da demanda de energia brasileira entre 2020 e 2030, como é mostrado na Figura 1). Nesse cenário, entende-se a importância de introduzir uma fonte de energia firme que traga segurança ao suprimento de energia elétrica no Brasil, para isso a EPE informou a importância da expansão da geração termelétrica nuclear.

Indicador	2019	2025	2030
Consumo Final de Energia (10 ⁶ tep)	259	289	328
Consumo Final de energia per capita (tep/hab/ano)	1,23	1,31	1,45
Intensidade Energética da Economia (tep/10 ⁹ R\$ [2010])	0,063	0,064	0,063
Elasticidade-renda do consumo de energia (período)	1,26 (2019-2025)	0,87 (2025-2030)	1,01 (2019-2030)

Figura 1 – Projeção do consumo final de energia até 2030. Fonte: (EPE, 2021b)

Uma das soluções propostas é a utilização da fusão nuclear como fonte de energia para produção de energia elétrica. Essa consiste na fusão de dois núcleos, normalmente de deutério e trítio, sendo esse processo responsável por liberar uma grande quantidade de energia (REITZ, 1982).

Para que a reação ocorra, é necessário submeter o combustível utilizado a altas temperaturas, casa de milhares de graus celsius, que por sua vez, se transforma em um plasma. Além disso, é necessário submeter esse plasma a altas pressões para que se possa vencer a repulsão eletrostática e iniciar a reação de fusão. Com esse cenário, entende-se que é necessário controlar essa reação, visto que as colisões que ocorrem entre as partículas podem colidir com a estrutura do reator e findar o processo, antes que seja possível a produção suficiente de energia (GRAÇA, 2015).

Posto isto, um dos campos estudados atualmente para controlar a fusão nuclear é o confinamento magnético do plasma através de reatores toroidais, tokamaks, em que é possível confinar as partículas em determinadas regiões da estrutura do reator. Entretanto esse processo ainda não é estável, visto que é necessário uma alta temperatura e pressão, por conseguinte, levam a instabilidades no transporte.

O laboratório de física do plasma de Princeton do Departamento de Energia dos EUA (PPPL) desenvolveu um reator tokamak esférico (ST), denominado “Nacional Spherical Torus Experiment”, como uma forma de tornar o processo da fusão nuclear sustentável e economicamente mais barato que os tokamaks convencionais, através de uma estrutura mais compacta (volume menor) e, por sua vez, atingem potências de saída maiores (PPPL, 2006).

Atualmente, o dispositivo que está em funcionamento no PPPL é o “National Spherical Torus Experiment Upgrade” (NSTX-U), esse reator foi desenvolvido como uma melhoria do antigo NSTX e se tornou a instalação de fusão experimental mais poderosa no mundo. Mesmo com esse cenário, ainda não foi possível produzir energia elétrica através da fusão termonuclear controlada, pois a reação não se sustenta por um período suficientemente longo para que isso ocorra (PPPL, 2020).

Posto isto, um dos campos estudados (as pesquisas podem ser consultadas no site do laboratório: <https://www.pppl.gov/nstx-u>), atualmente, para melhoria da estabilidade da reação no NSTX-U, é a previsão e prevenção de eventos de ruptura do plasma que podem levar a comprometer a estrutura do reator. Para isso, foi desenvolvido o código DECAF (Disruption Event Characterization of Forecasting Code) que caracteriza e prevê as instabilidades do tipo MHD que acontecem durante a reação e podem levar a um evento de interrupção (SABBAGH, 2018).

Diante dessa perspectiva, o presente trabalho tratará as perspectivas da fusão nuclear frente a demanda energética atual no Brasil, além de realizar uma revisão bibliográfica a respeito dos conceitos teóricos responsáveis pela física do plasma aplicado ao reator NSTX-U, com perspectiva de buscar campos que podem ser estudados para melhoria desse reator e, efetivamente, utilizá-lo como forma de geração de eletricidade para comercialização no mercado de energia.

1.1 Objetivos

Este trabalho tem como objetivo principal realizar uma revisão bibliográfica a respeito do comportamento do plasma e as principais instabilidades MHD que afetam a estabilidade crítica do plasma e aplicar esse estudo em possíveis campos de atuação para melhoria dos critérios utilizados pelo código DECAF para a previsão de eventos de instabilidade no plasma no reator de fusão nuclear NSTX-U, com o objetivo de melhorar o processo da fusão nuclear.

1.1.1 Objetivos Específicos

- Definir a aplicabilidade da tecnologia de fusão nuclear no contexto da matriz energética brasileira;
- Examinar os problemas técnicos apresentados no reator NSTX-U que afetam a estabilidade crítica da reação, através da metodologia do código DECAF;
- Comparar com outras literaturas quais são as possíveis melhorias das instabilidades MHD em reatores de fusão nuclear;

- Apresentar os campos de atuação para melhoria da pesquisa voltada ao reator de fusão nuclear NSTX-U.

2 Metodologia

Este documento trata do Trabalho de Conclusão de Curso (TCC) de Engenharia de Energia da Universidade de Brasília, sendo realizado um levantamento bibliográfico do tema escolhido a fim de entender a inserção da tecnologia de fusão nuclear no cenário brasileiro, bem como determinar campos de pesquisa futuros com relação ao reator NSTX-U que também possa contribuir com outros dispositivos tokamak.

O trabalho foi dividido em 5 capítulos, onde no capítulo 2 é apresentada a demanda energética brasileira e fontes de energia presentes na matriz energética. No capítulo 3 é tratado o referencial teórico relativo a fusão termonuclear controlada, analisando os princípios da física do plasma e os tipos de confinamento desse plasma em reatores de fusão nuclear, com ênfase no reator NSTX-U da Universidade de Princeton, nos Estados Unidos. Já o capítulo 4 trás a respeito do código DECAF que é utilizado para prever eventos de instabilidade na reação de fusão nuclear. Por fim, os capítulos 5 e 6 trazem as discussões relativas ao trabalho e campos de pesquisa futuros para a melhoria do código DECAF.

Devido a condições de confidencialidade em relação ao DECAF, não foi possível realizar uma análise dos critérios e da composição do código, como pode ser vista na figura 20 no apêndice deste trabalho. Além disso, pelo tempo de entrega deste trabalho de conclusão, não foi realizada uma análise mais criteriosa do comportamento magnetohidrodinâmico no plasma do reator NSTX-U, pois a utilização dos softwares disponibilizados pela Universidade de Princeton ainda não foram aprovados, conforme figura 23.

3 Fontes de Energia e Demanda Energética Brasileira

3.1 Fontes de Energia

A energia como uma forma de consumo a partir da geração de eletricidade para realização de atividades básicas do ser humano, pode ser obtida de diversas fontes, sendo essas classificadas como renováveis ou não renováveis.

As fontes de energia renováveis são aquelas consideradas inesgotáveis, ou seja, são capazes de se regenerar a partir dos meios naturais, como é o exemplo da energia hídrica, solar, eólica, geotérmica, biomassa, dentre outros. Já as não renováveis são aquelas que a regeneração não é obtida em prazo útil para o tempo humano, como é o caso dos combustíveis fósseis, tais como petróleo, gás natural e carvão mineral, e as nucleares (GANEM, 2015).

3.1.1 Matriz energética brasileira

No contexto brasileiro, segundo a Empresa de Pesquisa Energética (EPE), o país é responsável por produzir cerca de 48,4% de energias renováveis e 51,6% de não renováveis para oferta interna de energia (EPE, 2021a). A figura abaixo representa a porcentagem da produção por cada fonte de energia no Brasil.

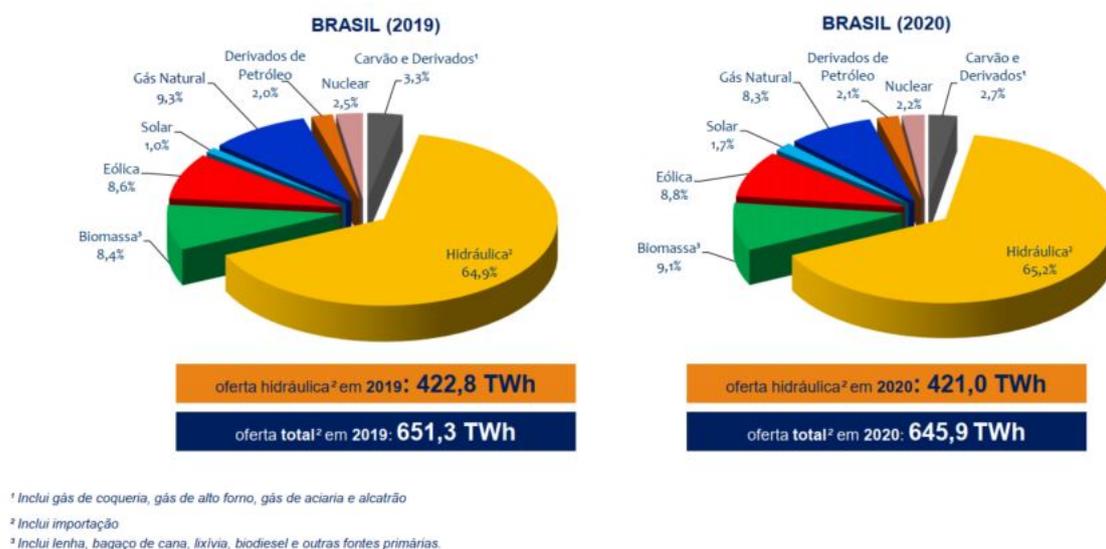


Figura 2 – Oferta de energia no Brasil. Fonte: (EPE, 2021a)

A partir da figura 2 é possível inferir que a fonte de energia predominante no Brasil

é a hidráulica. Além disso, a queda de algumas fontes de energia entre os anos 2019 e 2020 estão associadas com a pandemia do COVID-19, bem como a inserção de fontes renováveis na oferta total do mercado de energia, como é o caso das fontes de biomassa, solar e eólica (EPE, 2021a).

Apesar da inserção de fontes renováveis na matriz energética brasileira, estas ainda não são suficientes para fornecer a energia demandada pelos consumidores, principalmente em um cenário em que o consumo de energia elétrica está aumentando, como veremos na próxima seção.

Além disso, a partir de políticas públicas governamentais, há a necessidade de que sejam inseridas fontes de energia "limpas" na matriz energética para que ocorra uma evolução decrescente das emissões de gases de efeito estufa e que essas fontes também ocasionem em um sistema com mais segurança energética, no sentido de que sejam evitados apagões e que o sistema suporte a carga de demanda.

Essas energias ditas "limpas" são consideradas neste documento no cômputo a partir da geração e consumo da eletricidade, ou por exemplo, no caso da fusão nuclear essa não apresenta emissões de gases de efeito estufa no processo de sua geração de energia elétrica, bem como não gera lixos tóxicos como é o caso da fissão nuclear. Por isso, foi chamada de energia "limpa" neste trabalho, não sendo consideradas as questões ambientais antes da geração, ou seja, no processo de obtenção do combustível, bem como dos materiais para a construção da usina nucleoeleétrica efetivamente.

Deste modo, será elucidado sobre fontes importantes inseridas no contexto brasileiro, com enfoque na fonte nuclear, pois possui relação com o tema deste trabalho.

3.1.1.1 Energia Hidráulica

A energia hidráulica, atualmente, é a principal fonte de geração de energia elétrica no Brasil, através dela ocorre o represamento de rios e a partir da ação da gravidade, a água que está em queda move as turbinas que transforma a energia potencial em energia mecânica continuamente, e após isso os eixos são conectados ao rotor do gerador de corrente elétrica, onde se produz efetivamente a energia elétrica (BARBOSA, 2020).

Existem usinas que são contruídas a partir de reservatórios de acumulação que tem por finalidade armazenar a água da chuva em períodos mais chuvosos para ser usada durante o período de seca, e assim diminuir a variação da produção de energia anual. Além desta água ser usada para geração de energia elétrica, também é utilizada em abastecimento de cidades, irrigação de plantações, dentre outras atividades. Entretanto, mesmo sendo considerada uma fonte de energia renovável, existem impactos socioambientais ligadas a essa tecnologia e que causam problemas como crise hídrica, pela falta de chuvas, além de áreas de vegetação serem alagadas para o represamento, assim impactando na

fauna e flora local (BARBOSA, 2020).

3.1.1.2 Energia Eólica

Esta energia é proveniente do movimento causado pelo vento nas turbinas eólicas, chamada de aerogeradores, estes são responsáveis por maximizar o aproveitamento dos ventos para a produção de energia elétrica. Sendo instalados em parques eólicos, em locais que favoreçam essa tecnologia, e também são analisados para sua instalação aspectos como proximidade de sistemas elétricos locais, desempenho acústico, integração com o meio ambiente, impacto visual, dentre outros (NASCIMENTO R.S.; ALVES, 2016).

Assim como ocorre na energia hidráulica, a fonte eólica também gera impactos ambientais, sendo responsáveis pela interferência de aparelhos eletrodomésticos, na região em que animais, como aves, possuem sua rota migratória, devido ao ruído que é emitido nesses parques, bem como alteram a paisagem local, podendo gerar poluição visual (NASCIMENTO R.S.; ALVES, 2016).

3.1.1.3 Energia Solar

Esta fonte de energia é considerada como inesgotável e é aproveitada como forma de aquecimento de água em residências, indústrias e também como geração de eletricidade, através de painéis fotovoltaicos ou usinas heliotérmicas que produzem energia a partir do calor (SILVA R.G.; CARMO, 2017).

