**UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO
ESCOLA POLITÉCNICA**

VINÍCIUS OLIVEIRA DOS SANTOS

Análise de Criticalidade de uma Instalação Fabril de
Combustíveis Nucleares à Base de Liga Metálica de Urânio

SÃO PAULO

2015

VINÍCIUS OLIVEIRA DOS SANTOS

Análise de Criticalidade de uma Instalação Fabril de Combustíveis Nucleares
à Base de Liga Metálica de Urânio

Versão Revisada

Dissertação apresentada à Escola Politécnica da Universidade de São Paulo para a obtenção do título de Mestre em Engenharia Metalúrgica e de Materiais

Orientador: Prof. Dr. rer. nat. Cláudio Geraldo Schön

SÃO PAULO
2015

Nome: dos Santos, Vinícius Oliveira.

Título: Análise de Criticalidade de uma Instalação Fabril de Combustíveis Nucleares à Base de Liga Metálica de Urânio.

Dissertação apresentada à Escola Politécnica da Universidade de São Paulo
para a obtenção do título de Mestre em Engenharia Metalúrgica e de
Materiais.

Aprovado em: 29 de junho de 2015

Banca Examinadora

- Prof. Dr. Cláudio Geraldo Schön (Presidente) - EPUSP
- Dr. José Jesús de Rivero Oliva - UFRJ
- Dr. Frank Ferrer Sene - CTMSP

Catálogo-na-publicação

Oliveira dos Santos, Vinícius

Análise de Criticalidade de uma Instalação Fabril de Combustíveis Nucleares à Base de Liga Metálica de Urânio / V. Oliveira dos Santos -- São Paulo, 2015.
108 p.

Dissertação (Mestrado) - Escola Politécnica da Universidade de São Paulo. Departamento de Engenharia Metalúrgica e de Materiais.

1.Ligas de urânio 2.Materiais Nucleares 3.Materiais Não Ferrosos
4.Segurança de Criticalidade Nuclear I.Universidade de São Paulo. Escola Politécnica. Departamento de Engenharia Metalúrgica e de Materiais II.t.

À minha esposa, com toda a gratidão e amor por estar ao meu lado em mais esta etapa importante de minha vida.

Agradecimentos:

Agradeço a todas as pessoas que contribuíram com a realização deste trabalho.

Em particular, agradeço:

À minha esposa, Raquel, minha fortaleza;

À minha família, por todo o apoio;

Ao meu excelente orientador, Prof. Dr. Cláudio Geraldo Schön, por toda a segurança que me passou nesses dois anos e pela confiança em meu trabalho;

Ao meu amigo, Dr. Frank Ferrer Sene, por toda a orientação e amizade;

À Marinha do Brasil, especificamente, ao CTMSP, pelos cinco anos de trabalho e todo o suporte;

À toda a equipe de neutrônica do CTMSP:

- Alfredo Abe, por sua contribuição e direcionamento de meu trabalho;
- Andrea Sanchez e Thiago Carluccio, por todo o suporte e contribuições fundamentais para este trabalho;
- Pamela, Nanami e Gilson, pela minha excelente inclusão em seu grupo.

Aos amigos Comandante G.Gibrail e 1º tenente Felipe Martins;

Ao meu grande amigo Matheus Araújo Tunes, pela motivação, contribuições, e por todos os trabalhos que realizamos em equipe;

Ao amigo Nathanael Wagner, por toda a atenção e contribuição;

Aos comandantes André da Silva Serra e André Ricardo, pelo fomento do Programa de Pós Graduação da Marinha do Brasil e por todas as oportunidades que me propiciaram neste trabalho

À Escola Politécnica da USP, pela minha formação.

Resumo

DOS SANTOS, V. O. **Análise de Criticalidade de uma Instalação Fabril de Combustíveis Nucleares à Base de Liga Metálica de Urânio**. 2015. 129 f. Dissertação (Mestrado) - Escola Politécnica, Universidade de São Paulo, São Paulo, 2015.

A análise de segurança de criticalidade nuclear é uma atividade mandatória sob o ponto de vista de licenciamento de uma instalação que manipula qualquer quantidade de material físsil. Este trabalho apresenta uma metodologia de análise para uma instalação fabril que processa e estoca ligas de urânio enriquecido. Trata-se da verificação da instalação para que se evite qualquer evento de acidente nuclear, seja por um equipamento inseguro, seja por um arranjo inseguro dos materiais. Todo o ciclo do urânio, principalmente as instalações envolvidas na fabricação do combustível nuclear, é avaliado quanto à segurança contra a criticalidade nuclear. A disponibilidade de informações relacionadas à segurança das instalações para combustíveis de reatores de potência comerciais (PWR e BWR, das siglas em inglês para reator de água pressurizada e reator de água fervente, respectivamente) utilizando o dióxido de urânio (UO_2) com baixo nível de enriquecimento são amplamente compartilhadas. No entanto, informações sobre parâmetros seguros de criticalidade nuclear voltadas para combustíveis à base de ligas de urânio com nível de enriquecimento médio (até 20%) são raras na literatura. Dessa forma, o trabalho proposto visa suprir essa carência ao desenvolver um método de análise de criticalidade voltada para uma instalação destinada à fabricação de combustível nuclear, utilizando ligas metálicas urânio com 20% de enriquecimento.

Palavras-chave: Análise de Criticalidade Nuclear, Segurança nuclear.

Abstract

DOS SANTOS, V. O. **Criticality safety analysis of a nuclear fuel plant based on uranium alloys**. 2015. 129 f. Dissertação (Mestrado) - Escola Politécnica, Universidade de São Paulo, São Paulo, 2015.

Nuclear Criticality Safety analysis is a mandatory licensing activity for a facility that handles a certain amount of fissile material. This work presents an analysis methodology for a plant which processes and stores uranium alloys enriched. It is the verification of the facility in order to avoid any nuclear accident event, either by unsafe equipment or by an unsafe arrangement of materials. The whole uranium cycle, mainly the facilities involved in manufacturing of nuclear fuel is evaluated for safety against nuclear criticality. The availability of information related to facilities safety for fuel of commercial power reactors facilities (PWR and BWR, Pressurized Water Reactor and Boiling Water Reactor respectively) using the mixed oxide of uranium (UO_2) with low enrichment level are widely shared. However, information of safe parameters focused on the nuclear criticality of uranium alloys based fuels with average enrichment level (up to 20%) are scarce in the literature. Thus, the proposed work aims to fill this need by developing a criticality analysis method focused on a facility dedicated to the manufacture of nuclear fuel using uranium alloys with 20% degree of enrichment.

Keywords: Criticality Safety, nuclear criticality safety.

Sumário

Lista de Abreviaturas	ix
Lista de Símbolos	xi
Lista de Figuras	xii
1 Introdução	1
1.1 Considerações Preliminares	1
1.1.1 Acidentes de Criticalidade Nuclear	4
1.1.2 Validade da Análise	8
1.2 O analista em segurança de criticalidade nuclear	10
2 Objetivos	12
3 Revisão Bibliográfica	13
3.1 Ciclo do Combustível	13
3.1.1 Exploração do minério de urânio	17
3.1.2 Conversão	22
3.1.3 Enriquecimento	23
3.1.4 Produção do combustível	27
3.2 Análise de Criticalidade para as ligas metálicas de urânio como combustível nuclear	29
3.2.1 Primeiro passo para uma instalação nuclear: Análise de Criticalidade	30
3.2.2 O procedimento de Análise	32

4	Bases da física para a análise de criticalidade	37
4.1	Reações Nucleares	37
4.1.1	Decaimento Radioativo	38
4.1.2	Seções de Choque	40
4.1.3	Fissão Nuclear	41
4.2	Fator de Multiplicação de Nêutrons	43
4.3	Razão de Moderação	46
4.4	Parâmetros Críticos e Seguros	47
4.5	Ferramenta Computacional	50
4.5.1	Cálculos de criticalidade com o método Monte Carlo	51
4.5.2	Teoria para os cálculos de autovalor com Monte Carlo	52
4.5.3	Origens do KENO	53
4.5.4	SCALE	55
5	Materiais e Métodos	60
5.1	Metodologia	60
5.2	Instalação Fabril para a obtenção de combustível de urânio me- tálico	63
5.2.1	A instalação fabril	64
5.3	Processos para obtenção do combustível nuclear	68
5.3.1	Conversão do UF_6 para UF_4	68
5.3.2	Conversão do UF_4 para o urânio metálico	70
5.3.3	Fusão do Urânio Metálico e formação da liga	71
5.3.4	Conformação da liga	72
5.3.5	Produção de Elemento Combustível	73
6	Resultados	75
6.1	Calibração	75
6.2	Ligas de Urânio	88
7	Discussão	93
8	Conclusões	98

Referências Bibliográficas	100
Apêndice APÊNDICE A - Alguns cartões de entrada (<i>inputs</i>) para o SCALE 6 utilizados neste trabalho	107

Lista de Abreviaturas

AIEA - Agência Internacional de Energia Atômica
BWR - Reator à Água em Ebulição (*Boiling Water Reactor*)
CAMECO - Canadian Mining and Energy Corporation
CNEN - Comissão Nacional de Energia Nuclear
CSAS - Criticality Safety Analysis Sequences
CTMSP - Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo
EUA - Estados Unidos da América
 F_C - Força Centrífuga
GeeWiz - Graphically Enhanced Editing Wizard
HWR - Reatores à Água Pesada (*Heavy Water Reactor*)
ICSBEP - International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project
IEA - Instituto de Energia Atômica
INB - Indústrias Nucleares do Brasil
IPEN - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares
JCO - Japan Nuclear Fuel Conversion Co
LANL - Laboratório Nacional de Los Alamos *Los Alamos National Laboratory*
LS - Limite de Subcriticalidade
LWR - Reatores à Água Leve (*Light Water Reactor*)
MB - Marinha do Brasil
MCNP - Monte Carlo N-Particle Transport Code
MMC - Método de Monte Carlo
mSv - Milisievert (medida de dose de radiação)
MTR - Materials Testing Reactor
OECD - Organisation for Economic Co-operation and Development
ORNL - Oak Ridge National Laboratory
pcm - uma parte por cem mil
PNM - Programa Nuclear da Marinha
PNB - Programa Nuclear Brasileiro
PWR - Reator à Água Pressurizada (*Pressurized Water Reactor*)
RERTR - (*Reduced Enrichment for Research and Test Reactors* - Reatores de Teste e Reatores de Pesquisa Com Enriquecimento Reduzido)
RMB - Reator Multipropósito Brasileiro
RNSD - *Reactor and Nuclear Systems Division*, Divisão de Sistemas Nucleares e de Reatores da OAK RIDGE

SCALE - Standardized Computer Analysis for Licensing Evaluation

USP - Universidade de São Paulo

1D - unidimensional

2D - bidimensional

3D - tridimensional

Lista de Símbolos

k_{eff}	Fator de Multiplicação efetivo de nêutrons
k_{inf}	Fator de Multiplicação infinito de nêutrons
R_c	Raio crítico
V_s	Volume esférico seguro
m_c	massa crítica
m_s	massa segura
eV	elétron-volt
MeV	mega elétron-volt
η	é o número médio de nêutrons de fissão produzidos por absorção de um nêutron térmico no combustível
ϵ	é o fator de fissão rápida
f	é a taxa de absorção de nêutrons térmicos no combustível em relação ao total de absorções de nêutrons térmicos
p	é a fração de nêutrons de fissão que desaceleram das energias de fissão até as energias térmicas sem serem absorvidos
P_{FNL}	é a probabilidade de um nêutron rápido não escapar do sistema
P_{TNL}	é a probabilidade de um nêutron térmico não escapar do sistema

Lista de Figuras

1.1	Quantificação dos acidentes nucleares até o ano 2000 (McLaughlin <i>et al.</i> , 2000).	5
1.2	Vaso de Oak Ridge no qual ocorreu o acidente (McLaughlin <i>et al.</i> , 2000).	7
1.3	Vaso de precipitação que gerou problemas e culminou no acidente de Tokai-Mura (McLaughlin <i>et al.</i> , 2000).	8
3.1	Minério de urânio em algumas das suas formas de ocorrência na crosta terrestre (Szuecs, 2014)	14
3.2	Fluxograma operacional do processamento do urânio em Cae-tité (Fernandes <i>et al.</i> , 2008)	19
3.3	Unidades de extração do minério de urânio das Indústrias Nu-clears do Brasil (INB). Ref. (inb, 2014)	20
3.4	Ciclo aberto do combustível nuclear (Ecen, 2010)	21
3.5	Yellowcake recém processado a partir do concentrado de miné-rio de urânio. Referência: (IAEA, 2014).	22
3.6	Ultracentrífugas de gás UF ₆ usadas para produzir urânio enri-quecido (Távora, 2013)	25
3.7	Esquema da operação dentro de uma ultracentrífuga (Quimiton, 2010)	26
3.8	Arranjo quadrado para as varetas combustíveis similar ao utili-zado por Stephen e Reddy 2013. Em vermelho está o combus-tível nuclear e em azul, o moderador	34

3.9	Arranjo hexagonal para as varetas combustíveis similar ao utilizado por Stephen e Reddy 2013 . Em vermelho está o combustível nuclear e em azul, o moderador	35
3.10	Modelo de célula de combustível metálico similar ao simulado no paper de Stephen e Reddy 2013	35
4.1	Formação do núcleo composto. Adaptado de TutorVista.com 2015	42
4.2	Seção de choque de captura em Barns (10^{-24}cm^2) em função da energia para as interações de um nêutron com U-238 e Pa-231. Adaptado de Kryuchkov et al. 2011	43
4.3	Saída (<i>output</i>) do Scale com o resumo dos principais resultados	51
4.4	Sequência de cálculo do k_{eff} com o CSAS5 do SCALE	58
5.1	Exemplos de diferentes tipos de combustíveis nucleares projetados para reatores de pesquisa (Van den Berghe et al., 2011) .	64
5.2	Fluxograma das etapas de conformação da liga e produção do combustível	73
6.1	Esfera modelada para os cálculos de razão de moderação e raios críticos. O material da cor vermelha é a mistura físsil; em azul está a camada de água	77
6.2	Cilindros modelados para os cálculos de reatividade nesta geometria e também para os cálculos da distância segura de equipamentos. O material da cor vermelha é a mistura físsil; em azul está a camada de água	77
6.3	Placas modeladas para os cálculos de reatividade nesta geometria e também para os cálculos da distância segura. O material da cor vermelha é a mistura físsil; em azul está a camada de água	78
6.4	Razão de moderação e raios críticos para a solução com UF_6 .	79
6.5	Raios críticos calculados para a solução de UF_6	80
6.6	Massa crítica calculada para o UF_6 . Valores calculados a partir dos raios críticos e da densidade correspondente do urânio. . .	81

6.7	Razão de moderação para o UO_2F_2	81
6.8	Raios críticos para o UO_2F_2	82
6.9	Massas críticas para o UO_2F_2 . Valores calculados a partir dos raios críticos e da densidade correspondente do urânio.	82
6.10	Razão de Moderação para a solução de U_3O_8	83
6.11	Raios críticos para a solução de U_3O_8	83
6.12	Massas críticas para a solução de U_3O_8 . Valores calculados a partir dos raios críticos e da densidade correspondente do urânio.	84
6.13	Razão de moderação para soluções com o UO_2 em vários níveis de enriquecimento.	84
6.14	Raios críticos calculados para o UO_2	85
6.15	Massa crítica calculada para o UO_2 com diversos níveis de enriquecimento. Valores calculados a partir dos raios críticos e da densidade correspondente do urânio.	85
6.16	Razão de moderação para o UF_4	86
6.17	Raios Críticos para a solução de UF_4	86
6.18	Massa crítica para a solução de UF_4 . Valores calculados a partir dos raios críticos e da densidade correspondente do urânio.	87
6.19	Resultados para as distâncias seguras na configuração mais reativa possível: placas de urânio, sem revestimento e em um sistema inundado. Foi simulado um arranjo com 10 placas do combustível formando uma linha, conforme elas serão dispostas em seu armazenamento	89
6.20	Modelo da fila de dez combustíveis metálicos. O material da cor vermelha é a mistura físsil; em azul está uma seção do conjunto com camada de água	90
6.21	Cálculo das distâncias seguras para os equipamentos: Arranjo a seco. Este modelamento foi feito a partir de cilindros do material físsil, U-10Mo, e elaborado um arranjo em matriz 8x5 desses cilindros em condição normal de operação	91

- 6.22 Cálculo das distâncias seguras para os equipamentos. Arranjo inundado. Este resultado foi obtido modelando-se um conjunto de cilindros de uma das ligas possíveis para ser combustível nuclear, U-10Mo, que é a mais estudada entre as ligas testadas 91
- 6.23 Modelo do arranjo de cilindros utilizado para o cálculo das distâncias seguras entre equipamentos. Foi elaborado um arranjo em matriz 8x5 desses cilindros em condição normal e de acidente com inundação. Em vermelho está representada a liga e em azul a camada de água. 92

Capítulo 1

Introdução

1.1 Considerações Preliminares

O alicerce da indústria da energia nuclear está baseado no processo físico da fissão nuclear. Quando um nêutron fissiona um núcleo de urânio, por exemplo, a reação produz energia, fragmentos de fissão, outros nêutrons e muita radiação. Radioatividade é um fenômeno natural e fontes naturais de radiação são características do ambiente. A radiação e as substâncias radioativas têm muitas aplicações benéficas que vão desde a geração de energia até a sua aplicação na medicina, indústria e agricultura. Os riscos de exposição dos trabalhadores, do público geral e também do ambiente à radiação podem surgir destas aplicações, devem ser avaliados e, caso necessário, controlados. Atividades envolvendo o uso da radiação para tratamentos médicos, operação de instalações nucleares, a produção, transporte e uso de material radioativo e a gestão dos resíduos radioativos estão sujeitos às várias normas de segurança nacionais, providas pelo órgão licenciador CNEN (Comissão Nacional de Energia Nuclear) e internacionais, determinadas principalmente pela agência internacional AIEA (Agência Internacional de Energia Nuclear).

Operações com materiais físséis introduzem riscos de acidente de criticidade nuclear culminando com a liberação de doses de radiação que podem ser letais às pessoas que estiverem nas proximidades. Entretanto, a experiência tem mostrado que extensivas operações podem ser realizadas de forma segura e econômica quando precauções apropriadas são adotadas. Os poucos acidentes de criticidade revelam taxas de frequência e severidade bem abaixo daquelas típicas apresentadas por acidentes não-nucleares. Esse recorde favorável somente pode ser mantido através da aderência contínua às boas práticas de operação. Entretanto, o padrão geral de operações seguras, por si só, não pode garantir a segurança dos procedimentos em todos os casos. Cada instalação nuclear requer análises próprias e rotinas próprias específicas. As boas práticas devem preconizar as condições econômicas, mas a proteção do pessoal de operação e o público deve ser a consideração dominante (ANS, 2014a).

A regulação da segurança é de responsabilidade nacional e no Brasil ela é realizada pela CNEN (CNEN, 1980a), (CNEN, 1980b), uma autarquia federal criada em 1962, vinculada ao Ministério da Ciência, Tecnologia e Inovação. No entanto, os riscos de radiação podem transcender as fronteiras nacionais e a cooperação internacional serve para promover e reforçar a segurança em todo o mundo, através da troca de experiências, melhorando a capacidade de se controlar os riscos, evitar acidentes, responder a emergências e atenuar quaisquer consequências nocivas.

Normas de segurança internacionais fornecem suporte para os Estados cumprirem com suas obrigações, sob princípios gerais do direito internacio-

nal, tais como as relativas à proteção ambiental. Normas de segurança internacionais também promovem e asseguram a confiança na segurança e facilitam o comércio, inclusive o internacional (IAEA, 2008).

As ligas de urânio são materiais de interesse para a indústria nuclear, em especial para o programa RERTR (*Reduced Enrichment for Research and Test Reactors Program*, o qual visa diminuir o nível de enriquecimento dos combustíveis nucleares dos reatores de pesquisa. As ligas promissoras, U-10Mo e U-Nb-Zr, entre outras, têm sido investigadas como possíveis candidatas para a nova geração de combustíveis nucleares para os novos reatores, devido à sua maior densidade de urânio. Uma das atividades de maior importância em termos de segurança, se dá no processo de fabricação, durante o qual as precauções contra os riscos de um acidente de criticalidade nuclear devem ser tomadas.

A análise de segurança quanto à criticalidade nuclear é pertinente a todas as atividades do ciclo do combustível nuclear, nas quais são manipuladas quantidades relevantes de materiais físséis (urânio, plutônio, etc.). Estas atividades envolvem, por exemplo, procedimentos nas plantas de processamento químico e de enriquecimento de urânio, o transporte e estocagem de materiais contendo nuclídeos fissionáveis, as etapas de fabricação de elementos combustíveis para reatores nucleares e o reprocessamento do combustível nuclear irradiado. Toda análise de criticalidade nuclear compreende uma avaliação em observância com as normas ANS (2014a,b,c, 2007, 1997), usando códigos computacionais validados e metodologias adequadas. A análise determina essencialmente a quantidade de material físsil e fissionável e as con-

dições com que podem ser manuseados em uma instalação, sem comprometer a segurança.

Ela se baseia em dados de manuais, os quais não compreendem somente valores críticos, mas também os limites subcríticos e nas análises computacionais com códigos como o SCALE, o qual realiza cálculos específicos dos parâmetros seguros para as condições de sistemas específicos (Sanchez e Abe, 2013).

A Marinha do Brasil (MB), no Programa Nuclear Brasileiro (PNM), investe na pesquisa em reatores nucleares de pesquisa, os quais, em geral, utilizam combustível nuclear do tipo placa. Através de seu programa de bolsas de estudos, a MB, fomentou e viabilizou este trabalho em conjunto com a Escola Politécnica da Universidade de São Paulo (EPUSP) em prol do Programa Nuclear da Marinha (PNM) e com o objetivo de amparar o programa PNM nas suas áreas de interesse.