No caso das usinas heliotérmicas, a produção de energia elétrica ocorre através da utilização de espelhos para direcionamento dos raios solares que aquecem a água, e a partir dessa há a formação de vapor para movimentação da turbina, e assim, a geração de eletricidade a partir de um gerador. Já para o caso dos painéis fotovoltaicos, a tecnologia utilizada é pela radiação solar em que esses painéis absorvem a luz solar e por meio de materiais semicondutores presentes na estrutura desses painéis, ocorre a diferença de potencial elétrico e, assim, a geração de energia elétrica (SILVA R.G.; CARMO, 2017).

A tecnologia utilizada por painéis fotovoltaicos é chamada de geração de energia solar fotovoltaica, sendo essa classificada em três subsistemas (PEREIRA, 2019):

- Geração centralizada, sendo caracterizada por grandes usinas afastadas dos centros urbanos, o que trazem consequências negativas, como a necessidade de uso de linhas de transmissão longas;
- Sistema on-grid, que é um sistema que consiste em pequenas usinas instaladas no local de consumo ou próximo a ele, o qual o proprietário pode produzir sua própria energia, mas é necessário que esse sistema esteja conectado a uma rede de energia elétrica;

- Sistema off-grid ou isolado, que também consiste em pequenas usinas no ponto de consumo ou próximo a ele, entretanto a energia que não for utilizada pelo local de consumo, deve ser armazenada por baterias, visto que este não está conectado a rede de energia elétrica. Normalmente, essa tecnologia é utilizada em locais que não possuem redes elétricas próximas, como é o caso de zonas rurais.

Alguns pontos negativos relacionadas a essa tecnologia faz com que seja necessário a utilização de outras fontes para que a oferta de eletricidade consiga suportar a demanda total pelos consumidores.

Estes pontos estão relacionados a esse recurso não ser despachável, ou seja, funciona em períodos específicos do dia, além de não apresentarem a mesma eficiência de produção em períodos de chuva, por exemplo. Não obstante, o valor de investimento também se torna um obstáculo para certos pontos de consumo, devido a tecnologia utilizada nestes painéis e também pelas manutenções que devem ocorrer ao longo de sua vida útil. Apesar disso, existem extensas pesquisas nessa área, o que, provavelmente, levará a valores viáveis economicamente ao longo dos anos ([NASCIMENTO R.S.; ALVES, 2016](#)).

3.1.1.4 Biomassa

Esta fonte de energia também é considerada renovável, visto que pode ser produzida através de insumos de matéria orgânica presente no ecossistema vegetal e animal. Atualmente, há diversas tecnologias utilizadas para a produção de energia elétrica através dessa fonte, como por exemplo, a conversão da matéria orgânica em um outro insumo que será usado em uma máquina motriz e a partir dela será gerada energia mecânica, responsável por movimentar o gerador elétrico ([NASCIMENTO R.S.; ALVES, 2016](#)).

Para essa tecnologia são utilizados os gases gerados a partir da decomposição de restos alimentares, excremento animal, bagaço de cana-de-açúcar, sendo essa a mais comum para produção de energia no Brasil, como é apontado pelo Balanço Energético Nacional de 2021 ([EPE, 2021a](#)).

3.1.1.5 Energia Nuclear

Esta energia provém do núcleo de átomos, sendo possível a liberação de energia para geração de eletricidade através de processos de fissão e fusão nuclear. Entretanto, atualmente, as usinas nucleoeletricas apenas produzem eletricidade através da fissão nuclear, visto que ainda não foi viável a realização da fusão.

O procedimento para a geração de energia elétrica através dessa tecnologia se assemelha com o funcionamento de uma usina térmica convencional, onde através da divisão de átomos em várias partículas (geralmente usado urânio ou plutônio), há a liberação de uma grande quantidade de energia em forma de calor. E, a partir desse, é possível aquecer

água do sistema ao redor do reator, após isso, essa água quente troca calor com a água provinda de outro sistema para a geração de vapor, em que este será responsável pela movimentação da turbina para geração de energia mecânica. E acoplado a essa máquina, estará um gerador elétrico para a conversão dessa energia em eletricidade, como mostrado na figura abaixo (FGV, 2016).

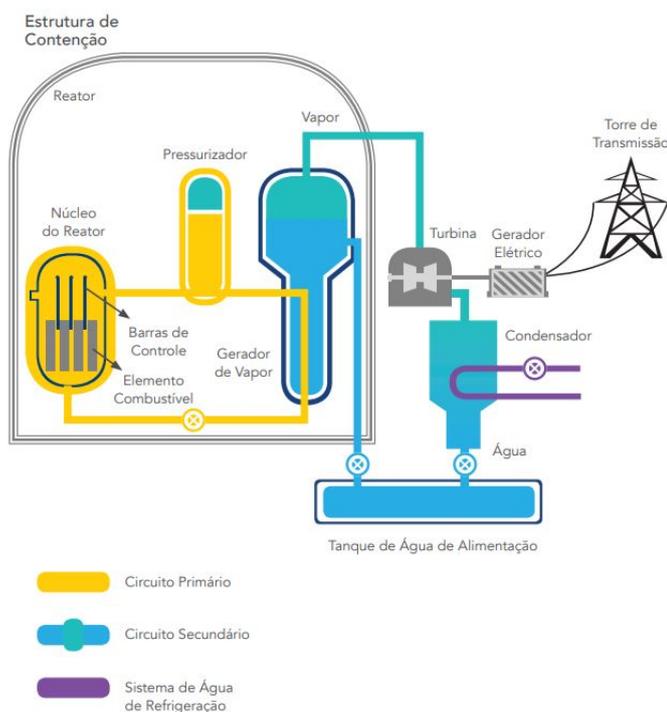


Figura 3 – Esquemático de uma Usina Termonuclear por Fissão. Fonte: (FGV, 2016)

Atualmente, a geração nuclear através da fissão é responsável por 2,2% da oferta da matriz energética brasileira, como mostrado na figura 2. Apesar de ter pouco espaço, essa tecnologia é vista como positiva e com papel fundamental no setor, pois é uma fonte mais barata e tem a possibilidade de operação na base, ou seja, trás mais segurança para o sistema. Além disso, possui disponibilidade de combustível no longo prazo e não causa emissões de gases de efeito estufa de forma tão expressiva (FGV, 2016).

Em relação a fusão nuclear, ainda não se tornou viável a produção de eletricidade, visto que a tecnologia não foi dominada por problemas técnicos que serão discutidos mais a frente nesse trabalho. Porém é um campo a ser explorado, pois trará benefícios para a matriz energética mundial.

Essa fonte de energia possui impacto ambiental menor que a fissão nuclear, já que os riscos de acidentes são menores e é considerada como uma atividade "limpa". Sua produção também se assemelha com a usina termonuclear mostrada na figura 3, onde sua diferenciação está no processo de obtenção da energia.

O procedimento para obtenção da fusão nuclear consiste em produzir um núcleo

a partir da colisão e união entre dois núcleos menores, habitualmente trítio e deutério. É necessário que o sistema forneça energia suficiente para que ocorra a interação nuclear entre esses núcleos para que seja possível vencer a repulsão coulombiana, o que impõe um procedimento com temperaturas elevadas (PALANDI, 2010).

Conforme mencionado anteriormente, a planta estrutural de uma usina com essa tecnologia também se assemelha com uma térmica convencional, na figura abaixo é possível visualizar seu procedimento.

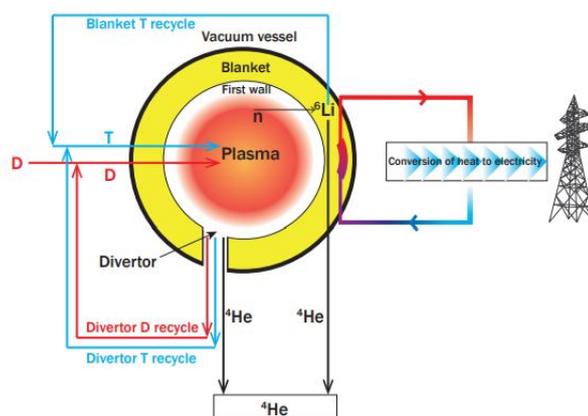


Figura 4 – Esquemático de uma Usina Termonuclear por Fusão. Fonte: (CHOU, 2016)

Na figura 4, é mostrado o ciclo de uma usina de fusão nuclear, para o caso apresentado, o esquemático é feito a partir de um reator do tipo tokamak que possui como combustíveis trítio e deutério. O plasma dessa reação é confinado magneticamente na região interna do reator e possui limite com a parede da manta (*blanket*), responsável por receber os nêutrons que deixam o plasma, e estes produzem calor e trítio (CHOU, 2016).

Existe uma parte do reator que é chamada de divertor, e este cumpre o papel de remover o trítio e deutério que não foi usado no ciclo, e devolvê-los ao plasma como uma forma de reciclagem. Também pelo divertor ocorre o bombeamento do hélio para fora do reator para que este não resfrie o plasma, e a remoção de impurezas de materiais que foram eliminados na parede do reator (CHOU, 2016).

Através do calor gerado na manta, um trocador de calor é utilizado para manter a temperatura constante através de um trocador de calor que bombeia fluidos (água, gás hélio ou metal líquido) para a geração de vapor e, conseqüentemente, o vapor produzido é responsável por movimentar uma turbina que está acoplada a um gerador para a produção de eletricidade (CHOU, 2016).

É importante mencionar que a eficiência da planta está diretamente ligada ao quanto de calor a manta pode absorver, além de ser necessário usar uma parte do que foi produzido de energia elétrica na própria estrutura.

Apesar de já terem sido desenvolvidos modelos de usinas de fusão nuclear, ainda não existe a comercialização de eletricidade através dessa tecnologia, visto que ainda existem problemas para sua geração. Assim, ao longo deste trabalho será discutido a possibilidade de melhorias nesse campo e a importância do desenvolvimento da fusão nuclear em um cenário em que a demanda energética está aumentando, além da necessidade da diminuição de impactos ambientais dessas fontes utilizadas para geração elétrica.

3.2 Demanda Energética Brasileira

As projeções a respeito do consumo de energia elétrica a partir do local e classe de uso trazem importantes conclusões a respeito dos tipos de fontes de energia que devem ser usadas para suprimento, o tipo de eficiência energética a ser alcançada e, efetivamente, a geração de energia necessária para oferta do mercado.

Nesse sentido, utiliza-se dois cenários para construção de perspectivas futuras sobre as possíveis fontes que podem ser inseridas no mercado energético brasileiro, o primeiro se trata de uma perspectiva no médio prazo e o outro no longo prazo. No presente trabalho, ambas análises serão com base nos estudos da Empresa de Pesquisa Energética (EPE).

O Plano Decenal de Energia (PDE) 2030, que é elaborado pela EPE, mostra o panorama da expansão do setor de energia em um período de 10 anos. Já o Plano Nacional de Energia (PNE) 2050, trabalha com dados a longo prazo, sendo um documento com análise estratégica governamental para que a partir dele sejam elaborados Políticas Públicas, Programas, dentre outros, que contribuem com a expansão do setor de energia, considerando sua infraestrutura e economia até o ano de 2050.

Assim como exposto na introdução deste trabalho, o PDE 2030 reflete um cenário de aumento de 2,2% a.a. das taxas de consumo de energia até 2030, mesmo com um cenário impactado pela crise da pandemia do COVID-19. Possuindo essa perspectiva de aumento, principalmente, pela demanda das indústrias energointensivas (EPE, 2021b).

Ainda no cenário da demanda energética considerando os impactos pela pandemia, o planejamento estratégico governamental do PNE 2050 prevê dois cenários para crescimento do consumo, um chamado Estagnação que reflete um aumento mais modesto do mercado, não sendo objeto de análise do documento, e outro chamado de Desafio da Expansão que prevê taxa de crescimento médio de 2,2% a.a. em consonância com o que foi exposto pelo PDE 2030 (EPE, 2020).

Em ambos os documentos são previstas a inserção de fontes de energia mais sustentáveis, mas que também trazem segurança para a infraestrutura energética. Uma possível solução é a geração termelétrica nuclear, onde no documento do PNE 2050 são apontadas políticas públicas afim de melhorar a tecnologia empregada hoje, fomentar a pesquisa e



Figura 5 – Projeção do consumo final de energia. Fonte: (EPE, 2020)

desenvolvimento desse tipo de tecnologia, bem como promover melhores planejamentos energéticos para fornecimento de uma energia "limpa" através dessa alternativa (EPE, 2020).

A geração nucleoeletrica é vista como solução para um cenário onde há a necessidade da descarbonização do setor, podendo ocorrer compra de capacidade desse mercado através da nuclear, e com uma matriz energética brasileira com a presença de mais fontes renováveis que não são despacháveis, sendo necessária uma fonte firme e segura para suprimento.

Com base nesse panorama é previsto um aumento da capacidade instalada de usinas termelétricas nucleares entre 8 e 10 GW, entretanto, essa matriz aborda apenas a geração por fissão nuclear (EPE, 2020).

A geração de energia elétrica por fusão nuclear é vista como uma possibilidade através de estudos por P&D, já que essa tecnologia oferece suprimento firme de energia com baixas emissões de gases de efeito estufa e os riscos de acidente fora da área da usina são considerados nulos. Entretanto, sua implementação não é considerada possível até 2050, devido a falta de reatores comerciais com essa tecnologia (EPE, 2020).

Atualmente, existem tecnologias já avançadas para a produção de energia elétrica através da fusão termonuclear controlada, todavia alguns problemas técnicos não permitem que o processo para geração dessa energia dure tempo suficiente para que seja possível o suprimento energético em uma matriz de um país, por exemplo.

Desta maneira, nos próximos capítulos deste trabalho serão apresentados a fundamentação teórica do funcionamento dessa tecnologia aplicada a reatores de fusão nuclear, bem como entender os possíveis campos de atuação no reator NSTX-U para que permita que a reação se torne mais estável, de modo que não ocorra eventos disruptivos que atrapalhem o processo da geração de eletricidade.

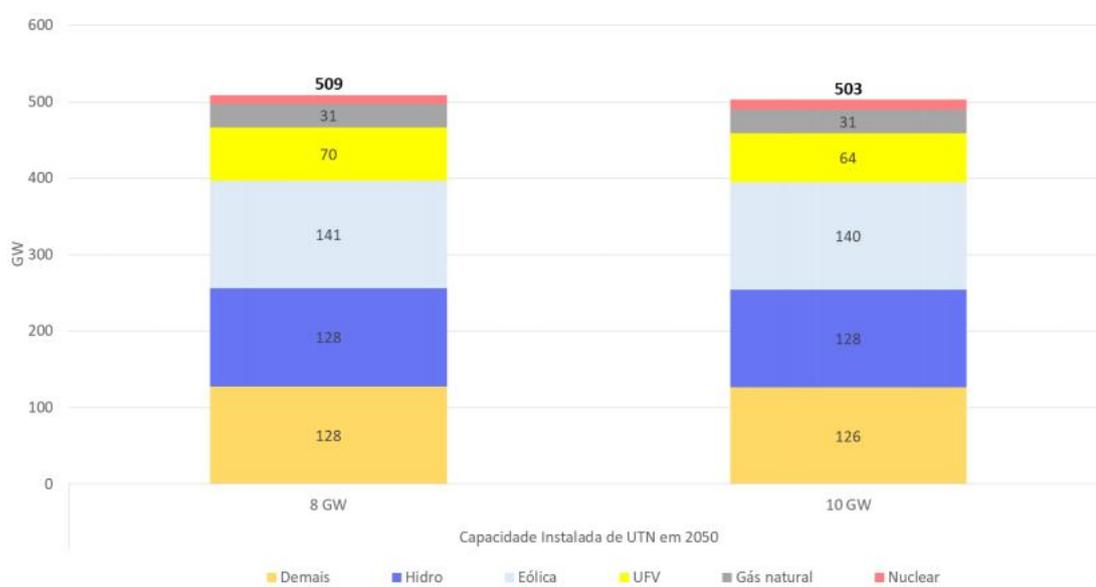


Figura 6 – Projeção da capacidade instalada considerando usinas térmicas nucleares até 2050. Fonte: (EPE, 2020)

4 Fusão Termonuclear Controlada

4.1 Física do Plasma

Uma determinada substância ao ser aquecida, sofrerá mudanças de fase (por exemplo, um líquido ao ser aquecido a uma temperatura suficiente para debilitar as ligações entre as moléculas, se torna um gás). Nesse sentido, ao continuarmos aquecendo esse gás, este terá seu movimento molecular cada vez mais ativo e teremos mais choques entre os átomos. Com isso, essas colisões entre partículas causam uma dissociação entre o gás molecular para o gás atômico, visto que esse possui uma maior energia cinética. Eventualmente, se aumentarmos mais a temperatura desse gás, a ponto de que alguns elétrons vençam a energia de suas ligações atômicas, cada vez mais teremos elétrons que conseguirão se desprender de seus átomos e, por consequência, o gás se tornará uma variedade macroscópica entre elétrons livres e íons. Dessa forma, ele se torna um plasma.

O plasma é configurado como o quarto estado da matéria, pois suas propriedades se diferenciam dos estados sólido, gasoso e líquido. É importante dizer que nem todo gás ionizado pode ser classificado como plasma, pois este deve atender alguns critérios como é mencionado por Fonseca, 2002, p.6: “[...] um plasma é um gás quasineutro, suficientemente denso, composto por partículas carregadas e neutras que exhibe um comportamento coletivo”.

Assim como colocado anteriormente, o plasma possui a capacidade de reação coletiva, ou seja, em uma visão macroscópica, caso este seja exposto a um estímulo externo, ocorrerá uma resposta de forma cooperada entre as partículas do plasma, representando o seu comportamento coletivo (PIEL, 2010).

O efeito de blindagem do potencial elétrico é uma das características do plasma, possuindo a capacidade de redução efetiva de campos elétricos. Desta maneira, se considerarmos um plasma homogêneo infinitamente grande e inserirmos uma carga $+Q$, este tenderá a proteger o distúrbio elétrico. Para análise desse processo, considera-se uma densidade uniforme ($n_{e_0} = n_{i_0}$) e que existe uma pequena perturbação no potencial ϕ .

Essa decorrência não é estática, já que possui relação com o movimento térmico entre íons e elétrons presente nessa matéria. Por isso, é necessário realizar uma análise quantitativa para descrever seu comportamento, sendo utilizado o fator de Boltzmann. Calcula-se o número de íons e elétrons que se encontram no potencial elétrico próximo da carga $+Q$, sendo o fator de Boltzmann responsável pelo fornecimento do número de partículas da distribuição térmica que ultrapassou a barreira do potencial ϕ . Deste modo, temos as seguintes densidades (PIEL, 2010):

$$n_e(\mathbf{r}) = n_{e_0} \exp\left(+\frac{e\phi(\mathbf{r})}{k_B T_e}\right). \quad (4.1)$$

$$n_i(\mathbf{r}) = n_{i_0} \exp\left(-\frac{e\phi(\mathbf{r})}{k_B T_i}\right). \quad (4.2)$$

Considerando a expansão da série de Taylor para exponencial, temos:

$$e^z = 1 + \frac{1}{1!}z + \frac{1}{2!}z^2 + \frac{1}{3!}z^3 + \dots \quad (4.3)$$

Aplicando a este caso, o potencial ϕ é menor que a energia térmica, então levando em conta a expansão de Taylor, pode-se usar apenas o primeiro termo da expansão, como forma de simplificação do valor das densidades de elétrons e íons.

$$n_e(\mathbf{r}) = n_{e_0} \left(1 + \frac{e\phi(\mathbf{r})}{k_B T_e}\right). \quad (4.4)$$

$$n_i(\mathbf{r}) = n_{i_0} \left(1 - \frac{e\phi(\mathbf{r})}{k_B T_{ei}}\right). \quad (4.5)$$

A partir disso, utilizando-se da equação de Poisson, é possível solucionarmos o potencial elétrico:

$$\Delta\phi = -\frac{1}{\epsilon_0} [Q\delta(\mathbf{r}) - en_e(\mathbf{r}) + en_i(\mathbf{r})]. \quad (4.6)$$

Como próximo passo, utiliza-se as densidades linearizadas das equações 4.4 e 4.5, e simetria esférica para que o potencial seja independente das variáveis angulares. Além disso, assume-se que há neutralidade no sistema não perturbado, ou seja, $n_{e_0} = n_{i_0}$ (PIEL, 2010).

$$\frac{\partial^2\phi}{\partial r^2} + \frac{2}{r} \frac{\partial\phi}{\partial r} = -\frac{1}{\epsilon_0} [Q\delta(r) - en_{e_0} \frac{e\phi}{k_B T_e} - en_{i_0} \frac{e\phi}{k_B T_i}]. \quad (4.7)$$

Tendo em mente o parâmetro λ_D como o comprimento de Debye, este é definido (PIEL, 2010):

$$\frac{1}{\lambda_D^2} = \frac{e^2 n_{e_0}}{\epsilon_0 k_B T_e} + \frac{e^2 n_{i_0}}{\epsilon_0 k_B T_i}. \quad (4.8)$$

Substituindo a eq.4.8 na eq.4.7, obtemos a equação diferencial do tipo Helmholtz (PIEL, 2010):

$$\frac{\partial^2\phi}{\partial r^2} + \frac{2}{r} \frac{\partial\phi}{\partial r} - \frac{1}{\lambda_D^2} \phi = -\frac{Q}{\epsilon_0} \delta(r). \quad (4.9)$$

Assim, é possível calcular a distribuição potencial através da forma modificada do potencial coulombiano:

$$\phi(r) = \frac{a}{r} f(r). \quad (4.10)$$

Se, para todo $r > 0$, então a função $f(r)$ pode ser obtida por:

$$f'' - \lambda_D^{-2} f = 0. \quad (4.11)$$

Com base nisso, temos duas soluções possíveis para a equação 4.11:

$$f_1(r) = \exp\left(-\frac{r}{\lambda_D}\right), e \quad (4.12)$$

$$f_2(r) = \exp\left(\frac{r}{\lambda_D}\right). \quad (4.13)$$

Entretanto, a solução 2 (eq. 4.13) não deve ser considerada, pois implica dizer que o campo que sofreu perturbação poderá crescer infinitamente com a distância " r " (PIEL, 2010). Após isso, aplica-se o teorema de Gauss para obtenção da normalização da constante " a " da fórmula 4.10.

$$\oint \mathbf{D} \cdot d\mathbf{A} = 4\pi r^2 \epsilon_0 E_r. \quad (4.14)$$

Sendo essa normalização igual a carga Q , além disso, considera-se que $\frac{r}{\lambda_D}$ tende a zero, visto que apenas existe a carga $+Q$ sem nenhuma carga espacial resultante da perturbação entre íons e elétrons. Dessa maneira, a partir da equação 4.10 obtemos $E_r = \frac{a}{r^2}$.

Assim, temos o seguinte valor de " a ":

$$\frac{a}{r^2} = \frac{Q}{4\pi r^2 \epsilon_0}, \quad (4.15)$$

$$a = \frac{Q}{4\pi \epsilon_0}. \quad (4.16)$$

Se substituirmos " a " na equação 4.10 e considerarmos $f_1(r) = \exp\left(-\frac{r}{\lambda_D}\right)$, temos:

$$\phi(r) = \frac{Q}{4r\pi\epsilon_0} \exp\left(\frac{-r}{\lambda_D}\right). \quad (4.17)$$

A fórmula anterior é chamada de potencial de Debye-Hückel. E esta tem relação direta com o parâmetro de comprimento de Debye (λ_D), pois este descreve o processo

de blindagem dos íons e elétrons a partir da distância λ_D . Esta combinação é utilizada para definir se o estado é plasma ou não, visto que se o tamanho do plasma "a" for muito maior que o comprimento de Debye, diz-se que o plasma está neutro. Já para o caso em que "a" for menor que λ_D , as partículas individuais passam a estar carregadas de forma independente, e este estado não é mais tido como plasma (MIYAMOTO, 2016).

Além disso, se considerarmos o que foi visto na equação 4.8, pode-se inferir que a blindagem tem relação direta com a temperatura, ou seja, o tamanho da região perturbada se tornará maior a medida que a temperatura aumenta, e conseqüentemente, o comprimento de blindagem também aumentará.

Outro ponto importante sobre o plasma, é que este se tornará quase neutro a partir de comprimentos maiores que λ_D . Assim, o plasma clássico tem como característica a quasineutralidade (PIEL, 2010).

Neste trabalho, analisaremos o plasma de forma macroscópica, para que seja possível definirmos equações que nos auxiliem em problemas aplicados a fusão termonuclear controlada.

4.2 Magnetohidrodinâmica

Uma das teorias a ser estudada é a Teoria Magnetohidrodinâmica (MHD), onde esta estuda a dinâmica dos fluidos clássica, com o diferencial que o fluido é considerado um condutor. Sendo assim, há a junção das teorias de eletromagnetismo com as de dinâmica dos fluidos.

Assim, para análise do plasma, é utilizado o estudo dos movimentos que compõe os fluidos ao invés de estudar individualmente as moléculas, assim é utilizado o movimento do plasma e dos campos magnéticos para estudo. De tal modo que é realizada a combinação entre as equações de Maxwell com as correntes de cargas espaciais e moléculas presentes no plasma. Sendo essas equações descritas abaixo (PIEL, 2010).

$$\nabla \times \mathbf{E} = -\frac{\partial \mathbf{B}}{\partial t}, \quad (4.18)$$

$$\nabla \times \mathbf{B} = \mu_0(\mathbf{j} + \epsilon_0 \frac{\partial \mathbf{E}}{\partial t}), \quad (4.19)$$

$$\nabla \cdot \mathbf{E} = \frac{\rho}{\epsilon_0}, \quad (4.20)$$

$$\nabla \cdot \mathbf{B} = 0. \quad (4.21)$$

A partir das formulações acima, tem-se: \mathbf{E} como campo elétrico, \mathbf{B} campo magnético, \mathbf{j} densidade de corrente, ρ densidade total da carga, e μ_0 e ϵ_0 , como constantes de permeabilidade magnética no vácuo e permissividade elétrica no vácuo, respectivamente.

Em um plasma ideal, as colisões coulombianas quase não existem, sendo que as partículas de íons e elétrons são influenciadas através de campos elétricos e magnéticos. Isso implica dizer que mesmo dividindo o plasma em pequenas células para análise, estas partículas não ficam por muito tempo dentro dela, visto que à medida que células vizinhas vão entrando neste volume analisado, os elétrons e íons saem desse espaço. A partir disso, é possível analisar o momento total dessas células, utilizando como princípio ganhos e perdas no número total de partículas que estão presentes nesse volume (PIEL, 2010).