1.1.1 Acidentes de Criticalidade Nuclear

Correções em procedimentos de risco devem ser feitas a partir do histórico dos erros cometidos em acidentes, por isso a indústria nuclear mundial compartilha informações sobre as práticas de procedimentos seguros e relatos de problemas com aqueles que foram inseguros, sem toda a questão que envolve os sigilos inerentes dos assuntos envolvidos com a parte tecnológica. Este é um aspecto fundamental para o aprimoramento da segurança dos processos envolvendo materiais físséis e das instalações envolvidas. Essa é a grande importância das análises de criticalidade nuclear, diminuir os riscos de

ocorrência dos eventos de criticalidade e das suas consequências.

Em uma revisão dos acidentes ocorridos nos EUA, Reino Unido, Rússia e Japão

(McLaughlin *et al.*, 2000) até o ano 2000 (Figura 1.1), dos 22 acidentes registrados, 21 ocorreram com o material físsil na forma de solução ou pasta e somente 1 (um) ocorreu com lingote metálico. Nenhum deles ocorreu com o material físsil na forma de pó. Ocorreram 9 mortes, 3 sobreviventes com membros amputados. Nenhum acidente ocorreu durante o transporte do material, nem durante seu armazenamento. Apenas um acidente resultou em contaminação por produtos de fissão além dos limites da planta nuclear e também apenas um acidente resultou em exposição mensurável ao público em geral, apesar de ser uma dose bem abaixo da permitida para os profissionais que trabalham diretamente na planta nuclear.

Figura 1.1: Quantificação dos acidentes nucleares até o ano 2000 (McLaughlin *et al.*, 2000).

Alguns acidentes destacam-se, entre eles os três ocorridos na indústria russa Mayak Production Association. Em 15 de março de 1953, o problema ocorreu com a solução de nitrato de plutônio em um vaso de armazenagem provisória. Por um erro operacional, a massa de material físsil acumulada no vaso foi ultrapassada e provocou um acidente de criticalidade. Houve uma única excursão, uma exposição séria, e uma exposição significativa. Em 21 de abril de 1957, na mesma indústria, o precipitado de urânio, foi acumulado de

forma insegura em um vaso de recepção de filtrados. O histórico da excursão é desconhecido mas ocorreu uma fatalidade e cinco exposições significativas. Também em Mayak, em 2 de janeiro de 1958, a solução de nitrato de urânio, acumulou massa além da crítica em um vaso de experiência e isso culminou com uma explosão imediata. Foram três fatalidades e uma exposição séria.

Nos EUA, na planta Y-12 de Oak Ridge National Laboratory, em 16 de junho de 1958, ocorreu o vazamento despercebido de solução de nitrato de urânio, U-93, em um tambor de coleta de água (Figura 1.2). Foram múltiplas as excursões e sete exposições significativas. Em Los Alamos Scientific Laboratory, em 30 de dezembro de 1958, na manipulação de uma solução orgânica com plutônio em um tanque de tratamento de orgânicos houve um acidente e uma única excursão. Esta levou a uma fatalidade e a duas exposições significativas. Na Planta de Processamento Químico de Idaho, em 16 de outubro de 1959, também houve problemas com a manipulação da solução de nitrato de urânio.

No Reino Unido, em 24 de agosto de 1970, na indústria Windscale Works, houve falha com o transporte de solução orgânica com plutônio em um vaso de transferência. Isso resultou em uma excursão e exposições insignificantes.

De volta à Rússia, na Planta Química Siberiana, em 13 de dezembro de 1978, problemas com lingotes de Pu metálico em um contêiner de armazenagem geraram uma exposição grave e sete significantes aos trabalhadores da fábrica.

Um dos acidentes singulares ocorreu no Japão, em Tokai-mura, na data de 30 de setembro de 1999. O acidente ocorreu na Planta de Fabricação

Figura 1.2: Vaso de Oak Ridge no qual ocorreu o acidente (McLaughlin *et al.*, 2000).

de combustível JCO, uma pequena edificação localizada no interior de Tokai. Suas características geográficas contribuíram para o aspecto único deste acidente: este foi o primeiro acidente de criticalidade nuclear no qual ocorreram exposições mensuráveis também ao público. Os funcionários da indústria não seguiram o procedimento seguro predeterminado, utilizando-se de um recipiente para a precipitação da solução de nitrato de urânio inadequado (Figura 1.3). Quatro horas e meia depois do início do acidente, as medições de radiação nos limites da instalação e próximos a uma residência e a um estabelecimento comercial registraram doses de radiação gama combinada com nêutrons de cerca de 5 mSv/h. Os residentes do distrito foram evacuados em uma distância de raio de 10 km da instalação nuclear em função da atividade dos produtos de fissão medidos no ar dentro desse raio.

Figura 1.3: Vaso de precipitação que gerou problemas e culminou no acidente de Tokai-Mura (McLaughlin et al., 2000).

1.1.2 Validade da Análise

Para se estabelecer a validade e as áreas aplicáveis determinam-se os requisitos para cada método de cálculo usado na avaliação da segurança de criticalidade nuclear. O padrão não inclui os detalhes dos controles administrativos, os projetos dos equipamentos, a descrição da instrumentação para o processo de controle ou os critérios detalhados a serem encontrados no transporte de materiais físséis.

Na prática, o controle de segurança de criticalidade, tanto na prevenção bem como na resposta, depende frequentemente de sistemas simples e dados de manuais. Esses dados incluem valores de referência, tais como de massa crítica mínima, concentração e geometria assim como moderação ótima

para sistemas bem definidos. Desde que os sistemas sejam bem definidos, os valores de referência são constantes.

A precisão dos valores de referência influencia a segurança e a economia de operações. Em situações percebidas ou reais de emergência, grandes incertezas nos dados podem resultar em conclusões inapropriadas. O manual ICSBEP ([Briggs *et al.*, 2003](#)) e outras fontes benchmark (ato de executar um conjunto de programas a fim de avaliar o desempenho relativo de um objeto, normalmente executando uma série de testes padrões e ensaios nele) contém sistemas pouco sofisticados. Eles raramente podem ser usados para determinar diretamente os valores de referência de interesse ou sua precisão. Os manuais têm sido publicados para prover dados e princípios de segurança para o projeto, avaliação de segurança e licenciamento de operações, transporte e armazenagem de materiais físseis e fissionáveis. Grandes desvios nos valores de referência têm sido percebidos entre diferentes manuais de segurança de criticalidade e outros guias ([OECD, 2006](#)).

1.2 O analista em segurança de criticalidade nuclear

A segurança de criticalidade nuclear possui três componentes principais - física de nêutrons, engenharia e controles administrativos. Só com uma boa interação entre os três é que os objetivos de segurança máxima serão satisfeitos.

Das muitas disciplinas tecnológicas e de segurança que alimentam a indústria da energia nuclear, a segurança de criticalidade nuclear é singular por ser a que mais limita a produtividade, sendo economicamente contraproducente deste ponto de vista. O objetivo do especialista de segurança de criticalidade nuclear é impor os limites necessários para evitar o acúmulo de uma massa crítica de combustível nuclear. Suas inclinações profissionais estão na direção de pequenas massas de combustível, diâmetros limitados de vasos, equipamentos bem espaçados e controle da química do processo. O objetivo do engenheiro de projeto, por outro lado, é atender às expectativas de qualidade dos produtos da forma mais segura, eficiente e econômica possível. Suas inclinações profissionais estão na direção de grandes massas, grandes vasos convencionais, fechar acordos para conservar o espaço de chão de fábrica, livre de preocupações sobre a química incomum, ou quando o combustível em seu processo nuclear pode ser desviado intencionalmente ou não.

A integração da física de nêutrons, engenharia e procedimentos administrativos deve ser facilitada por um especialista de segurança de criticalidade nuclear. Espera-se da pessoa designada para esse fim que tenha o conhecimento e a experiência pessoal, com a colaboração de outros especialistas, na área específica para coordenar o desenvolvimento de um programa glo-

bal que seja consistente com as necessidades de produção. Uma vez que as organizações que operam têm a responsabilidade final para a concepção e realização de operações da instalação, o papel do especialista deve ser mais do que o de um consultor, ele necessita ter independência e autoridade suficientes para assegurar que as considerações de produção não sobrecarreguem as preocupações com a segurança. Esse profissional também deve estar presente diariamente na instalação, como ocorre com o especialista em proteção radiológica (Abe e Sanchez, 2011). Por fim, a meta do analista de criticalidade é impor as limitações necessárias para se evitar o acúmulo de massa crítica de combustível nuclear (Brown, 1981).

Capítulo 2

Objetivos

Os objetivos deste trabalho são calcular os parâmetros críticos e seguros para as ligas metálicas de urânio, para que se estabeleçam os limites apropriados para a manipulação desses materiais durante a produção dos combustíveis nucleares à base dessas ligas e as condições seguras de estocagem desses combustíveis em uma instalação fabril destinada aos procedimentos com esses materiais nucleares. Os cálculos são computacionais e realizados com o SCALE 6, software desenvolvido pelo Oak Ridge National Laboratory, amplamente utilizado para o licenciamento de instalações nucleares.

Capítulo 3

Revisão Bibliográfica

3.1 Ciclo do Combustível

O urânio é um elemento com propriedades químicas e radiológicas que o fizeram útil para a indústria e comércio mesmo com o seu caráter tóxico. Ele pode ser encontrado em todo ambiente; vários métodos analíticos confirmam a sua presença no ar, água e solo. O urânio natural, em sua forma mais aproveitada, é encontrado em formações rochosas da crosta terrestre, aparecendo como constituinte da maioria das rochas. Ele é encontrado em mais de 100 formações minerais, sendo pelo menos 7 as aproveitáveis (KEITH *et al.*, 2014). O minério de urânio não possui uma cor característica; pode ser amarelo, marrom, ocre, branco, cinza, ou seja, as muitas cores da terra (Figura 3.1).

Figura 3.1: Minério de urânio em algumas das suas formas de ocorrência na crosta terrestre (Szuecs, 2014)

A mineração do urânio é feita primariamente pelo seu isótopo físsil ^{235}U (Agency e the International Atomic Energy Agency, 2014). O urânio enriquecido neste isótopo serve como fonte para os reatores e armas nucleares. Além da produção de energia, o urânio também é usado como agente de tingimento de vidros, esmaltes cerâmicos, rodas de giroscópio, catalisador químico, blindagem para fontes radioativas de alta intensidade, alvos de tubos de raios X e também como munição militar do tipo penetradora (KEITH *et al.*, 2014).