Em um primeiro momento, o plasma é descrito em um modelo de dois fluidos, ou seja, são considerados dois fluidos independentes (elétrons e íons) que se penetram. Assim, para descrever esse modelo utiliza-se as nomenclaturas de n_i e n_e como densidades de íons e elétrons, \mathbf{u} como velocidades de fluxo.

Posto isto, para soluções futuras a respeito da aplicação MHD no plasma, tem-se as seguintes definições:

1. Densidade de corrente

$$\mathbf{j} = -en_e\mathbf{u}_e + Zen_i\mathbf{u}_i. \quad (4.22)$$

Essa definição é válida para uma carga Z , velocidades de fluxo de íons e elétrons, respectivamente \mathbf{u}_i e \mathbf{u}_e .

2. Densidade total do plasma

$$\rho_m = n_em_e + n_im_i. \quad (4.23)$$

Sendo m_e e m_i as massas de elétrons e íons, respectivamente.

3. Densidade da carga elétrica

$$\rho = -en_e + eZn_i. \quad (4.24)$$

4. Velocidade de fluxo do plasma

$$\mathbf{u} = \frac{n_em_e\mathbf{u}_e + n_im_i\mathbf{u}_i}{\rho_m}. \quad (4.25)$$

4.2.1 Equação da Continuidade

A equação da continuidade deve ser considerada no estudo da magnetohidrodinâmica, pois trata de uma relação do transporte do fluido, possuindo relação entre a conservação da massa com a de carga. Assim, para a aplicação na física do plasma, considera que a força externa que age nesse estado é a força de Lorentz, tendo por definição:

$$\mathbf{F} = q(\mathbf{E} + \mathbf{v} \times \mathbf{B}). \quad (4.26)$$

Para o cálculo da equação da continuidade, considera-se uma função de distribuição de partículas, $f(\mathbf{r}, \mathbf{v}, t)$ e a equação de Boltzmann para a integração do espaço das velocidades das partículas.

$$\int \frac{\partial f}{\partial t} d\mathbf{v} + \int (\mathbf{v} \cdot \nabla_r) f d\mathbf{v} + \frac{q}{m} \int [(\mathbf{E} + \mathbf{v} \times \mathbf{B}) \cdot \nabla_v] f d\mathbf{v} = \int \frac{\partial f}{\partial t} d\mathbf{v}. \quad (4.27)$$

Podemos separar a equação 4.27 em 4 termos para análise individual de cada uma das integrações. Deste modo, para a solução do primeiro termo, adota-se as seguintes definições (MIYAMOTO, 2016):

$$n(\mathbf{r}, t) = \int f(\mathbf{r}, \mathbf{v}, t) d\mathbf{v}, \quad (4.28)$$

$$\mathbf{u}(\mathbf{r}, t) = \frac{\int \mathbf{v} f(\mathbf{r}, \mathbf{v}, t) d\mathbf{v}}{\int f(\mathbf{r}, \mathbf{v}, t) d\mathbf{v}} = \frac{1}{n(\mathbf{r}, t)} \int \mathbf{v} f(\mathbf{r}, \mathbf{v}, t) d\mathbf{v}. \quad (4.29)$$

Sendo $n(\mathbf{r}, t)$ o número da densidade de íon e $\mathbf{u}(\mathbf{r}, t)$ a velocidade de fluxo.

Se substituirmos a equação 4.28 no primeiro termo da integral da formulação de Boltzmann, considerando o modelo de dois fluidos, tem-se:

$$\frac{\partial}{\partial t} \int f(\mathbf{r}, \mathbf{v}, t) d\mathbf{v} = \frac{\partial n(\mathbf{r}, t)}{\partial t}. \quad (4.30)$$

Para o segundo termo da equação 4.27, considera-se:

$$\nabla_r = \hat{\mathbf{x}} \frac{\partial}{\partial x} + \hat{\mathbf{y}} \frac{\partial}{\partial y} + \hat{\mathbf{z}} \frac{\partial}{\partial z}. \quad (4.31)$$

Assim, podemos abrir o segundo termo da seguinte forma:

$$\int (\mathbf{v} \cdot \nabla_r) f d\mathbf{v} = \int v_x \frac{\partial f}{\partial x} d\mathbf{v} + \int v_y \frac{\partial f}{\partial y} d\mathbf{v} + \int v_z \frac{\partial f}{\partial z} d\mathbf{v}, \quad (4.32)$$

$$\int (\mathbf{v} \cdot \nabla_r) f d\mathbf{v} = \frac{\partial}{\partial x} \int v_x f d\mathbf{v} + \frac{\partial}{\partial y} \int v_y f d\mathbf{v} + \frac{\partial}{\partial z} \int v_z f d\mathbf{v}. \quad (4.33)$$

Assim, atendendo as definições das formulações 4.28 e 4.29, pode-se reescrever a equação acima:

$$\int (\mathbf{v} \cdot \nabla_r) f d\mathbf{v} = \nabla_r \cdot (n(\mathbf{r}, t) \mathbf{u}(\mathbf{r}, t)). \quad (4.34)$$

Para o terceiro termo da eq. 4.27 consideramos este igual a 0, pois a multiplicação do campo elétrico por ∇_v é dada pelo teorema da divergência sobre o espaço das velocidades, o que zera o termo. Já o vetor do produto $v \times B$ é sempre perpendicular a ∇_v , o que também anula o termo, assim:

$$\frac{q}{m} \int [(\mathbf{E} + \mathbf{v} \times \mathbf{B}) \cdot \nabla_v] f d\mathbf{v} = 0. \quad (4.35)$$

O termo 4, referente ao lado direito da fórmula 4.27 também é nulo, visto que esse trata do processo de colisões da partícula. Entretanto na aplicação do plasma, considera-se que as partículas se mantêm constantes durante o período de colisões, de tal forma que não se é criada novas combinações de partículas ou ionização. Deste modo, realizando a junção de todos os novos termos, temos que:

$$\frac{\partial N(\mathbf{r}, t)}{\partial t} + r \cdot (\mathbf{n}(\mathbf{r}, t) \mathbf{u}(\mathbf{r}, t)) = 0, \quad (4.36)$$

sendo 4.36 chamada de equação da continuidade.

Para o estudo do plasma através da MHD, este pode ser analisado de forma macroscópica e como fluido condutor único, visto que a densidade de massa do plasma possui maior influência através dos íons. Assim, se torna mais viável estudar as equações na condição de movimento para um fluido e fazer uma junção com a lei de Ohm para se obter, assim, a equação do movimento (FONSECA, 2002):

$$\rho_m \left[\frac{\partial \mathbf{u}}{\partial t} + (\mathbf{u} \cdot \nabla_r) \mathbf{u} \right] = -\nabla p + \rho \mathbf{E} + \mathbf{j} \times \mathbf{B}. \quad (4.37)$$

A utilização da teoria de dinâmica dos fluidos nessa aplicação, também implica na necessidade de considerar que o livre caminho médio para as colisões entre partículas é muito menor quando comparado com as escalas de espaço e tempo, ou seja, é menor que a distância de interesse físico no sistema como um todo (FONSECA, 2002).

É possível simplificar as formulações magnetohidrodinâmicas a partir da negligência do termo de pressão e se consideramos quando $\left| \frac{\omega}{\Omega_i} \right| \ll 1$ e $\left| \frac{\omega}{k} \right| \ll c$ (MIYAMOTO, 2016). Esse conjunto de equações matemáticas descrevem o plasma como um fluido MHD ideal, sendo essas equações responsáveis por demonstrar o comportamento do plasma de forma macroscópica, englobando suas oscilações. Essas são obtidas através dos conceitos de conservação da energia, continuidade e momento (BITTENCOURT, 2004).

4.2.2 Equações MHD ideal

Por fim, são feitas aproximações das equações acima e outras, para a definição de equações gerais MHD utilizadas na prática:

$$\frac{\partial \rho_m}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho_m \mathbf{u}) = 0, \quad (4.38)$$

$$\rho_m \frac{D\mathbf{u}}{Dt} = \mathbf{J} \times \mathbf{B} - \nabla p, \quad (4.39)$$

$$\nabla \cdot \mathbf{B} = 0, \quad (4.40)$$

$$\nabla \times \mathbf{E} = -\frac{\partial \mathbf{B}}{\partial t}, \quad (4.41)$$

$$\nabla \times \mathbf{B} = \mu_0 \mathbf{J}, \quad (4.42)$$

$$\mathbf{J} = \sigma_0 (\mathbf{E} + \mathbf{u} \times \mathbf{B}) - \frac{\sigma_0}{ne} \mathbf{J} \times \mathbf{B}. \quad (4.43)$$

Além de entender sobre as equações ideais magnetohidrodinâmicas, é importante compreender sobre as instabilidades presentes no plasma através dela. Visto que essas também serão objeto de pesquisa para a melhoria do processo de fusão nuclear nos dispositivos tokamak, como será abordado mais a frente neste trabalho.

4.3 Instabilidades MHD

A fusão termonuclear controlada possui campos de pesquisa em que se considera a estabilidade do plasma em relação aos seus campos magnéticos, onde o tempo de confinamento de energia é determinado quando o plasma está sem instabilidades e o confinamento é dado pela difusão neoclássica. Assim, temos (MIYAMOTO, 2016):

$$\frac{3/2}{5,8} \left(\frac{v}{2\pi} \right)^2 \epsilon^{3/2} \left(\frac{a}{\rho_{\Omega_i}} \right)^2 \frac{1}{\nu_{ii}}, \quad (4.44)$$

sendo a o raio do plasma, ρ_{Ω_i} raio de Larmon e ν_{ii} a frequência de colisão.

Através do aquecimento do plasma ocorre o aumento da energia cinética das partículas que estão carregadas, e isso influencia em perturbações nos campos magnéticos e elétricos, o que gera um aumento do processo de difusão. O que implica na importância

de investigação se um determinado modo de perturbação é estável, chamado de modo de amortecimento) ou se este é instável, modo de crescimento (MIYAMOTO, 2016).

É possível a realização de uma aproximação linearizada das equações magnetohidrodinâmicas quando ocorrem instabilidades, sendo essas chamadas de instabilidades MHD. Assim, segundo (MIYAMOTO, 2016) uma perturbação $\mathbf{F}(r, t)$ pode ser expandida através de Fourier, sendo cada termo da equação abaixo tratado de forma independente.

$$\mathbf{F}(r, t) = \mathbf{F}(r) \exp(-i\omega t), \omega = \omega_r + i\omega_i. \quad (4.45)$$

É considerada como instável quando ω_i for maior que zero e estável quando este for menor que zero. Sendo que quando for nulo, é considerada como uma perturbação oscilatória (MIYAMOTO, 2016). Neste trabalho, introduziremos as instabilidades mais típicas do plasma, porém essas não são as únicas que podem ocorrer, sendo necessário estudar o seu todo quando da aplicação de um modelo mais complexo de investigação a respeito do comportamento das instabilidades MHD no plasma.

Uma das instabilidades MHD é chamada de instabilidade intercâmbio, onde se considera a perturbação que ocorre entre a fronteira do plasma e a região de vácuo, onde há a separação entre íons e elétrons em direções opostas, devido a aceleração da gravidade a uma determinada região, conforme podemos ver abaixo.

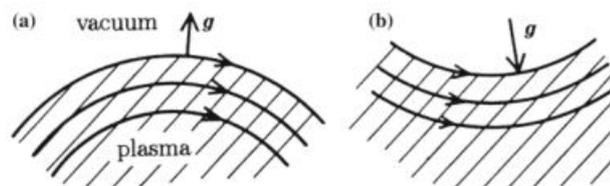


Figura 7 – Curvatura produzida no plasma pela ação da gravidade. Fonte: (MIYAMOTO, 2016)

Essa separação entre as partículas produz um campo elétrico, sendo que a resultante entre o produto vetorial do campo elétrico com o magnético produz um aumento da perturbação original, caso a direção da aceleração da gravidade esteja para fora do plasma. Através da formação das linhas é possível determinar se o plasma está estável ou se a instabilidade de intercâmbio é produzida, sendo considerada que as linhas de força magnética convexas para fora, fig. 7a produzem esse tipo de perturbação e as linhas côncavas para fora, 7b, indica um plasma estável, sendo que a magnitude do campo magnético aumenta para fora (MIYAMOTO, 2016).

Por meio da linearização das equações magnetohidrodinâmica é possível investigar os obstáculos para a estabilidade do plasma, sendo consideradas as equações de movimento, conservação da massa e lei de Ohm para estabelecimento de condições de

contorno ideais para um condutor ideal. Com tal característica, assume-se que a pressão total deve ser contínua entre a fronteira do plasma e vácuo, bem como se existir algum valor próprio negativo dessas condições de contorno, significa que o plasma é instável (MIYAMOTO, 2016).

Um outro tipo de perturbação magnetohidrodinâmica comum é aquela relativa a instabilidade de um plasma cilíndrico com fronteira afiada, ou seja, quando ocorre uma mudança repentina na direção do plasma. Para análise desse tipo de inconsistência é considerado um plasma com raio a , um campo magnético longitudinal B_{0z} dentro da fronteira e um fora da fronteira B_{ez} e um campo magnético azimutal B_θ . Através da imagem abaixo é possível visualizar as regiões de cada campo, assim como as deformações que ocorrem através desse tipo de instabilidade (MIYAMOTO, 2016).