Tabela 3.1: *Propriedades químicas e físicas do urânio e de seus compostos*

Propriedades	urânio	dióxido de urânio	trióxido de urânio	uranato de uranilo	tetrafluoreto de urânio	hexafluoreto de urânio	fluoreto de uranilo	nitrato de uranilo
peso at/mol	238,029	270,03	286,03	842,08	314,02	352,02	308,03	502,13
fórmula	U	UO_2	UO_3	U_3O_8	UF_4	UF_6	UO_2F_2	$UO_2(NO_3)_2$
cor	Prateada	Marrom - preto	Amarelo - vermelho	Verde oliva	Verde	Incolor	Amarelo	Amarelo
ponto de fusão	1135	2878	Decompõe-se	Decompõe-se a 1300	960	Sublima nas CNTP	Decompõe-se a 300	Decompõe-se a 100
ponto de ebulição	4131	sem dados	Não relevante	Não relevante	Sem dados	56,2	Não relevante	Não relevante
sol. em água	Insolúvel	Insolúvel	Insolúvel	Insolúvel	pouco solúvel		Solúvel	miscível
Sol. em outros meios	ácidos	HNO ₃	HNO ₃ , HCl	HNO ₃ , H ₂ SO ₄	ácidos e bases concentradas	CCl ₄ , clorofórmio	etanol	etanol
densidade (g/cm ³)	18,95	10,96	7,29	8,30	6,70	4,68 a 21°C	6,37	2,81 a 13°C

Em 1789, o urânio foi descoberto pelo químico alemão Martin Heinrich Klaproth (1743-1817) e batizado com o nome do planeta. A sua radioatividade foi observada primeiro pelo renomado físico francês Becquerel em 1896; trabalho que foi premiado com o prêmio Nobel em 1903. Todos os seus 22 isótopos conhecidos atualmente ($^{217-219,222-240,242}\text{U}$) são radioativos. Os três que ocorrem naturalmente (234 , 235 e ^{238}U) são parte de duas cadeias de decaimento iniciadas pelos dois últimos. A razão de distribuição por massa na crosta dos isótopos naturais do urânio é de 0,000055:0,0072:0,99275 respectivamente.

O Ciclo do combustível nuclear é o conjunto de etapas do processo industrial que transforma o mineral urânio desde o seu estado inicial até a sua deposição final. Ele se inicia da exploração do minério da terra, pelo seu processamento, enriquecimento e fabricação do combustível; pela sua utilização no reator nuclear, sua estocagem após o término de sua vida útil como combustível, reprocessamento e deposição final ou retorno em alguma etapa do ciclo, a qual pode ser a de enriquecimento ou a própria fabricação dos novos combustíveis. O ciclo com o qual o Brasil opera é chamado de aberto (Figura 3.4), pois prevê a disposição do combustível; diferentemente do fechado, no qual operam a França, Bélgica, Inglaterra e Japão, em que se admite o reprocessamento do urânio.

Dentro do escopo deste trabalho, o ciclo do combustível descrito a seguir não é o completo, mas sim o conjunto dos processos realizados para a produção das placas combustíveis e do elemento combustível tipo placa. Na usina de beneficiamento, o urânio é extraído do minério, purificado e concentrado sob a forma de um sal de cor amarela, conhecido como "yellowcake"(Figura

3.5). No Brasil, tais atividades são desenvolvidas em Caetité-BA. Durante a fase de extração e processamento do minério, os níveis de radioatividade são permanentemente monitorados e controlados pelos órgãos reguladores.

3.1.1 Exploração do minério de urânio

O urânio é usado como fonte primária da matriz energética mundial desde meados dos anos 60. Uma vez extraído, o minério de urânio é moído em areia fina e o urânio é removido por lixiviação ácida ou solução alcalina; assim seu óxido bruto é formado por separação química e se precipita como U_3O_8 . A grande maioria do óxido é diretamente levada à indústria nuclear que o processa para enriquecê-lo de acordo com sua aplicação. Um dos métodos de extração do minério pode ser realizado pelo processo Heap-Leach (Fernandes *et al.*, 2008), o qual é utilizado na planta de Caetité (Figura 3.2). A britagem do minério e a adição de uma solução de ácido sulfúrico, na proporção de 15 kg de H_2SO_4 por tonelada de minério, formam pilhas contendo entre 25000 e 35000 toneladas de minério. Cada pilha formada é submetida a um ciclo de lavagem em três etapas:

Primeira

Na primeira etapa de lavagem, solução de H_2SO_4 de 25gL^{-1} , na taxa de $0,6\text{m}^3\text{t}_{\text{minério}}^{-1}$ é irrigada sobre a pilha de minério por meio de tubos perfurados, a uma taxa de $30\text{Lh}^{-1}\text{m}^{-2}$;

Segunda

A segunda etapa é realizada com uma solução de H_2SO_4 de concentração de 5gL^{-1} , a uma taxa de $0,3\text{m}^3\text{t}_{\text{minério}}^{-1}$ a mesma taxa de percolação;

Terceira

A terceira é feita com água natural, a taxa de $0,3\text{m}^3\text{t}_{\text{minério}}^{-1}$, a mesma taxa de percolação.

As soluções resultantes são coletadas em tanques onde elas são misturadas de tal forma que a solução final é obtida com 2gL^{-1} de urânio, como U_3O_8 . O urânio é extraído dessa solução primária por meio de um solvente orgânico que consiste de 7% de amina terciária, 3% de tridecanol e 90% de querosene. O urânio é retirado com uma solução de NaCl da qual ela é subsequentemente precipitada com a adição de solução de hidróxido de amônio. O líquido efluente gerado na planta de moagem consiste de uma solução ácida com altas concentrações de outros elementos que têm sido dissolvidos com o urânio (ver Tabela 3.2), como por exemplo Al, Fe, Ca, Mg e Si. Esse efluente é tratado com CaO para um pH de 8,0. A lama é bombeada para tanques revestidos com polietileno de alta densidade (HDPE) providos de drenos para a sedimentação de sólidos em suspensão. O material flutuante volta a circular para o processo. Este constitui um circuito fechado sem líquidos efluentes

sendo liberados ao ambiente sob condições normais de operação.

Tabela 3.2: Composição média dos minerais em Caetité (Fernandes *et al.*, 2008)

óxido	Concentração (%)	óxido	Concentração (%)
SiO ₂	43,1(13)	BaO	0,16(5)
CaO	6,8(11)	ZrO ₂	0,04(1)
Al ₂ O ₃	13,8(8)	ZnO	0,011(2)
Fe ₂ O ₃	5,4(8)	SnO ₂	0,0056(6)
TiO ₂	2,4(4)	Cr ₂ O ₃	0,0056(5)
U ₃ O ₈	0,35(0,9)	MnO	0,094(1)
MgO	2,4(4)	Nb ₂ O ₅	0,1(0,2)
V ₂ O ₅	0,1(0,2)

Figura 3.2: Fluxograma operacional do processamento do urânio em Caetité (Fernandes *et al.*, 2008)

A extração do urânio não é a única forma para a obtenção do combustível utilizado nas centrais nucleares. Existem também as fontes secundárias, compostas por: material obtido com a desativação de artefatos bélicos; estoques

civis e militares; reprocessamento do urânio já utilizado e sobra do material usado no processo de enriquecimento. Em 2006, segundo a IEA, o urânio extraído das reservas respondeu por 54% da energia nuclear produzida no mundo. O restante veio de fontes secundárias. O Brasil possui uma reserva de urânio com cerca de 309.000 toneladas, o que representa a sexta maior reserva mundial.

As Indústrias Nucleares do Brasil atuam na cadeia produtiva do urânio (ver figura 3.3), da mineração à fabricação do combustível que gera energia elétrica nas usinas nucleares. Vinculada ao Ministério da Ciência, Tecnologia e Inovação, a INB tem sua sede na cidade do Rio de Janeiro e está presente nos estados da Bahia, Ceará, Minas Gerais, Rio de Janeiro e São Paulo (Figura 3.3). Apenas a INB tem autorização do Governo Federal para extrair e processar o urânio e demais minerais radioativos.

Figura 3.3: Unidades de extração do minério de urânio das Indústrias Nucleares do Brasil (INB). Ref. (inb, 2014)

A produção de urânio teve seu início no Brasil em 1982, no município de Caldas em Minas Gerais, onde uma reserva, já conhecida, foi explorada durante 13 anos, abastecendo a usina de Angra I e programas de desenvolvimento tecnológico.

Com o avanço das prospecções geológicas, outras reservas foram descobertas e, em 1995, a unidade da INB em Caldas encerrou a sua produção de urânio, entrando em descomissionamento. Em 1998, o urânio começou a ser explorado em Caetité, no estado da Bahia. Este município possui 100 mil toneladas em urânio, volume suficiente para abastecer o complexo nuclear de Angra I, II e III por 100 anos. A Unidade de Concentrado de Caetité produz anualmente cerca de 400 toneladas por ano de concentrado de urânio, o suficiente para abastecer as usinas de Angra I e II.

Figura 3.4: Ciclo aberto do combustível nuclear (Ecen, 2010)

Figura 3.5: Yellowcake recém processado a partir do concentrado de minério de urânio. Referência: (IAEA, 2014).

3.1.2 Conversão

A próxima etapa é a conversão do urânio, ou seja, a transformação do yellowcake em hexafluoreto de urânio (UF_6). Trata-se de um conjunto de processos físicos e químicos que versam sobre a transformação de compostos de urânio onde o UF_6 é o produto final. O UF_6 possui características físico-químicas facilitadoras e, por isso foi escolhido para ser utilizado nos estágios de enriquecimento. É um sólido branco volátil à temperatura ambiente e que sublima a 57°C , tornando-se ideal para os processos de enriquecimento. À temperatura ambiente, a pressão de vapor do UF_6 é cerca de 0,14 atm e aumenta para cerca de 13,6 atm a temperatura de 150°C .

A etapa da conversão tem sido realizada no Canadá, pela Cameco, e posteriormente o seu enriquecimento é realizado no consórcio europeu URENCO com a tecnologia de ultracentrífugas. O Brasil sempre buscou a sua autonomia nesta etapa, e desde 2009, a INB opera a usina de enriquecimento de

urânio também com a tecnologia de ultracentrífugas desenvolvida pela Marinha do Brasil nos anos 1990. A unidade está instalada na Fábrica de Combustível Nuclear da INB, também em Resende-RJ. Segundo a INB, até junho de 2015 todo o urânio enriquecido produzido na Fábrica de Combustível será usado na fabricação dos elementos combustíveis da 22^a recarga de Angra 1. Essa produção representará cerca de 80% do urânio a ser usado na recarga. Até agora o enriquecimento de urânio era 100% contratado no exterior. Essa etapa do ciclo do combustível nuclear corresponde a cerca de 30% do custo de fabricação, e é a etapa mais sensível e estratégica para o país que a detém (ORDOÑEZ, 2014).

3.1.3 Enriquecimento

O enriquecimento é a etapa necessária para que a quantidade de material fissionável se torne suficiente para os processos com o urânio. Da sua ocorrência na natureza, apenas 0,711% em peso do minério são U-235, ou seja, material físsil. O enriquecimento é realizado com o UF_6 na forma de gás.

Atualmente, dois processos são viáveis industrialmente: difusão gasosa e ultracentrifugação. O primeiro deles é o mais utilizado nos EUA. Ele se utiliza da pequena diferença entre as velocidades de efusão (passagem das moléculas gasosas através de barreiras, orifícios, etc) entre os isótopos do urânio U-235 e U-238 e, conseqüentemente, dos compostos $\text{UF}_6\text{-235}$ e $\text{UF}_6\text{-238}$:

$$kT = \frac{1}{2}mv^2, \quad (3.1)$$

onde k é a constante de Boltzmann, T é a temperatura absoluta, m é a massa e v a sua velocidade.

Ou seja, a velocidade é inversamente proporcional à massa e, sob temperatura constante, temos:

$$v(^{235}\text{U}) > v(^{238}\text{U}), \quad (3.2)$$

Como o processo consta da passagem por muitas barreiras de efusão (estágios) para o enriquecimento, os problemas advêm justamente dessas várias etapas para que ocorra a difusão, ou seja, o processo é complexo, os sólidos entopem as barreiras e podem facilitar o surgimento de vazamentos; a concentração de urânio em componentes sólidos pode causar a formação de massa crítica principalmente nas últimas etapas do processo.

A melhor alternativa ao processo da difusão é a da ultracentrífuga (Figura 3.6). Trata-se de uma tecnologia desenvolvida pela Alemanha durante a Segunda Guerra Mundial. Dos dez países que dominam essa técnica está o Brasil, que a vem desenvolvendo desde o final da década de 1970. A primeira ultracentrífuga foi construída em 1982 e a primeira cascata 6 anos depois, em 1988. A mecânica tradicional da ultracentrifugação emprega o sistema sustentado por mancais mecânicos, enquanto que o rotor desenvolvido pelo Brasil gira levitando por efeito eletromagnético, o que reduz o atrito, os desgastes e a manutenção.

A primeira planta de enriquecimento isotópico de urânio, em escala industrial, encontra-se nas instalações da Fábrica de Combustível Nuclear da INB

Figura 3.6: Ultracentrífugas de gás UF_6 usadas para produzir urânio enriquecido (Távora, 2013)

(Indústrias Nucleares Brasileiras) em Resende-RJ. Ela é constituída de cascatas de ultracentrífuga desenvolvidas pelo Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo (CTMSP). A primeira das dez cascatas foi inaugurada em 2006. A expectativa da INB é de atender a 100% da demanda das usinas de Angra I e a 20% de Angra II e, em 2020, às necessidades das três usinas (BARATA, 2013).

O princípio de operação das ultracentrífugas é o da separação de massas em um cilindro rotacionando a alta velocidade. As forças centrífugas tendem a comprimir as moléculas de gás nas paredes do cilindro; quanto maior a massa, maior a sua compressão contra as paredes. As moléculas mais leves, neste caso as de $^{235}\text{UF}_6$, atingem maior velocidade e se concentram no centro do cilindro:

$$F_C = m\omega^2 r \quad (3.3)$$

onde F_C é a força centrífuga, ω é a sua velocidade angular e r o raio da trajetória.

Duas tubulações de saída recolhem o urânio, sendo que, em uma delas, segue o urânio que tiver a maior concentração de isótopos de urânio 235 (enriquecido), e na outra, o que tiver mais do isótopo 238 chamado de subproduto (Figura 3.7).

Figura 3.7: Esquema da operação dentro de uma ultracentrífuga (Quimiton, 2010)

Como grandes quantidades de material enriquecido são necessárias ao suprimento dos combustíveis nucleares e a produção do elemento separador é diminuta, utiliza-se industrialmente o acoplamento de inúmeros elementos separadores em paralelo, formando a configuração conhecida como "estágio de separação".

O processo de separação isotópica na centrífuga é um processo termodinâmico reversível e o consumo de potência é muito menor do que no processo de difusão gasosa: 0,3 MWh/SWU contra 3 MWh/SWU. Existem outros métodos de enriquecimento que ainda não são usados na indústria, como o método eletromagnético, que separa um feixe de íons de urânio de acordo com a relação de carga/massa; Separation Nozzle, um novo método de separação de massas através de um tubo pressurizado; também estão em desenvol-

vimento técnicas de excitação por laser seguidas por ionização seletiva dos átomos.

3.1.4 Produção do combustível

O fechamento do ciclo do combustível se dá através da produção do elemento combustível. Essa etapa será mais detalhada no decorrer do texto. Resumidamente, do urânio enriquecido procede-se ao urânio metálico, deste à fundição da liga metálica com os elementos de liga escolhidos e finalmente à sua conformação e montagem do elemento combustível.

Depois do processamento inicial do urânio, este tem algumas rotas específicas a seguir. No caso dos reatores de pesquisa, os elementos combustíveis podem ser feitos a partir de dispersões em matriz de urânio com revestimento (moldura) de alumínio, por exemplo. Ou seguir como tratado neste trabalho, para a produção do urânio metálico e atender às demandas da nova geração de reatores de pesquisa.

Também há a rota utilizada para os reatores de potência. Os tradicionais processam o óxido de urânio, UO_2 , para a produção do combustível cerâmico na forma de pastilhas, que serão inseridas em varetas metálicas e o seu conjunto final, o elemento combustível, típico dos reatores à água leve (LWR).

Os combustíveis monolíticos, feitos das ligas metálicas, estão em fase de validação. As ligas de urânio estão em teste, sendo analisadas as várias opções de elementos de liga mais adequados em uma operação dentro dos reatores. O grande desafio à sua aplicação é o fator do inchamento das mesmas, as quais, diferentemente dos combustíveis cerâmicos, não possuem es-

paços para o acúmulo de gases e de produtos de fissão, e falham em seu uso. Neste tópico de combustíveis nucleares, os trabalhos são escassos e pouco difundidos. Este trabalho vem para contribuir com os estudos em prol do desenvolvimento deste tipo de combustível nuclear.

Uma das formas de produção do urânio metálico pode se iniciar do hexafluoreto de urânio (UF_6). Um dos processos possíveis é converter o UF_6 em UF_4 . Isso é realizado com a hidrólise inicial do UF_6 , convertendo-o a UO_2F_2 ; este em U_3O_8 , em UO_2 e, finalmente, na reação do último com HF se obtém o UF_4 .

Procedendo-se à produção do urânio metálico, é realizada a mistura do UF_4 com Mg e feita a metalotermia sob uma reação química de redução para a obtenção do urânio metálico. Ao final, desta reação o urânio é reduzido a sua fase metálica. Por fim, os elementos de liga são fundidos ao urânio para a obtenção do cerne combustível, o qual será revestido por uma liga de zircônio ou mesmo por alumínio, e será feita a montagem dos subelementos e do conjunto destes, forma-se o elemento combustível do reator nuclear. O estágio final, que se inicia com o recebimento do UF_6 enriquecido, é mais concentrado em sua logística, ou seja, as unidades de produção do cerne combustível e de todo o arranjo do combustível nuclear são adjacentes, em geral, formando uma linha de produção.

3.2 Análise de Criticalidade para as ligas metálicas de urânio como combustível nuclear

Os combustíveis metálicos voltaram a ser estudados após serem substituídos nos primórdios da indústria nuclear na década de 1960, na época em que se utilizava o urânio metálico puro como combustível e em que se enfrentavam todos os problemas inerentes ao material, principalmente pela sua alotropia microestrutural e consequente inchamento sob irradiação. Para a prevenção desse efeito, havia a limitação importante da sua queima (do termo em inglês *burnup*), tornando-o inviável para a evolução da indústria nuclear. O *burnup* é a medida de quanta energia é extraída de uma fonte primária de combustível nuclear, expressa na forma prática do produto entre a potência térmica da planta nuclear pelo tempo de operação dividido pela massa de combustível nuclear carregada inicialmente (Wikipedia, 2015). Veio a era do combustível cerâmico, com sua alta estabilidade sob irradiação e alto ponto de fusão, e o uso do metálico foi abandonado no período. Assim como a indústria migrou para os combustíveis cerâmicos abandonando os metálicos no período, as pesquisas de materiais também o fizeram e nos últimos dez anos retomaram as atividades para esse ramo de materiais em sua utilização nos reatores nucleares.

As novas demandas energéticas em conjunto com as tendências atuais de diminuição do enriquecimento dos combustíveis nucleares fizeram com que se retomasse o seu uso. A alta densidade de urânio em uma liga metálica viabiliza o seu menor enriquecimento. As principais ligas utilizadas como com-

bustível nuclear são as ligas de urânio com zircônio, molibdênio e alumínio (Olander, 1976).

A área nuclear é estratégica e fortemente ligada ao ramo bélico; por isso, a divulgação de materiais correlatos é escassa e a sua pesquisa é sigilosa. Surge a necessidade de novos estudos para amparar o desenvolvimento dos novos combustíveis nucleares e é esse o objetivo deste trabalho. Poucos são os trabalhos científicos disponíveis sobre o uso de combustíveis metálicos em reatores, menor é a quantidade desses materiais com o nível de enriquecimento (porcentagem em peso do isótopo físsil U-235) de 20%; a importância aumenta com nacionalidade da pesquisa que ficará disponível à maior instituição federal que trabalha com o urânio, a Marinha do Brasil para contribuir em seu Programa Nuclear da Marinha do Brasil (PNM).

3.2.1 Primeiro passo para uma instalação nuclear: Análise de Criticalidade

O comissionamento de instalações é realizado depois de aprovada a análise prévia de segurança em criticalidade da mesma. Após a escolha do combustível nuclear em um projeto de instalação, a etapa da análise de criticalidade é realizada para se definir os limites seguros para a manipulação e processamento do material físsil que podem ser operados nas instalações nucleares, ela é uma atividade mandatória para o licenciamento das futuras obras e de sua operação.

A criticalidade é função da massa, geometria, moderação, reflexão, absorção neutrônica e concentração (AGENCY, 1965), por isso há a atenção

permanente com esses fatores, em especial a questão da moderação. Apesar das quantidades de material moderador serem mantidas em um valor mínimo para a manipulação dos compostos, há várias fontes de água (o mais comum dos moderadores de nêutrons) disponíveis, como a do sistema de resfriamento, outra vem do sistema de prevenção de incêndios, etc. As combinações reativas entre água (moderador) e material físsil são previstas, pois sistemas com 30 cm de reflexão de água são equivalentes a um refletor de nêutrons de espessura infinita e isso é modelado como um moderador nos cálculos para avaliar essas preocupações (Knief, 1985).

O estudo de segurança em criticalidade para a produção de combustível nuclear focam em sua fabricação, levando em conta o tipo e composição do material combustível, e usando um modelo computacional que calcule as equações de transporte de nêutrons, como o MCNP (Monte Carlo N-particle Transport), do Laboratório Nacional de Los Alamos (USA), ou o pacote SCALE, Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations, do Laboratório Nacional de Oak Ridge (USA), ambos códigos validados e amplamente utilizados pela indústria nuclear mundial. As análises de criticalidade para as ligas de urânio identificaram a massa de combustível permitida, principalmente para os estágios de fundição dos metais, para cerca de 10,5 kg.