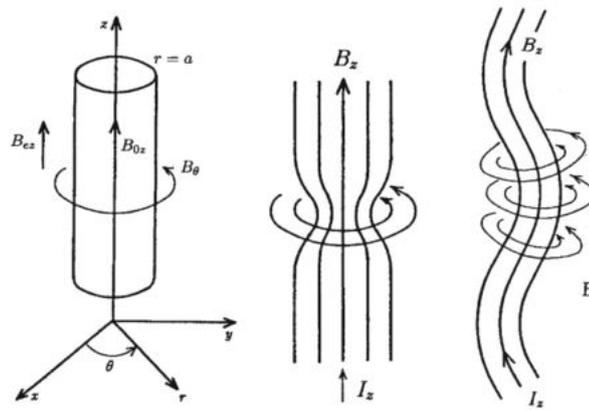


Figura 8 – Disposição dos campos magnéticos no plasma no lado esquerdo e os tipos de deformações causadas por perturbação em um plasma cilíndrico. Fonte: (MIYAMOTO, 2016)

Existe uma conjuntura de estabilidade do plasma chamada de condição de *Kruskal-Shafranov* em que para o plasma ser considerado estável ele deve ter o seguinte comportamento:

$$\left| \frac{B_\theta}{B_z} \right| < \frac{2\pi a}{L}. \quad (4.46)$$

Em dispositivos toroidais, como é o caso dos reatores tokamak, existe um fator de segurança associado ao limite do plasma. Onde esse fator está associado com a razão entre o raio do plasma a e o raio maior do sistema toroidal R . Então, tem-se:

$$q_a = \frac{aB_{ez}}{RB_\theta}. \quad (4.47)$$

O fator de segurança q_a possui relação com a condição de *Kruskal-Shafranov*, e

define-se que quando o fator for maior que 1 representa estabilidade do plasma (MIYAMOTO, 2016).

Outra análise comum de perturbações é em relação as instabilidades presentes na configuração do limite difuso, onde a corrente do plasma diminui gradualmente no limite da perturbação. Além disso, nesse estudo é possível combinar o critério de Suydam com as configurações do tokamak para estabelecer condições de estabilidade que o plasma deve obedecer.

Essa relação é importante, pois para o modo $m = 1$ do plasma, a configuração da fronteira nítida determinada pela condição de Kruskal-Shafranov também é aplicável ao plasma com fronteira difusa, sendo possível analisar sua taxa de crescimento com a instabilidade Kink (última configuração da imagem 8) (MIYAMOTO, 2016).

Como mencionado anteriormente, existem outros tipos de instabilidades magnetohidrodinâmicas do plasma, porém este trabalho busca apresentar de uma maneira geral as instabilidades mais comuns determinadas por (MIYAMOTO, 2016) e mostrar que ainda existem campos de atuação para melhoria da determinação de eventos de perturbação do processo de fusão nuclear, como será discutido no capítulo 5 desse documento.

Desta maneira, nas próximas seções será apresentada uma forma de confinamento do plasma para que seja possível dar mais estabilidade ao processo da fusão termonuclear controlada, bem como explicitar o funcionamento do reator NSTX-U o qual é objeto de análise nesse trabalho de conclusão de curso.

4.4 Reatores de fusão nuclear

Para que se ocorra a fusão nuclear, é necessário que se aqueça a matéria utilizada na reação (normalmente, trítio e deutério) a altas temperaturas e pressões até que seja possível vencer a repulsão eletrostática e, assim, ocorrer a fusão termonuclear. Com esse cenário, temos a transformação desses isótopos em plasma, entretanto, esse processo não é estável, visto que quanto maior a temperatura do plasma maior será a velocidade necessária entre os núcleos para superar as forças de repulsão.

Deste modo, para tornar o processo sustentável, o plasma é confinado em dispositivos para mantê-lo estável durante a fusão dos núcleos. Atualmente, existem dois campos de estudo mais promissores de reatores de fusão, em relação ao mecanismo de confinamento do plasma, sendo estes: o confinamento magnético e o confinamento inercial (GRAÇA, 2015).

O confinamento magnético consiste em limitar o transporte do plasma através de campos magnéticos em orientação perpendicular as linhas de força, sendo possível delimitar as correntes elétricas no interior do plasma.

Neste tipo de reator, o combustível flui livremente pelas superfícies toroidais fechadas, além disto para que o dispositivo funcione, é necessário um determinado valor de temperatura e uma alta pressão, lembrando que esta não pode ultrapassar a pressão do campo magnético, visto que isto pode comprometer os materiais supercondutores presentes na estrutura do reator.

Outro ponto importante, é o período de confinamento para que seja possível o início da reação, para isto os reatores devem ter grandes volumes e, por conseguinte, teremos um tempo grande para que o processo ocorra. Um dos reatores toroidais mais conhecidos atualmente, é o tokamak (PAULETTI R.; LIMA, 1995).

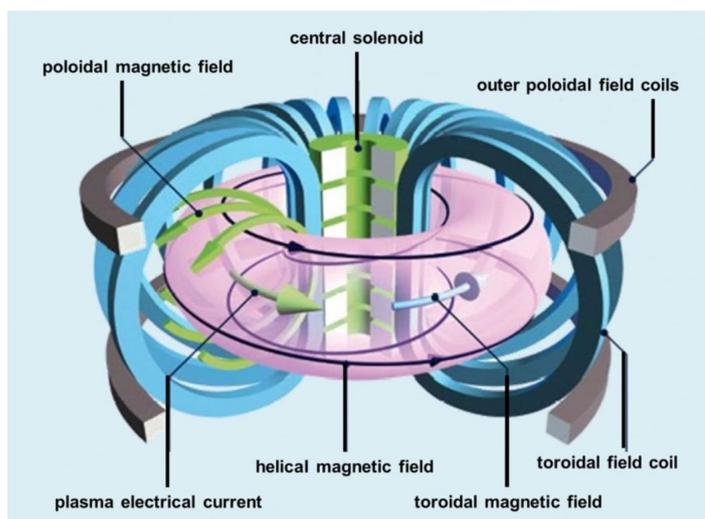


Figura 9 – Esquemático de um reator do tipo tokamak. Fonte: <https://www.iter.org/newsline/-/3037>. Acesso em 5 dez. 2020.

No tokamak (Figura 9), o plasma tem a possibilidade de fluidez entre as superfícies toroidais fechadas, sendo que os isótopos são injetados no interior do toróide, onde era a câmara de vácuo. Assim, o campo magnético toroidal é formado por correntes elétricas circulantes em grupos de bobinas (PAULETTI R.; LIMA, 1995).

Como mencionado anteriormente, os isótopos são injetados em uma câmara toroidal de vácuo, onde são colocadas em seu entorno bobinas responsáveis pela circulação de correntes elétricas, geradas pelo campo magnético do toróide. Ainda no reator, existe um campo magnético poloidal que é responsável por induzir um campo elétrico toroidal que permite a criação do plasma através da ionização do gás dentro da câmara toroidal de vácuo (PAULETTI R.; LIMA, 1995).

O confinamento desse plasma é provocado através dos campos magnéticos associados a corrente elétrica do plasma e os campos provocados pelas bobinas. A fim de garantir no plasma a estabilidade magnetohidrodinâmica, é utilizado o campo magnético toroidal como principal mecanismo do reator tokamak. Abaixo é colocada uma imagem do interior de um reator de fusão nuclear do tipo tokamak.

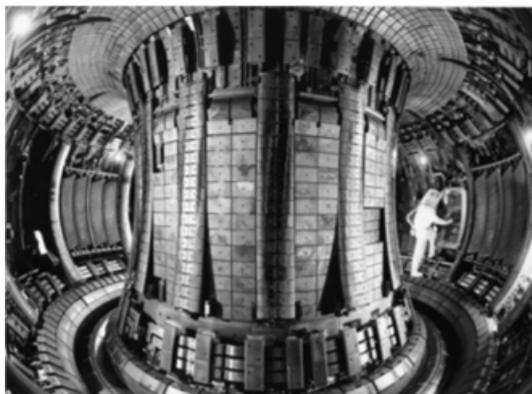


Figura 10 – Interior de um reator de fusão tokamak. Fonte: (MURRAY, 2009)

Já o confinamento inercial, é dado pela compressão e aquecimento de um combustível para o processo de fusão, um dos exemplos é a utilização de lasers para este tipo de mecanismo. No confinamento utilizando por laser, tem-se a excitação das moléculas de um estado menos energético até um mais energético, através de um local chamada “gain medium” (como mostrado na Figura 4). A partir do momento em que o tubo de flash está carregado, há a emissão de uma luz intensa e os fótons presentes neste local excitam os elétrons, que acabam sendo induzidos a um processo de decaimento denominado de “simulated emission”, e por sua vez, gera um novo fóton que possui mesma direção que os outros fótons (GRAÇA, 2015).

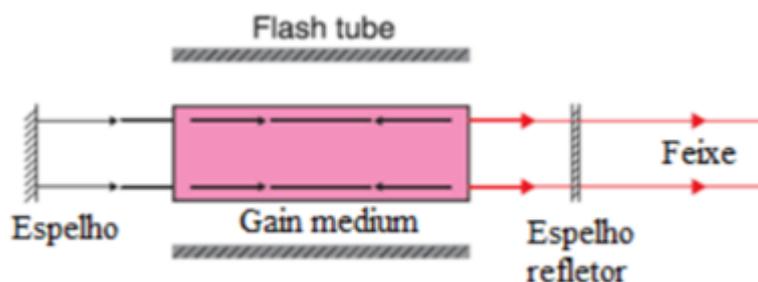


Figura 11 – Esquemático de um sistema de laser. Fonte: (GRAÇA, 2015)

Ainda sobre a estrutura desse sistema, para a criação do laser são necessários dois espelhos nas extremidades do tubo para que assim seja possível a formação de uma cavidade de ressonância, sendo essa responsável pela alteração do comprimento de onda dos fótons.

Com isso, os fótons são refletidos e é criado um feixe de luz, sendo esse mecanismo responsável pela fusão termonuclear controlada, visto que há o apontamento direto da energia dos lasers para aquecimento e compressão da cápsula de combustível, de tal forma que o plasma é extinto rapidamente, visto que as colisões das cargas acontecem em um pequeno período e a densidade é extremamente elevada (GRAÇA, 2015).

Neste trabalho será discutido o reator NSTX-U (National Spherical Torus Experiment Upgrade), que é um tipo de dispositivo de confinamento magnético, porém uma das suas diferenciações em relação ao tokamak está em sua geometria, pois este reator se assemelha a um toróide esférico.

4.5 Reatores NSTX/NSTX-U

O reator National Spherical Torus Experiment (NSTX) é um dispositivo de fusão termonuclear controlada com formato “toro esférico”, este foi construído pelo Laboratório de Física do Plasma de Princeton do Departamento de Energia dos EUA (PPPL) e entrou em operação em 1999. Sua geometria se difere dos reatores convencionais toroidais (como os tokamaks), pois sua estrutura tem formato esférico toroidal, como mostrado na figura abaixo.

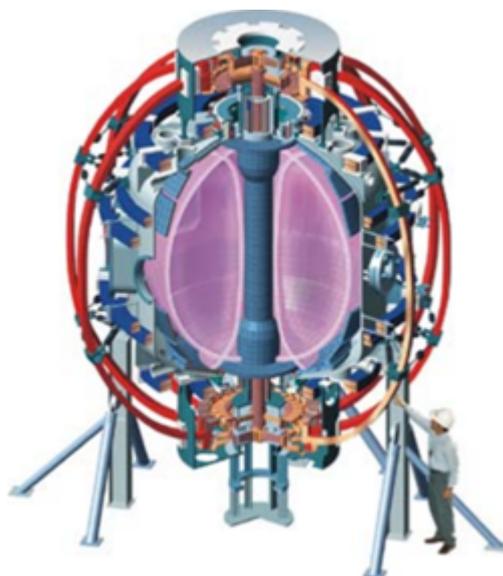


Figura 12 – Geometria do reator NSTX. Fonte: (PPPL, 2006)

Esse tipo de reator é mais compacto que o tokamak convencional, sendo assim, pelo fato de seu campo magnético ter o formato de um toróide e apresentar um furo no centro, o plasma se torna quase esférico, possuindo um volume menor que o usual. Esse aspecto, permite que o NSTX seja uma solução sustentável e com custos mais baratos, em relação aos reatores convencionais, para a produção de fusão termonuclear controlada (PPPL, 2006).

Outro ponto importante, é a capacidade que este tipo de reator tem de alcançar pressões maiores em um dado campo magnético, por conseguinte, as potências de saída atingidas também são maiores.

Ademais, este tipo de geometria tem a capacidade de sobrepujar as instabilidades

que ocorrem no plasma, visto que é possível estabilizar interiormente o plasma através de campos magnéticos menores que aqueles utilizados em tokamaks convencionais. Com isso, o avanço dos estudos nesse dispositivo pode trazer soluções mais econômicas e práticas para o campo da fusão nuclear (PPPL, 2006).

Entre os anos de 2012 e 2015, o laboratório PPPL fechou o reator NSTX para realização de uma melhoria, o projeto foi orçado em 94 milhões de dólares. O novo reator, denominado NSTX-U, passou a ser uma das instalações de fusão experimental mais poderosa do mundo (PPPL, 2020).