Os dados de pesquisa disponíveis são antigos, por exemplo, no trabalho de Roach and Smith (Roach e Smith, 1967) com o intuito de se estabelecer limites subcríticos para sistemas simples, do tipo esferas metálicas de urânio puro com alto enriquecimento (93,5%), com uma camada de 20 cm de reflexão de água. A grandeza de controle é o fator de multiplicação de nêu-

trons k_{eff} , a ser melhor definida no próximo capítulo. No método aplicado, um modelo computacional (Los Alamos DTF code acoplado com a biblioteca de seções de choque Hansen-Roach 16-group) foi utilizado para o cálculo do fator de multiplicação de nêutrons, o qual variava de acordo com a mudança do raio da esfera. Os raios das esferas e de cilindros de comprimento infinito e a espessura de placas infinitas em duas dimensões foram determinadas para U-233, U-235 e Pu-239, com as densidades de 18,66, 18,82 e 19,70 g/cm³. Os parâmetros subcríticos para as unidades metálicas obtidas foram os seguintes:

Tabela 3.3: *Parâmetros subcríticos para alguns elementos físséis*

Parâmetros	U-233	U-235	Pu-239
k_{eff}	0,97	0,98	0,97
m(kg)	6,75	20,1	4,9
raio da esfera(cm)	4,4	6,3	3,9
raio do cilindro(cm)	2,3	3,7	2,2
espessura da placa infinita(cm)	0,54	1,35	0,65

A massa crítica da esfera de urânio enriquecida a 93,5% em U-235 foi reportada como 22,8 kg de U-235. O método atual continua o mesmo, o que muda são os softwares e o grande desenvolvimento computacional. Há compilações destes trabalhos para sistemas básicos lançados periodicamente (Thomas, 1978) baseados tanto em resultados de simulações como de experimentos laboratoriais (Tuck, 1969).

3.2.2 O procedimento de Análise

As etapas de fabricação dos combustíveis nucleares, tais como o preparo do estoque de metais precursores, fusão por indução, fundição por injeção, forjamento, corte, controle de qualidade, revestimento, montagem dos ele-

mentos combustíveis, recebem a atenção dos analistas de criticalidade. Nas três primeiras e na montagem final do conjunto do elemento são indispensáveis as suas análises de criticalidade na determinação dos volumes permitidos para a manipulação segura.

A metodologia usual que se aplica é tomada considerando as composições do combustível nuclear a serem utilizadas em porcentagem de peso atômico. Um artigo recente feito para o programa de desenvolvimento de reatores rápidos indiano ([Stephen e Reddy, 2013](#)) procede com o estudo a partir dos estágios de fusão dos metais para avaliar a massa dos lingotes que podem ser carregados no forno de fusão a indução sem que o sistema atinja a condição neutrônica crítica. Identifica-se a quantidade segura de massa na forma de esferas para as quais seja assegurada a condição de $k_{\text{eff}} < 0,95$ (limite seguro internacional) sob a condição de inundação. O artigo foca nos estudos de segurança de criticalidade para instalação de fabricação de combustível PUMP-F, durante a fabricação das varetas de combustível metálico para as ligas de U-15Pu, U-19Pu e U-19Pu-6Zr (porcentagens em massa; padrão utilizado em todo o trabalho). A geometria esférica padroniza essa avaliação e simplifica os cálculos. Para se simular essa esfera, inicialmente, é considerada uma mistura homogênea dos materiais da liga envolta com 30 cm de material moderador (H_2O). Os cálculos são feitos com o código de transporte de nêutrons Monte Carlo MCNP4B. O revestimento do combustível pode ser desconsiderado para que se obtenha o caso mais reativo possível, visto que se espera que ele diminua o valor da reatividade do sistema (k_{eff}) por ser mais um absorvedor de nêutrons. Esta fase identifica os limites permissíveis

de combustível que podem ser empregados para a fundição da liga. A próxima etapa verifica o número máximo de lingotes que podem ser fabricados e como podem ser arranjados de forma segura mesmo sob a condição de inundação (com 30 cm de refletor no modelo simulado e considerando também o ingresso de água entre a matriz do arranjo de placas). Para o estudo em âmbito mais conservador, verifica-se o arranjo mais reativo entre um quadrado e um hexagonal (Figuras 3.8, 3.9)

Figura 3.8: Arranjo quadrado para as varetas combustíveis similar ao utilizado por *Stephen e Reddy 2013*. Em vermelho está o combustível nuclear e em azul, o moderador

Dada uma composição de combustível particular, a análise inicia com uma configuração de células com espaçamento mínimo entre elas, obtendo o conjunto que propiciará $k_{\text{eff}} < 0,900$. Obtido o número de elementos para o conjunto, varia-se o espaçamento entre eles para novo estudo de sua reatividade, sendo considerado aquele que obtiver o maior valor para o k_{eff} . Emprega-se esse procedimento para se identificar o número seguro de lingotes que podem ser manipulados por batelada após a sua fabricação. A planta proposta para o trabalho consiste de três partes, sendo somente duas as que lidam com ma-

Figura 3.9: Arranjo hexagonal para as varetas combustíveis similar ao utilizado por *Stephen e Reddy 2013*. Em vermelho está o combustível nuclear e em azul, o moderador

terial físsil (urânio e plutônio) e o estudo se restringe a analisar somente as etapas de fabricação dos combustíveis, especificamente, os estágios de fusão por indução e fundição por injeção, identificando as massas dos lingotes de metal que podem ser carregadas. Foi modelada a liga metálica inundada com dimensões que assegurassem um conjunto subcrítico do ponto de vista de sua reatividade. (Figura 3.10)

Figura 3.10: Modelo de célula de combustível metálico similar ao simulado no paper de *Stephen e Reddy 2013*

Por fim, etapa da montagem dos conjuntos combustíveis é analisada verificando-se o fator efetivo de multiplicação de nêutrons para arranjos dos

elementos em uma matriz quadrada e outra hexagonal (Figuras 3.8 e 3.9).

Verificou-se o número de varetas usando o menor espaçamento crítico para o conjunto, depois, com esse número fixo, variou-se o espaçamento para se atingir o arranjo mais reativo. Para as ligas de urânio e plutônio e urânio, plutônio e zircônio, U-15Pu, U-19Pu e U-19Pu-6Zr (porcentagens em massa), a configuração mais reativa foi aquela simulada como uma esfera de U com uma casca de Pu ao redor em um arranjo hexagonal; a massa crítica para a condição mais conservadora foi de 10,5kg, pitch (espaçamento entre cada subelemento combustível preenchido com água) de 2,5 cm; podem ser manipulados 53 lingotes por batelada e 71 varetas podem ser armazenadas de forma segura.

Capítulo 4

Bases da física para a análise de criticalidade

A realização da análise de criticalidade envolve a avaliação de diversos parâmetros que caracterizam o sistema em estudo, tais como os geométricos e os neutrônicos. Associados a eles estão diversos conceitos nucleares e os mesmos são descritos nesta seção.

4.1 Reações Nucleares

Uma reação nuclear ocorre quando duas partículas nucleares, ou seja, dois núcleos ou um núcleo e um nucleon, interagem para produzir duas ou mais partículas nucleares ou raios γ (Lamarsh e Baratta, 2001). Toda interação nuclear deve obedecer as leis de conservação das cargas das partículas, do momento de interação das partículas e da energia, incluindo as energias de repouso das partículas. As partículas de maior interesse neste estudo são os nêutrons. Eles são classificados de acordo com suas energias porque sua interação com a matéria são função da sua energia. A classificação mais co-

mum é apresentada na Tabela 4.1 (Jevremovic, 2005).

Tabela 4.1: *Classificação dos nêutrons*

Energia do Nêutron	Classificação
0 - 0,025 eV	frios
0,025 eV	térmicos
0,025 eV - 0,4 eV	epitérmicos
0,4 eV - 0,6 eV	cádmio
0,6 eV - 1,0 eV	epicádmio
1,0 eV - 10 eV	lentos
10 eV - 300 eV	ressonância
300 eV - 1 MeV	intermediários
1 MeV - 20 MeV	rápidos
$\geq 20\text{MeV}$	relativísticos

Há essencialmente dois tipos de reações nucleares de importância: as desintegrações espontâneas dos núcleos e as reações resultantes dos choques entre os núcleos e as partículas nucleares. Como um exemplo para o primeiro tipo, temos o decaimento radioativo dos produtos de fissão instáveis, efeito que está relacionado somente à natureza do núcleo. Para o segundo tipo, temos como exemplo a interação de nêutrons com um núcleo em um choque. Interação que envolve as propriedades das partículas que colidem e também da velocidade com que se chocam (Duderstadt e Hamilton, 1976). A descrição quantitativa das interações nucleares requer o conceito de seção de choque. A seção de choque do material-alvo para uma dada reação representa a probabilidade de uma interação particular e é uma propriedade que depende da energia do nêutron incidente e dos núcleos nos quais ele incidirá.

4.1.1 Decaimento Radioativo

Nuclídeos instáveis podem se transformar espontaneamente em um diferente nuclídeo em um processo que acompanha a emissão de partículas

energéticas. Essa transformação é conhecida como decaimento radioativo. Os três tipos mais comuns de decaimento que ocorrem naturalmente são os decaimentos alfa, beta e gama. No decaimento alfa, ocorre a emissão do núcleo do átomo de ${}^4_2\text{He}$; o beta corresponde à conversão de um nêutron do núcleo instável em um próton, geralmente acompanhada pela emissão de um elétron e um neutrino; no gama, ocorre a transição do núcleo de um estado excitado para um estado de energia inferior através da emissão de um fóton. A lei fundamental que descreve o decaimento radioativo é baseada na observação experimental de que a probabilidade de um núcleo decair em um dado intervalo de tempo é constante e só depende do tipo de núcleo que decai. Sendo $N(t)$ o número de núcleos originais no tempo t , N_0 o número inicial de núcleos, e λ a constante de proporcionalidade conhecida como constante de decaimento radioativo, temos:

$$-\frac{dN}{dt} = \lambda N(t) \quad (4.1)$$

O número de núcleos atuais é dada pela lei exponencial:

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t} \quad (4.2)$$

Assim sendo, a taxa na qual os nuclídeos estão decaindo é dada por:

$$\text{Taxa} = \lambda N_0 e^{-\lambda t} \quad (4.3)$$

4.1.2 Seções de Choque

A probabilidade que uma interação nêutron-núcleo irá ocorrer é caracterizada pela quantidade chamada seção de choque microscópica (σ). Sendo R a taxa de reações ($*/\text{cm}^2\text{s}$), I a intensidade do feixe de nêutrons incidentes e N_A a densidade superficial de átomos alvo, ela pode ser definida como:

$$\sigma = \frac{R/N_A}{I}, \quad (4.4)$$

ou seja, trata-se da razão do número de reações por núcleo por segundo pelo número de nêutrons incidentes por cm^2 por segundo.