Figura 13 – Interior do reator NSTX-U. Fonte: <https://science.osti.gov/fes/Facilities/User-Facilities/NSTX>. Acesso em 12 dez. 2020

Essa melhoria teve como objetivo abranger a redução da colisionalidade entre as partículas de forma equilibrada, entretanto para este resultado foi necessário aumentar em 2 vezes o campo toroidal, a corrente do plasma e o aquecimento da injeção de feixe de nêutrons (NBI) e, além disso, aumentar o comprimento do pulso de 1-1,5s para 5 segundos. No entanto, essas alterações também geraram questões críticas ao seu funcionamento, tais como: estabilidade e compreensão do confinamento no dispositivo ST, estabelecimento de cenários integrados equilibrados, compreensão e mitigação da exaustão de partículas do plasma (MENARD, 2011).

Tendo em vista esse cenário, nesse trabalho será estudado a estabilidade crítica do NSTX-U levando em consideração a ocorrência das instabilidades do tipo MHD nesse reator e o que leva a ruptura do processo, procurando formas de prever, prevenir e mitigar essas interrupções.

5 Análise da estabilidade crítica do NSTX-U pelo Código DECAF

Como já mencionado anteriormente, o reator NSTX-U possui instabilidades operacionais, sendo essas responsáveis por provocar a ruptura de plasmas, visto que há perda de energia magnética e térmica ao longo dessa alteração. Essa insegurança é problemática para a reação, já que podem danificar o equipamento permanentemente.

Essas perturbações podem impor cargas mecânicas e térmicas aos componentes do reator, prejudicando sua operação e estrutura. Além disso, durante esse processo ainda é possível gerar elétrons com valores maiores de energia, sendo estes descontrolados, e por sua vez, responsáveis por causar erosão do material do dispositivo e afetar a integridade dos canais de resfriamento (SABBAGH, 2020).

Pelo fato dessa ruptura ser tão prejudicial ao reator, é necessário que possa ser prevenida ou mitigada. Para isso é necessário que ocorra um maior controle do processo em que o plasma é submetido ou desenvolver mecanismos que possam prever a ocorrência dessas perturbações, possibilitando o encerramento da reação antes mesmo de ocorrer a falha.

Para isto, foi desenvolvido o código DECAF (Disruption Event Characterization of Forecasting Code) que possibilita a previsão e caracterização da ocorrência de um determinado evento de perturbação na reação, sendo esse responsável pela ruptura do plasma (SABBAGH, 2018).

Este código foi escrito na linguagem Python e desenvolvido para ter acessibilidade, no quesito de que este pode ser configurado para processar dados de sonda magnética toroidal de qualquer dispositivo tokamak (SABBAGH, 2018).

O algoritmo analisa os diferentes tipos de eventos que provocam instabilidades na reação de fusão termonuclear controlada, as variáveis envolvidas nesse estudo podem ser desde aspectos técnicos, como a interrupção do fornecimento de energia do campo magnético até as instabilidades MHD que ocorrem no plasma. Assim, existe uma cadeia de eventos em relação ao comportamento do plasma, relacionados aos modos MHD e instabilidades presentes no processos, em que esses são examinados através do código e são emitidos avisos para aqueles que possuem comportamentos anormais, desde a limites de densidade que foram ultrapassados e transições do confinamento magnético (SABBAGH, 2020).

Assim como é mostrado na figura 14, são analisados os eventos de forma individual em que é mostrada a evolução no tempo para a ocorrência da ruptura do plasma, sendo

necessário um banco de dados dos dispositivos a fim de fornecer insumos para entender e determinar a cadeia de eventos que podem levar a interrupção da reação. Com isso, são feitos estudos para que seja possível implementar essa análise em tempo real e criar sistemas que previnam possíveis interrupções no processo (SABBAGH, 2020).



Figura 14 – Esquemático da evolução do estado do plasma até a ruptura, provocada por diversos eventos. Fonte: (SABBAGH, 2020)

Através de um modelo magnetohidrodinâmico total do plasma, é possível emitir alertas sobre eventos que possam provocar a ruptura desse processo, sendo selecionado 15 critérios individualmente para a previsão dessa interrupção através de um tempo, como mostrago na figura 14, antes que ocorra algum bloqueio da operação. O banco de dados citado anteriormente, possui informações dos reatores: Korea Superconducting Tokamak Advanced Research (KSTAR), Mega AMP Spherical Tokamak (MAST) e NSTX-U (SABBAGH, 2020).

O código DECAF tem sua análise baseado em estudos físicos para fornecer um prognóstico quantitativo e que determine os eventos de ruptura do plasma. Nesse sentido, é realizada uma combinação temporal para prever o potencial de uma determinada interrupção acontecer, afim de que ocorra uma caracterização das cadeias de eventos que possuem maior probabilidade de ocorrência, e dessa maneira, seja possível prevenir a perturbação em tempo hábil.

Essa necessidade parte do pressuposto que atualmente existem estudos que só conseguem prever uma determinada interrupção em um tempo que só é possível mitigar os danos ao reator, o que é considerado um problema, já que se encerra o processo da fusão nuclear e é necessário um tempo de manutenção para que o reator tokamak possa operar novamente em sua normalidade (SABBAGH, 2020).

Em vista disso, há a problemática em construir um algoritmo que consiga abranger todos os tipos de instabilidades que levem a uma cadeia de eventos de perturbações e que

essas constituam de informações confiáveis em um período hábil para que seja realizada sua prevenção. Ademais, o DECAF detém uma abordagem flexível e permite uma gama de comparações emíricas entre os modelos analíticos, de tal forma que é possível, futuramente, utilizar esse código para abordagem em reatores de fusão nuclear mais avançados, como é o caso do International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER) (SABBAGH, 2020).

Pela abordagem do código DECAF é possível testar qualquer modelo físico desenvolvido através das pesquisas de fusão nuclear para que seja aplicado na prática o conjunto de eventos de previsão da perturbação. Entretanto, cada reator Tokamak possui sua peculiaridade em relação aos níveis críticos de interrupção, de tal modo que atualmente é desenvolvido modelos que determinem comportamentos similares em todos os dispositivos tokamak, como é o caso do limite de densidade Greenwald (SABBAGH, 2020).

O modelo de Greenwald, consiste na definição de um limite de densidade em que o plasma do reator tokamak não possa exceder, pois caso isso ocorra pode levar a uma disruptura do plasma. A equação para definição do limite está apresentada abaixo (MOROZOV, 2017):

$$\bar{n}_{20} \leq n_G = \frac{I_p}{\pi a^2}. \quad (5.1)$$

Sendo “ I_p ” a corrente do plasma em MA, “ a ” o raio menor do reator em metros e o valor da densidade média é de $10^{20} m^{-3}$.

O código DECAF permite o estudo aplicado a teoria do limite de Greenwald, sendo assim, através da pesquisa se pode testar o limite da potência de equilíbrio da ilha local. Neste caso, se assume um balanço de potência existente entre o aquecimento ôhmico e a perda de potência irradiada, resultando em uma densidade máxima local que está diretamente ligada a densidade de corrente local. Deste modo, a análise feita é se a perda de potência irradiada (P_{perda}) na ilha é maior que o valor da potência de entrada ($P_{entrada}$), então essa ilha se torna maior e pode provocar a ruptura do plasma (SABBAGH, 2018).

Para a averiguação dessa teoria, é necessário ter os seguintes dados: energia irradiada, resistividade e densidade de corrente. Além disso, determina-se que a razão entre a perda de potência e a potência de entrada ($P_{perda}/P_{entrada}$) tem que ser maior que 1. Assim, o modelo de equilíbrio local analisa as descargas que ocorrem no reator e os resultados entre as potências mencionadas e o tempo que leva até o início da atividade de MHD ao final da descarga (SABBAGH, 2018).

Na Figura 15, é demonstrado a diferença das teorias (Greenwald e equilíbrio local) para cada descarga que ocorre no reator. Através do gráfico é possível visualizar que o método do limite de Greenwald é mais consistente para determinar quando ocorrerá a ruptura do plasma e, assim, emitir um aviso. Dessa forma, a teoria do equilíbrio global

demonstra a usabilidade do critério de Greenwald para prevenir interrupções futuras no reator (SABBAGH, 2018).

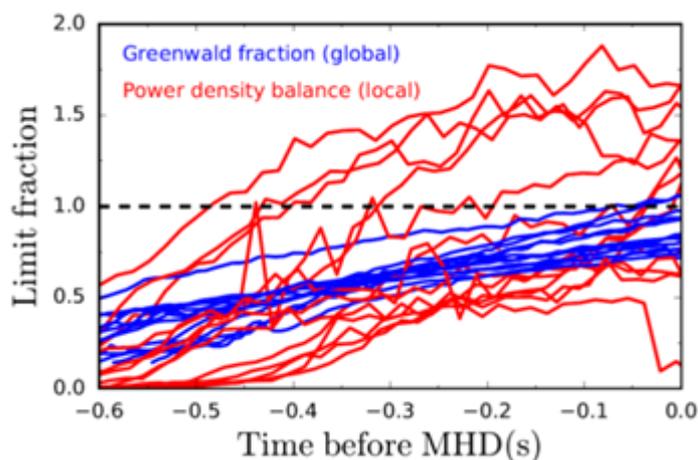


Figura 15 – Fração do limite local e de Greenwald entre as descargas e o tempo do início das atividades MHD de baixa frequência. Fonte: (SABBAGH, 2018)

Outro campo estudado no código DECAF é em relação as instabilidades dos modos rotativos MHD. Neste módulo, são produzidos eventos que levam a interrupções do plasma através de modos rastreados e que possuem bifurcação da frequência de rotação toroidal, além disso, cada modo sofre travamento devido à perda de torque quando identificado frenagem ressonante (SABBAGH, 2020).

Nessa investigação, também são considerados modos individuais para prever as interrupções no plasma e emitir um sinal de aviso de um determinado evento MHD global. Para este caso, o código determina o número de instabilidades do modo toroidal e delimita um limite de frequência, o qual servirá de parâmetro para rastreamento dos modos (SABBAGH, 2020).

Por meio desses modos e perfil de rotação do plasma é possível emitir avisos preditivos a respeito do evento de perturbação. Essa solução é possível através da utilização de sondas magnéticas toroidais para que seja possível determinar de forma correspondente as instabilidades MHD que são consideradas linearmente não saturadas e os modos resistivos evolutivos. O algoritmo mostra o número do modo das instabilidade e delimita os modos que possuem amplitude maior do que a especificada, sendo considerados eventos com base na evoluções desses modos, desde eventos que culminam na perda de equilíbrio do torque até aqueles que travam os modos do quadro de referência do laboratório (SABBAGH, 2020).

Na parte esquerda da figura 16, é possível visualizar a evolução dos eventos que aproximam os modos das perturbações no plasma (desde a perda de rotação do modo até o bloqueio do mesmo). A partir da análise de um conjunto de 15 critérios é possível emitir um sinal de aviso único a respeito do nível de instabilidade do MHD, e assim prever as

possíveis rupturas da reação. Ainda na mesma figura, do lado direito, são dispostos alguns dos critérios analisados para emissão desse aviso, sendo importante mencionar que o aviso MHD varia com tempo e este também é descrito no algoritmo (SABBAGH, 2020).

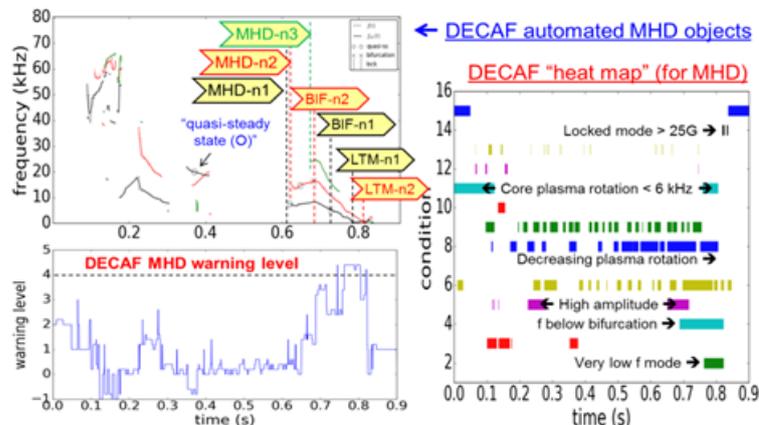


Figura 16 – Interface código DECAF com a discriminação dos modos em relação ao nível do aviso para ocorrência da interrupção, do lado esquerdo, e os critérios que definem o nível de aviso MHD global, na parte direita. Fonte: (SABBAGH, 2020).

Pelo mapa de calor mostrado acima se tem um entendimento do que ocorre no plasma, demonstrando o que leva as instabilidades presentes nele. Além disso, há uma melhoria do nível de aviso do MHD através do código, pois esse se dá 180 microsegundos antes da ocorrência da disruptura.

Em relação as instabilidades globais magnetohidrodinâmicas, para a pesquisa em questão foram analisados os modos de parede resistiva (RWM), pois estes são responsáveis pelas disrupturas mais rápidas, o que gera a necessidade de uma sinalização desses eventos mais confiável e que o tempo de aviso possibilite o controle dessa reação antes que a perturbação aconteça. Atualmente, são utilizados cerca de 45 descargas determinadas como instáveis pelo NSTX em seu banco de dados para traçar a cadeia de eventos dessas instabilidades (SABBAGH, 2020).