As seções de choque podem ser usadas para caracterizar qualquer tipo de reação nuclear. Cada tipo de reação nuclear é definida por um tipo de seção de choque microscópica, por exemplo, a seção de choque de fissão, ou captura, com as notações σ_f e σ_c respectivamente. A seção de choque de absorção define os eventos nos quais um núcleo absorve um nêutron. Define-se a seção de choque total (σ_t) como a probabilidade de que ocorra qualquer tipo de reação núcleo-nêutron:

$$\sigma_t = \sigma_a + \sigma_e, \quad (4.5)$$

com os índices a e e, indicando absorção e espalhamento.

Seção de Choque Macroscópica

Podemos nos referir à seção de choque macroscópica como a probabilidade de um nêutron interagir com um fragmento de material-alvo, diferen-

temente da microscópica que caracteriza a probabilidade de interação com somente um núcleo. Para um feixe de nêutrons que incide em um alvo com intensidade inicial I_0 na posição $x=0$, a lei do decaimento exponencial descreve a atenuação dessa intensidade:

$$I(x) = I_0 \exp(-N\sigma_t x) \quad (4.6)$$

A seção de choque macroscópica é o produto da densidade atômica (N) pela seção de choque microscópica que aparece no termo exponencial surge frequentemente nos estudos nucleares e é de costume ser denotada pelo símbolo especial:

$$\Sigma_t \equiv N\sigma_t = [1/\text{cm}^3][\text{cm}^2] = [\text{cm}^{-1}] \quad (4.7)$$

Esta é a seção de choque macroscópica total, e o seu tipo específico (total) é análogo ao da microscópica. É importante notar que a seção de choque macroscópica possui como unidade o inverso do comprimento e isso pode ser interpretado como a probabilidade por unidade de comprimento do caminho percorrido pelo nêutron que sofrerá a reação.

4.1.3 Fissão Nuclear

As interações neutrônicas podem ser descritas em três etapas: a condição antes da interação, quando o nêutron está se aproximando do núcleo, um estágio intermediário, quando o nêutron incidente forma um núcleo composto com o alvo, e a condição depois da interação. A formação do núcleo composto

é estabelecida quando o nêutron incidente transfere toda a sua energia para o núcleo-alvo. O tempo de formação do núcleo composto é aproximadamente o tempo que um nêutron incidente precisa para viajar através do núcleo-alvo (cerca de 10^{-21} s). O recém formado núcleo composto é altamente energético e instável. Consecutivamente, ele decai depois de um período relativamente longo (tipicamente de 10^{-19} a 10^{-15} segundos). A ilustração da formação do núcleo composto é apresentada na Figura 4.1.

Figura 4.1: Formação do núcleo composto. Adaptado de TutorVista.com 2015

Uma característica importante das interações de nêutrons com a matéria é que as seções de choque exibem valores máximos dependendo das energias dos nêutrons incidentes. Esses valores são chamados de ressonâncias (Figura 4.2). Os núcleos exibem vários estados excitados que correspondem a diversas configurações dos nucleons dentro do núcleo. Para um nêutron ao se combinar com um núcleo-alvo deve haver uma probabilidade mínima dada pela sua seção de choque. Esta probabilidade é muito alta quando essa combinação se dá em um dos estados excitados do núcleo, ou seja, ocorre o

fenômeno da ressonância.

Figura 4.2: Seção de choque de captura em Barns (10^{-24}cm^2) em função da energia para as interações de um nêutron com U-238 e Pa-231. Adaptado de Kryuchkov et al. 2011

Como consequência da interação dos nêutrons, pode haver vários tipos de reações: espalhamento elástico, inelástico, captura radioativa, emissão de partículas carregadas, etc. A fissão nuclear representa uma classe de interação na qual o núcleo-alvo original se divide em núcleos menores. É um processo contínuo pois tem como produtos também outros nêutrons e energia, princípio básico envolvido na geração de energia nuclear. A fissão pode ser um processo espontâneo. Neste processo, o núcleo composto criado é instável, divide-se em outros de menor dimensão juntamente com a liberação de dois ou mais nêutrons e energia (Jevremovic, 2005).

4.2 Fator de Multiplicação de Nêutrons

Um dado nêutron é criado em um evento de fissão, por exemplo, e irá ser espalhado até a sua absorção, seja em uma reação de absorção ou por um escape do sistema (reator). Certo número desses nêutrons serão absorvidos por núcleos físeis ou fissionáveis e induzir uma futura fissão, levando com

isso ao nascimento de novos nêutrons de fissão, ou seja, a novas gerações de nêutrons de fissão. Se fosse possível medir o número de nêutrons em duas sucessivas gerações, seria possível, então, definir a taxa desses números como o fator de multiplicação de nêutrons k que caracteriza a reação em cadeia:

$$k \equiv \frac{\text{Número de nêutrons da geração atual}}{\text{Número de neutrons da geração anterior}} \quad (4.8)$$

Para o caso de $k = 1$, o número de nêutrons em quaisquer duas gerações consecutivas será o mesmo, e conseqüentemente, a reação em cadeia será independente do tempo. Um sistema caracterizado por $k = 1$ é dito ser *crítico*. Um sistema com $k < 1$, no qual o número de nêutrons diminui de uma geração para a outra, leva ao fim da reação em cadeia e é dito ser subcrítico. Finalmente, para o caso com $k > 1$, as reações em cadeia tendem a aumentar sem limites, a cada geração, e o sistema é dito ser supercrítico.

O caso de interesse para esse trabalho é o subcrítico, ou seja, aquele cujo maior comprometimento é com a segurança. São exemplos de sistemas onde é necessário $k_{\text{eff}} < 1$, ou seja, estado subcrítico: filtros rotativos, vasos de estocagem, cofres de estocagem, embalagens, quaisquer equipamentos de processamento de material físsil, etc. Nesses sistemas a criticalidade deve ser evitada de qualquer maneira para que se garanta a segurança das instalações e, principalmente, dos trabalhadores que ali estão, e também para que se evite acidentes de criticalidade que certamente gerariam inventários de materiais físséis disponíveis para serem liberados ao ambiente.

A definição da constante k em termos de gerações sucessivas de nêutrons

de fissão é conhecido como *ciclo de vida* pela sua similaridade com o crescimento populacional biológico. Esta definição pode ser um pouco estranha pela dificuldade usual de se determinar o tempo de cada geração de nêutrons. Por exemplo, alguns nêutrons podem induzir fissão imediatamente depois de seu nascimento em uma reação de fissão. Outros podem ser desacelerar até as energias térmicas antes de induzir uma fissão. Alguns nêutrons podem nem induzir reações de fissão, mas irão, ao invés disso, ser absorvidos em uma captura não produtiva ou vazarem do sistema. Uma definição mais prática do fator de multiplicação k pode ser dada em termos da relação de balanço de nêutrons:

$$k \equiv \frac{\text{Taxa de produção de nêutrons}}{\text{Taxa de perda de nêutrons}} = \frac{P(t)}{L(t)} \quad (4.9)$$

O fator de multiplicação (k) pode ser uma avaliação para um sistema infinito, ou que pode ser aproximado como infinito, por exemplo uma esfera de urânio metálico dentro de uma cuba de 50 cm de lado e cheia de água. Esse sistema pode ser considerado infinito pois haverá tantas reflexões de nêutron pela água, e absorções por todo o sistema que não haverá escape dos mesmos. Ou o sistema é mais realístico, no qual há escape relevante de nêutrons pelo sistema, como uma placa de combustível nuclear com revestimento em um ambiente a seco. Em uma definição mais formal (Duderstadt e Hamilton, 1976), o fator de multiplicação infinito de nêutrons (k_{inf}) é definido pela fórmula dos quatro fatores:

$$k_{\text{inf}} = \eta f p \epsilon \quad (4.10)$$

onde:

η é o número médio de nêutrons de fissão produzidos por absorção de um nêutron térmico no combustível;

ϵ é o fator de fissão rápida;

f é a taxa de absorção de nêutrons térmicos no combustível em relação ao total de absorções de nêutrons térmicos;

p é a fração de nêutrons de fissão que desaceleram das energias de fissão até as energias térmicas sem serem absorvidos.

Já o fator efetivo de multiplicação de nêutrons, pode ser definido como segue:

$$k_{\text{eff}} = k_{\text{inf}} P_{\text{FNL}} P_{\text{TNL}}, \quad (4.11)$$

onde

P_{FNL} é a probabilidade de um nêutron rápido não escapar do sistema

P_{TNL} é a probabilidade de um nêutron térmico não vazar do sistema

4.3 Razão de Moderação

A água é o principal material moderador de nêutrons utilizado pela indústria nuclear. O movimento de nêutrons através de um material desse tipo, consiste de "vôos livres" interrompidos constantemente por colisões que causam perda de energia. Esta é a função do moderador. Para as operações nos reatores

térmicos tradicionais, que se utilizam de urânio como combustível, ele modera a energia dos nêutrons que nascem rápidos, ou seja, com alta energia, até a faixa térmica, na qual os nêutrons são mais propícios a fissionar os núcleos de U-235 (Murray e Holbert, 2014). A moderação é caracterizada definindo-se uma razão entre a quantidade de material moderador e a de material físsil. Esta razão, chamada de razão de moderação, é de muita importância para o comportamento da reatividade nuclear do sistema. Como por exemplo, temos: H/U-235; C/U-235; H/Pu-239, onde os numeradores e denominadores nas razões são as concentrações atômicas dos nuclídeos em questão. Com o aumento das quantidades de moderador, o sistema torna-se térmico, assim o fator de multiplicação infinito pode novamente aumentar devido ao aumento das fissões térmicas. Devido à alta seção de choque de absorção do U-238 na região epitérmica, sistemas não moderados não se tornam críticos (de Almeida Damy, 1987).

Na análise de criticalidade, procura-se a razão de moderação ótima, ou seja, varia-se a razão de moderação até se obter o maior valor para o fator de multiplicação de nêutrons do sistema. Trabalha-se com este valor de k_{eff} e toda a análise é feita baseando-se no sistema mais reativo, para que se garantam as condições seguras para este e, conseqüentemente, para todos os outros arranjos e sistemas menos reativos que o ótimo.

4.4 Parâmetros Críticos e Seguros

O parâmetro crítico é o menor valor de uma dada grandeza ou dimensão para a qual um sistema atinge a criticalidade nuclear, ou seja, $k_{\text{eff}} = 1$. No

caso da massa crítica, trata-se da menor massa que verifica esta condição. Já os parâmetros seguros são aqueles com os quais se trabalha nas instalações. Eles possuem margens de segurança muito conservadoras para que se opere com materiais físseis sem riscos de acidentes. Os parâmetros seguros são obtidos a partir dos parâmetros críticos, os quais são multiplicados por fatores de segurança. Neste trabalho, os fatores foram os mesmos considerados no handbook de criticalidade (*für Reaktorsicherheit, GRS*). Os valores seguros são obtidos da seguinte forma: Massa (esférica) segura é igual a 45% da massa esférica crítica; o volume esférico seguro é 80% do crítico e as restantes dimensões seguras são 90% das críticas.