O aviso do evento do limite de Greendwald também ocorre na associação com os eventos RWM, sendo que considerando uma fração de Greenwald de 0,9, essa instabilidade pode gerar o ciclo de eventos de perturbações RWM. Isso acontece, pois quando a rotação do plasma reduz é gerado um aumento da densidade do plasma, o que ocasiona em uma desestabilização da rotação deste estado, e por conseguinte, a instabilidade RWM (SABBAGH, 2020).

É imprescindível que sejam analisados os eventos de forma minuciosa para que seja possível delimitar os sistemas de prevenção das rupturas, e assim, delimitar uma operação adequada da reação de fusão nuclear. O modelo deve ser criado a partir de

comportamentos típicos do plasma que levam a instabilidade RWM para que seja possível controlar essa reação.

As pesquisas nessa área demonstraram que houve sucesso quando da comparação quantitativa para determinação do modo de estabilidade marginal no modelo de redução da taxa de crescimento da estabilidade cinética RWM (SABBAGH, 2020). Este padrão deve ser utilizado em um banco de dados maior de plasmas para que se estipule as descargas que levam a estabilidade do processo. A figura abaixo mostra a previsibilidade do modelo para cada ocorrência.

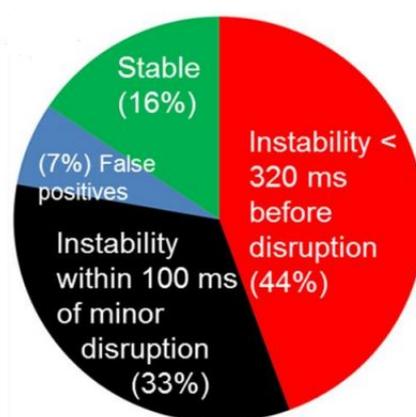


Figura 17 – Previsões de instabilidades RWM através do código DECAF. Fonte: (SABBAGH, 2020).

Elucidado pela figura 17, através dessa análise foi possível determinar os seguintes cenários: 44% das instabilidades do plasma foram previstas com 320 microsegundos antes da ruptura, 33% foram previstos após uma pequena perturbação em 100 microsegundos, 16% foram considerados estáveis e 7% deram falso positivo.

Ainda que a análise DECAF proporcione uma melhor compreensão dos eventos físicos e a sua evolução até a ruptura do plasma, é imprescindível que sejam realizadas pesquisas para a definição dos melhores critérios para os avisos preditivos, a fim de prevenir ou mitigar a ocorrência dessas interrupções.

6 Resultados e Discussões

Nesta seção será analisada como ocorre a apuração dos modelos físicos para compor o banco de dados gerais a respeito das instabilidades que ocorrem no plasma, e consequentemente, impactar na reação de fusão nuclear, bem como a discussão sobre os possíveis campos de pesquisa nessa área para melhorar os modelos a serem investigados no código DECAF.

A pesquisa atual sobre a verificação de eventos de instabilidades no plasma por (SABBAGH, 2020) constitui de um banco de dados através de dispositivos tokamak já citados no capítulo 5. Esse estudo abrange disparos realizados no plasma com amostras de até 1 milhão já testadas e através dessas é possível definir a probabilidade da circunstância de ruptura.

Pela figura abaixo é possível visualizar o espaço operacional da estabilidade padrão presente nos reatores NSTX, MAST e KSTAR que fazem parte do banco de dados do código DECAF. É realizado uma análise da probabilidade do evento de instabilidade relacionando a indutância interna do plasma, l_i , com o beta normalizado (fator de Troyon) presente no reator, β_N , (SABBAGH, 2020).

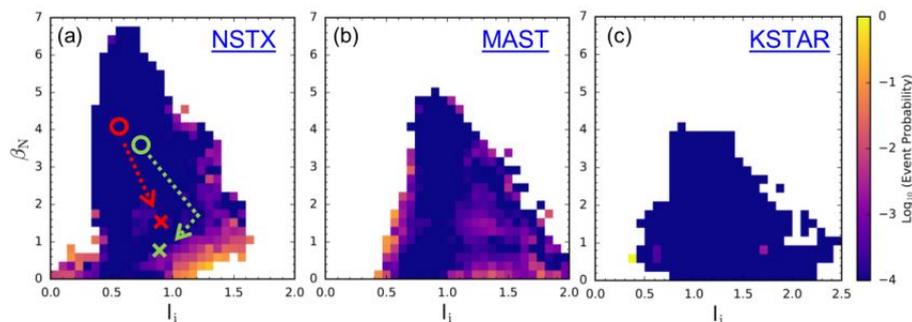


Figura 18 – Probabilidade de evento da ruptura analisado através do banco de dados do código DECAF. Fonte: (SABBAGH, 2020).

Pelos gráficos mostrados acima é possível inferir que os eventos de ruptura podem diminuir a medida que o β_N aumenta, sendo essa ocorrência objeto de estudo do DECAF para a previsão de eventos de ruptura.

Outro ponto importante em relação a figura 18 é que a ruptura do plasma começa em estados que parecem ser seguros. Sendo os círculos verde e vermelho regiões onde iniciam os eventos de ruptura, e os locais marcados com X onde de fato ocorre o evento de interrupção. Como mencionado por (SABBAGH, 2020), a região com o β_N baixo e com indutância média são consideradas seguras do ponto de vista operacional, porém

esse estado pode significar em uma região onde ocorrerá a ruptura do plasma.

Assim, é importante a utilização de parâmetros melhores para que seja compreendida a cadeia de eventos tanto na região com alta probabilidade de disruptura quanto nas regiões consideradas mais seguras. De tal modo que ocorra a parametrização correta dos limites disruptivos e seja produzida uma análise precisa para a antecipação desses eventos e, conseqüentemente, a prevenção da interrupção do processo.

Outra associação importante a ser realizada na investigação desses eventos disruptivos é em relação a perturbação de eventos de deslocamento vertical (VDE), pois a estabilidade desse evento depende da indutância interna do plasma e do espaço de parâmetro de alongamento. Assim, a eventualidade da interrupção pode ser caracterizada através da localização no espaço de parâmetros anteriores a ruptura, como é o caso do VDE (SABBAGH, 2020).

A adoção da abordagem DECAF permite a avaliação dos modelos físicos de previsão produzidos pela avaliação dos plasmas do banco de dados, sendo possível a comparação futura com outros dispositivos tokamaks, tal como o ITER, para validação do desempenho do estudo da ocorrência disruptiva.

No presente momento, os eventos testados acerca dos tiros de plasma no banco de dados do NSTX, produziram desempenho de cerca de 91% para previsões positivas de ruptura, porém os falsos positivos ainda estão relativamente altos, 8,7% (SABBAGH, 2020). O que implica na necessidade do desenvolvimento do código para comparação dos diferentes modelos físicos em cada reator, e assim, reduzir o nível apresentado por essa circunstância.

Através das informações apresentadas, verifica-se um campo de estudo para a progressão do código DECAF através de modelos que prevêem as disrupturas do plasma. Neste sentido, é necessário a modelagem física de outras instabilidades magnetohidrodinâmica ou até mesmo aquelas que possuem influência em instabilidades produzidas por turbulência no transporte do plasma e de partículas energéticas.

Em relação as instabilidades MHD há espaço para verificação de critérios de estabilidade de intercâmbio, das condições de limite de difusão presentes na configuração do tokamak, bem como a determinação de valores para as instabilidades resistivas, além das já analisadas por (SABBAGH, 2020).

Porém a investigação de modelos físicos que tratam da instabilidade presente em um plasma no contexto da fusão termonuclear controlada deve abranger similaridades entre os diferentes tipos de dispositivos tokamak, considerando sua estrutura, disposição geométrica e valores que os modos de perturbação efetivamente ocorrem.

Como dito anteriormente, na metodologia deste trabalho, o levantamento de dados e análise efetiva do código DECAF não foi possível, pela restrição imposta pela Universi-

dade de Princeton, onde não é permitida sua divulgação, devido a cláusulas de confidencialidade, como pode ser vista na figura 20 no apêndice deste documento.

Deste modo, devido a falta de informações em relação aos modelos presentes no código DECAF e do período de conclusão desse trabalho, sugere-se que em estudos futuros sejam analisados os diferentes tipos de instabilidades presentes em dispositivos tokamaks que já possuem uma certa evolução da pesquisa de fusão nuclear, para que seja realizado uma investigação mais detalhada dos eventos de instabilidade que possuem semelhança em si, e dessa forma, seja consolidado um modelo físico para implementação no código que possa aumentar o tempo de previsibilidade das rupturas presentes no plasma.

Em conclusão, recomenda-se também a criação de um banco de dados com os parâmetros de eventos de instabilidade para cada reator tokamak a ser investigado para que seja feita a comparação desses eventos e, assim, um modelo mais preciso em busca de otimizar a previsibilidade ou mitigação nos sistemas operacionais de reatores de fusão nuclear.

7 Considerações Finais

Neste trabalho foi realizada uma revisão bibliográfica da demanda energética brasileira e da necessidade de inserção de uma fonte "limpa" na matriz energética, mas que essa também traga segurança de suprimento. Assim, a fusão termonuclear controlada é vista como uma possibilidade, entretanto ainda é necessário uma pesquisa mais aprofundada para a solução de problemas técnicos presentes em reatores de fusão nuclear.

Deste modo, o código DECAF é trazido como uma solução para previsão ou mitigação de eventos de instabilidade no plasma que culminem em sua ruptura, e por consequência, a parada do processo de fusão e até mesmo a danificação dos reatores nucleares. Entretanto, ainda há espaço para estudos em relação a esse código, pois este não trata de todos os eventos que podem ocorrer das instabilidades MHD e resistivas do plasma.

Por fim, o presente trabalho abre caminho para trabalhos futuros para a introdução de novos modelos físicos que abrangem outras instabilidades que podem ocorrer no plasma no processo de fusão e que esse possua uma comparação entre os diferentes tipos de dispositivo tokamak para que o código possa ser utilizado nesses outros reatores.

Referências

- BARBOSA, M. *Tecnologia e fontes alternativas de energia*. [S.l.]: Ed. Contentus, Curitiba, 59p., 2020. Citado 2 vezes nas páginas 18 e 19.
- BITTENCOURT, J. A. *Fundamentals of Plasma Physics*. [S.l.]: Ed. Springer, 2004. 219-236 p. Citado na página 32.
- CHOU, C. e. a. Fusion energy via magnetic confinement. An Energy Technology Distillate from the Andlinger Center for Energy and the Environment at Princeton University, Princeton, New Jersey, p. 8-15, 2016. Acesso em 6 jul. 2021. Disponível em: <<https://acee.princeton.edu/wp-content/uploads/2016/05/ACEE-Fusion-Distillate.pdf>>. Citado 2 vezes nas páginas 7 e 22.
- EPE, E. d. P. E. Plano nacional de energia 2050. 2020. Acesso em 25 jun. 2021. Disponível em: <<https://www.epe.gov.br/pt/publicacoes-dados-abertos/publicacoes/Plano-Nacional-de-Energia-2050>>. Citado 4 vezes nas páginas 7, 23, 24 e 25.
- EPE, E. d. P. E. Balanço energético nacional - relatório síntese. 2021. Acesso em 25 jun. 2021. Disponível em: <<https://www.epe.gov.br/pt/publicacoes-dados-abertos/publicacoes/balanco-energetico-nacional-2021>>. Citado 4 vezes nas páginas 7, 17, 18 e 20.
- EPE, E. d. P. E. Plano decenal de expansão de energia 2030. 2021. Acesso em 25 jun. 2021. Disponível em: <<https://www.epe.gov.br/pt/publicacoes-dados-abertos/publicacoes/plano-decenal-de-expansao-de-energia-2030>>. Citado 3 vezes nas páginas 7, 13 e 23.
- FGV, F. G. V. Energia nuclear. Cadernos FGV Energia, Ano 3, nº 6, ISSN 2358-5277, Rio de Janeiro - RJ, 2016. Acesso em 5 jul. 2021. Disponível em: <https://fgvenergia.fgv.br/sites/fgvenergia.fgv.br/files/pdf_fgv-energia_web.pdf>. Citado 2 vezes nas páginas 7 e 21.
- FONSECA, D. M. Efeitos de blindagem dinâmica sobre as propriedades de plasma na presença de campos externos. 2002. 92 f. Dissertação (Mestrado em Física) - Instituto de Física, Universidade de Brasília, 2002. Citado na página 32.
- GANEM, R. e. a. *Políticas setoriais e meio ambiente*. [S.l.]: Câmara dos Deputados, Edições Câmara, Brasília, n.28, p.131-176, 2015. Citado na página 17.
- GRAÇA, N. Reatores de fusão: confinamento magnético e confinamento inercial. Dissertação de Mestrado - Instituto Superior de Engenharia de Lisboa, 2015. Citado 4 vezes nas páginas 7, 13, 36 e 38.
- MENARD, J. e. a. Overview of the physics and engineering design of nstx upgrade. In: *2011 IEEE/NPSS 24th Symposium on Fusion Engineering, Chicago, IL*. [s.n.], 2011. p. 1-8. Disponível em: <[10.1109/SOFE.2011.6052355](https://doi.org/10.1109/SOFE.2011.6052355)>. Citado na página 40.
- MIYAMOTO, K. *Plasma Physics for Controlled Fusion*. [S.l.]: Ed. Springer, 2ed, vol 92, p. 1-135;327-386, 2016. Citado 8 vezes nas páginas 7, 29, 31, 32, 33, 34, 35 e 36.

- MOROZOV, D. K. Greenwald density limit and power balance in tokamaks. *J. Phys.: Conf. Ser.* 941 012009, 2017. Acesso em 8 dez. 2020. Disponível em: <<https://iopscience.iop.org/article/10.1088/1742-6596/941/1/012009/pdf>>. Citado na página 43.
- MURRAY, R. *Nuclear energy: an introduction to the concepts, systems, and applications of nuclear processes*. [S.l.]: 6. ed. Oxford, UK: Elsevier, 2009. Citado 2 vezes nas páginas 7 e 38.
- NASCIMENTO R.S.; ALVES, G. M. Fontes alternativas e renováveis de energia no brasil: Métodos e benefícios ambientais. XX Encontro Latino Americano de Iniciação Científica, XVI Encontro Latino Americano de Pós-Graduação e VI Encontro de Iniciação à Docência – Universidade do Vale do Paraíba, 2016, 2016. Acesso em 5 jul. 2021. Disponível em: <http://www.inicepg.univap.br/cd/INIC_2016/anais/arquivos/0859_1146_01.pdf>. Citado 2 vezes nas páginas 19 e 20.
- PALANDI, J. e. a. Física nuclear. Grupo de Ensino de Física, Departamento de Física, Universidade Federal de Santa Maria, Santa Maria - RS, 2010. Acesso em 6 jul. 2021. Disponível em: <<http://coral.ufsm.br/gef/arquivos/fisinuc.pdf>>. Citado na página 22.
- PAULETTI R.; LIMA, V. Engenharia da fusão termonuclear controlada: sua história e seu futuro. In: *Boletim Técnico da Escola Politécnica da USP, Departamento de Engenharia de Estruturas e Fundações, São Paulo, BT/PEF/9516*. [S.l.: s.n.], 1995. p. 3–5. Citado na página 37.
- PEREIRA, N. Desafios e perspectivas da energia solar fotovoltaica no brasil: Geração distribuída vs geração centralizada. 86f. Dissertação (mestrado), Universidade Estadual Paulista, Instituto de Ciência e Tecnologia, Sorocaba-SP, 2019. Acesso em 5 jul. 2021. Disponível em: <https://repositorio.unesp.br/bitstream/handle/11449/181288/pereira_nx_me_soro.pdf?sequence=3&isAllowed=y>. Citado na página 19.
- PIEL, A. *Plasma Physics: An Introduction to Laboratory, Space, and Fusion Plasmas*. [S.l.]: Ed. Springer, 1ed, New York, p.29-130, 2010. 29-130 p. Citado 5 vezes nas páginas 26, 27, 28, 29 e 30.
- PPPL. *The National Spherical Torus Experiment. U.S. Department of Energy's Princeton*. 2006. Acesso em 5 dez. 2020. Disponível em: <https://nstx.pppl.gov/nstxweb_2009/info/NSTX_information_bulletin_2006.pdf>. Citado 4 vezes nas páginas 7, 13, 39 e 40.
- PPPL. *National Spherical Torus Experiment Upgrade (NSTX-U)*. 2020. Acesso em 5 dez. 2020. Disponível em: <<https://www.pppl.gov/nstx-u>>. Citado 2 vezes nas páginas 14 e 40.
- REITZ, J. R. e. a. *Fundamentos da Teoria Eletromagnética*. [S.l.]: Editora Campus, 3ed, Rio de Janeiro, p.295-298, 1982. Citado na página 13.
- SABBAGH, S. e. a. Study of mhd stability, active mode control, and disruption avoidance in nstx-u. Columbia University, New York, 2018. Acesso em 10 mar. 2020. Disponível em: <<https://www.osti.gov/biblio/1557218-study-mhd-stability-active-mode-control-disruption-avoidance-nstx>>. Citado 5 vezes nas páginas 7, 14, 41, 43 e 44.

SABBAGH, S. e. a. Disruption event characterization and forecasting in tokamaks. Reino Unido, 2020, 2020. Acesso em 27 nov. 2020. Disponível em: <<https://scientific-publications.ukaea.uk/papers/disruption-event-characterization-and-forecasting-in-tokamaks/>>. Citado 10 vezes nas páginas 7, 41, 42, 43, 44, 45, 46, 47, 48 e 55.

SILVA R.G.; CARMO, M. J. Energia solar fotovoltaica: uma proposta para melhoria da gestão energética. International Scientific Journal - ISSN: 1679-9844, n^o 2, vol. 12, artigo n^o 8, Minas Gerais, Brasil, 2017, 2017. Acesso em 5 jul. 2021. Disponível em: <<http://coloquio.srvroot.com/isp/index.php/isp/article/view/649/403>>. Citado na página 19.

Apêndices

APÊNDICE A – Primeiro Apêndice

As figuras 19 e 20 tratam de mensagens trocadas em abril de 2021 com o autor do artigo (SABBAGH, 2020) a respeito da disponibilização do código DECAF para a análise nesse trabalho de conclusão de curso. Entretanto, existem cláusulas de confidencialidade em relação a sua utilização, pois possui informações internacionais que não podem ser repassadas ao público.



Access to DECAF Code Caixa de entrada x



Débora Dantas <deh.dantas143@gmail.com>

para sabbagh ▾

Dear Steven Sabbagh,

My name is Debora Dantas and I am a student of energy engineering in University of Brasilia, Brazil. At the moment, I am doing research on "forecasting in tokamaks" to understand how we can control (or prevent) the instabilities in this device.

So, for my monograph, I am doing research on the analysis of the critical stability of the NSTX-U reactor. I am interested in "forecasting in tokamaks" to understand how we can control (or prevent) the instabilities in this device.

In this case, I would like to know if it's possible to obtain the DECAF code for research in this area, and use it to analyze the stability of the plasma.

I will wait for your reply.

Best regards,

--

Débora da Silva Dantas

Figura 19 – Pedido de acesso ao código DECAF - parte 1. Fonte: Autoria própria

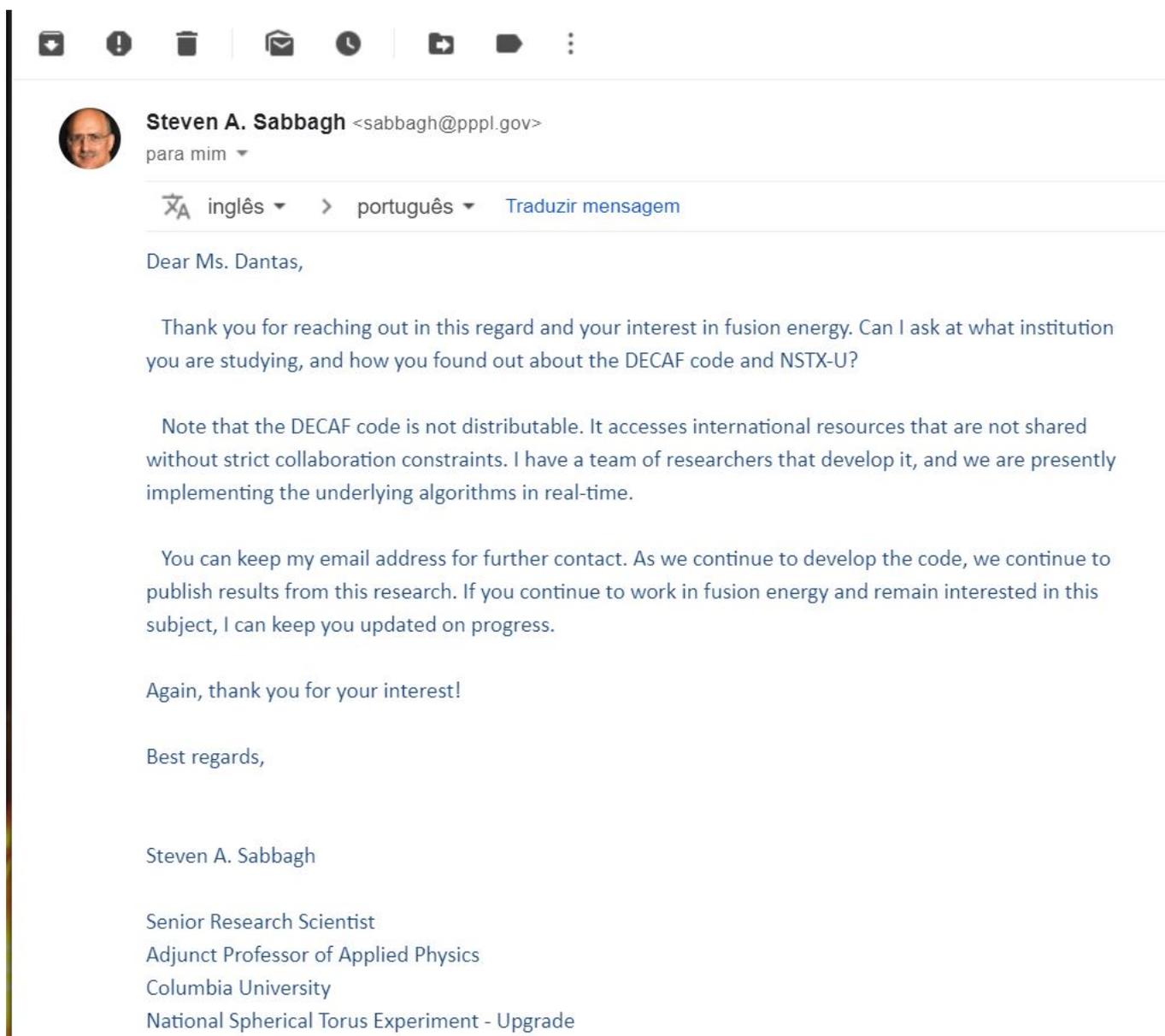


Figura 20 – Pedido de acesso ao código DECAF - parte 2. Fonte: Autoria própria

APÊNDICE B – Segundo Apêndice

O Laboratório de Física de Plasma da Universidade de Princeton (PPPL) possui softwares para a análise do comportamento MHD no plasma. Abaixo estão as mensagens trocadas por e-mail com a responsável pela aprovação desses programas de pesquisa em abril/2021, entretanto foi repassado que a solicitação deveria ser por meio de um formulário online. Sendo esse preenchido no dia 06 de abril de 2021 e pendente de resultado até o momento, conforme pode ser visto na figura 23.



Request form for research use of theory and computation department code license

3 mensagens

Débora Dantas <deh.dantas143@gmail.com>

Para: jjones@pppl.gov

Dear Jennifer Jones,

I sent a fax with the application form for research use of theory and computation department code license. Attached

I request that you acknowledge receipt.

Best regards,

--

Débora da Silva Dantas
+55 061 98212-9733

 **Request form_Debora Dantas.pdf**
2566K

Figura 21 – Pedido de acesso aos programas de MHD de Princeton - parte 1. Fonte: Autoria própria

Andamento da aprovação de uso de softwares da Universidade de Princeton sobre análise de MHD aplicada a reatores de fusão nuclear.

Jennifer Jones <jjones@pppl.gov>
Para: Débora Dantas <deh.dantas143@gmail.com>

Hello Debora,
The process for requesting code sharing is actually online. Please go to this webpage and corresponding links to research-data/pppl-software-codes/sharing-closed-source-code?authuser=0

Best regards,

Jen

Jennifer Jones

Executive Assistant to Amitava Bhattacharjee, Theory Department Head

Princeton Plasma Physics Laboratory

Princeton University-Forrestal Campus

100 Stellarator Road

Princeton, New Jersey 08542 U.S.A.

[Texto das mensagens anteriores oculto]

Débora Dantas <deh.dantas143@gmail.com>
Para: Jennifer Jones <jjones@pppl.gov>

Thank you very much.

[Texto das mensagens anteriores oculto]

Débora da Silva Dantas

(61) 98212-9733

Figura 22 – Pedido de acesso aos programas de MHD de Princeton - parte 2. Fonte:
Autoria própria

Form Workflow Plus Detailed report

Workflow name: PRINCETON PLASMA PHYSICS LABORATORY REQUEST FORM FOR USE OF PPPL-DEVELOPED CODES (Responses)
Workflow Owner: apritch@pppl.gov
Requester Email: deh.dantas143@gmail.com
Request Date: 04/06/2021
Request ID: FW1617725260896

Form Content:

Timestamp: 4/6/2021 12:07:28

Title(s) of requested PPPL-developed code(s): : HMHD; HYM; M3D-C

Names of PPPL Researchers/Developers or appropriate contact person(s)::

Name of person receiving the software (the "User"):: Debora da Silva Dantas

Title:: Baccalaureate in Energy Engineering

Phone: : +55 61 982129733

E-mail: : deh.dantas143@gmail.com

Institution/Affiliation: : University of Brasilia

Full Address:: Área Especial, Projeção A, Setor Leste - Gama, DF. Brazil

U.S. Institution?: No

If no, please enter location (city, country): : Brasília, Brazil

Briefly describe research or program in which the software will be used: : The code will be used for my monograph that deals with the analysis of the reactor. Being analyzed the MHD instabilities present in the reactor.

Is your institution associated with any other entities?: No

If yes, please list all affiliations (or partner institutions)::

Approval Steps:

1 Waiting for approval

Date

04/06/2021

Reviewer(s)