O método de obtenção dessas medidas opera com a geometria esférica tradicionalmente e por isso a referência a essa geometria é feita. A geometria esférica é muito simples e por isso foi adotada para servir de referência prática para os cálculos de massa físsil crítica. Outras geometrias tão simples quanto a esférica simplificam o trabalho, como a cilíndrica e a de placa, as quais correspondem às várias geometrias de equipamentos reais das instalações, pelos quais passará compostos de urânio, e dos quais se necessita saber os limites seguros de carregamento, volume, para se operar com segurança.

No trabalho, foram adotados parâmetros e limites de subcriticalidade validados (*für Reaktorsicherheit, GRS; Yamaguchi, 2003*). A verificação dos limites seguros quanto à criticalidade para parâmetros como a massa, volume e outras dimensões, é feita de acordo com os handbooks adotados internacionalmente, e também podem ser calculados com softwares específicos para o caso de misturas físseis ou fissionáveis. Os parâmetros críticos são calcu-

lados buscando-se configurações do sistema, levando em conta a sua geometria, composição, arranjo e enriquecimento para as quais o k_{eff} é igual a 1,000 (0,9332 no caso deste trabalho), ou seja, condições que possibilitem um sistema nuclear crítico. Por exemplo, a massa crítica de uma substância fissionável é a massa mínima da mesma que possibilita a ocorrência de uma reação em cadeia auto sustentável. O mesmo vale por analogia para as outras grandezas. Todos esses parâmetros são calculados baseados em um determinado composto físsil.

A maneira mais efetiva de se evitar a criticalidade nesses sistemas é através do controle de massa de material físsil da instalação, porém nem sempre isso é possível e, dessa maneira, essa massa é indiretamente controlada através da limitação das dimensões de equipamentos utilizados no processo ou estocagem desse material. O limite no diâmetro de cilindros e espessura de placas garante que mais nêutrons fujam do sistema do que voltem para dar continuidade a uma reação de fissão em cadeia. Além disso, é muito importante evitar a presença de moderadores e refletores de nêutrons que possam sustentar uma reação de fissão em cadeia descontrolada.

Nos casos de piscinas de estocagem de combustível queimado onde a água (substância moderadora e refletora de nêutrons) é necessária para o resfriamento do combustível, a quantidade e temperatura dessa água devem ser controladas para que ela sirva de blindagem aos nêutrons emitidos pelo material físsil existente, e não como mais um possível facilitador da criticalidade.

Nos casos onde os equipamentos possuem dimensões inseguras, absor-

vedores de nêutrons podem ser colocados de modo a impedir uma criticalidade indesejada. Porém, nesses casos, é muito importante que procedimentos administrativos impeçam que o material retirado desses equipamentos seja colocado em outra embalagem insegura geometricamente.

Procedimentos administrativos também devem garantir que quando terminada uma etapa de processamento, manuseamento, etc., equipamentos e embalagens quando esvaziados sejam verificados, para que não reste nenhuma quantidade de material que possa ser somada a uma outra quantidade de uma etapa posterior, ou seja, o parâmetro massa crítica continua a ser verificado.

Esse deve ser o lema do analista de criticalidade: se precaver de acidentes através da consideração do estado mais reativo em suas análises. Trata-se de uma salvaguarda devido a possíveis problemas durante a fabricação dos materiais, como o dimensionamento, ou a pesagem equivocada. E isso é feito com base nos parâmetros seguros específicos para cada sistema em consideração.

4.5 Ferramenta Computacional

Alguns programas são indispensáveis para a realização de uma análise de criticalidade, entre os mais utilizados estão os códigos MCNP e o SCALE. O último foi o adotado neste trabalho. Basicamente, a parte referente a análise de criticalidade do sistema SCALE é um conjunto de códigos do Sistema Modular AMPX-II acoplado ao código de Monte Carlo KENOv. A principal inovação desta versão (SCALE 6) consiste na interface gráfica aprimorada e

confiável(GeeWiz) para o pré-processamento dos dados de entrada e para gerar um input para a sequencia de códigos. O módulo específico para a análise de criticalidade no sistema SCALE é denominado de CSAS (Criticality Safety Analysis Sequence) que provê uma série de seqüências automáticas de cálculos possíveis de serem executados utilizando diversos códigos como BONAMI, ICE,NITAWL-II, XSDRNPM, KENO-V.a e MODIFY. As seqüências automáticas de cálculos existentes visam principalmente reduzir ao máximo a possibilidade de introduzir erros de manipulação e transferência de dados entre códigos. Um exemplo de saída produzida pelo SCALE é dada na figura 4.3.

```

*****
***      uo2F2 20% cilindro      ***
***                               ***
***                               ***
***                               ***
***      ***** final results table *****      ***
***                               ***
***      best estimate system k-eff      0.93279 + or - 0.00041      ***
***      Energy of average lethargy of Fission (ev)      8.83601E-02 + or - 4.08030E-05      ***
***      system nu bar      2.44095E+00 + or - 4.70629E-06      ***
***      system mean free path (cm)      4.80607E-01 + or - 6.31906E-05      ***
***      number of warning messages      9      ***
***      number of error messages      0      ***
***      k-effective satisfies the chi**2 test for normality at the 95 % level      ***
***                               ***
*****

```

Figura 4.3: Saída (output) do Scale com o resumo dos principais resultados

4.5.1 Cálculos de criticalidade com o método Monte Carlo

Os métodos de Monte Carlo são utilizados para computar o valor de k_{eff} e a autofunção fundamental de sistemas críticos desde os anos 1950 (Goad e Johnston, 1959; Kaplan, 1958; Lieberoth, 1968). Com o desenvolvimento dos computadores mais rápidos dos anos 1980 até o presente, tornou-se uma rotina computar distribuições de potência em cálculos de criticalidade de Monte Carlo em 2D e 3D e calcular o k_{eff} com incertezas de poucos pcm. A

maioria dos códigos Monte Carlo usam o método de potências padrão para resolver os problemas de autovalor- k , onde cada ciclo de iteração corresponde a uma única geração de fissão na simulação. Dada uma distribuição de fonte de nêutrons e uma estimativa de k_{eff} , gerações de escolhas aleatórias são realizadas para um lote de nêutrons para estimar um novo k_{eff} e uma distribuição de fonte. As iterações continuam até que tanto a fonte quanto o k_{eff} tenham convergido. Após a convergência, tallies de k_{eff} e taxas de reação espacial são acumuladas. Esses cálculos tornaram-se uma rotina usando códigos padrão como o MCNP, e o SCALE/KENO. Mesmo assim, há limitações que precisam ser abordadas para a realização correta desses cálculos, tais como o descarte de um certo número inicial de ciclos, antes de se acumular os tallies, para os resultados da suposição da fonte inicial não contamine de forma significativa esses resultados (Brown, 2009). Também é fundamental que haja um número de nêutrons suficiente interagindo em cada ciclo de forma que todo o sistema simulado seja de fato representado em suas interações neutrônicas e a *bias* (erro sistemático, tendencioso (Ricardo e de Araújo, 1995)) no k_{eff} seja negligenciável.

4.5.2 Teoria para os cálculos de autovalor com Monte Carlo

O autovalor da equação de transporte (k) é calculado na forma padrão:

$$[\Omega \cdot \nabla + \Sigma_T(\vec{r}, E)]\Psi(\vec{r}, E, \Omega) = \quad (4.12)$$

$$\iint \Psi(\vec{r}, E', \Omega') \Sigma_S(\vec{r}, E' \rightarrow E, \Omega \cdot \Omega') d\Omega' dE' +$$

$$\frac{1}{k_{\text{eff}}} \frac{\chi(E)}{4\pi} \iint \nu \Sigma_F(\vec{r}, E') \Psi(\vec{r}, E', \Omega') d\Omega' dE'$$

Ele pode ser escrito como:

$$(L + T)\Psi = S\Psi + \frac{1}{k_{\text{eff}}} M\Psi \quad (4.13)$$

e rearranjado na forma:

$$\Psi = \frac{1}{k_{\text{eff}}} (L + T - S)^{-1} M\Psi = \frac{1}{k_{\text{eff}}} F\Psi \quad (4.14)$$

A equação (4.12) pode ser resolvida numericamente usando o método de iteração de potências padrão:

$$\Psi^{(n+1)} = \frac{1}{k_{\text{eff}}^{(n)}} F\Psi^{(n)}, \quad n = 0, 1, \dots, \quad \text{dado } k_{\text{eff}}^{(0)} \text{ e } \Psi^{(0)} \quad (4.15)$$

4.5.3 Origens do KENO

A família KENO de códigos de criticalidade multigrupo baseada em Monte Carlo se originou em meados dos anos 1960 de um simples programa de MMC elaborado por G.E. Whitesides e G.W.Morrison como um teste para avaliação computacional de licitações para as instalações de Oak Ridge. O código KENO original foi publicado em 1969. Os códigos KENO são amplamente utilizados para os estudo de transporte e armazenamento de materiais físséis, principalmente para se estabelecer as margens seguras do ponto de

vista da análise de segurança em criticalidade nuclear.

Esta versão do código se destacava pelo armazenamento dimensionado de forma flexível, também por possuir os dados de entrada com formato fixo, o formato KENO ou ANISN das seções de choque com espalhamento P1, um espectro de fissão único para o problema (U ou Pu), geometria de entrada simples (esfera, cilindro, cubo ou cubóide), disponibilidade de condições de contorno (albedo) diferencial de 16-grupos. Este código foi publicado e chamado de KENO-II. A versão IV foi publicada em 1975 e continha as principais características do KENO até hoje. A grande melhoria foi a implementação da forma livre de dados de entrada (exceto para as geometrias generalizadas, as quais foram mantidas com *inputs* de formato fixo). A descrição das geometrias ganhou a capacidade de modelar metade de cilindros e esferas, aumentando a gama de geometrias mais complexas possíveis de se calcular. KENO V, de 1982, foi publicado no SCALE, combinando muitas das capacidades eficientes do KENO IV, com aperfeiçoamentos tais como os dados de entrada mais flexíveis utilizando dados em blocos e palavras-chave, valores-padrão para os parâmetros, a capacidade de se especificar as origens para as regiões geométricas esféricas e cilíndricas e suas contrapartes (meio cilindro, meia esfera), a capacidade de se fazer um super acoplamento das energias dependentes de dados, um modelo de espalhamento Pn para as seções de choque, a possibilidade de criação de um espectro de fissão mista, um processo para combinar a letargia dos contornos entre os dados para albedos diferenciais e as seções de choque para estender a utilidade da ferramenta albedo (Landers e Petrie, 1989). Por fim, a versão VI, a qual é um módulo fun-

cional para o sistema SCALE 6, é utilizada para modelagem de sistemas 3D mais complexos. A flexibilidade do código foi aumentada com a implementação das seguintes características: regiões de geometria de intersecção, matrizes hexagonais, cuboidais e também com unidades de dodecaedros; rotação de corpos e buracos por qualquer ângulo e com a possibilidade de transladar para qualquer posição e, a capacidade de especificar uma geometria fechada dentro de bordas especificadas dentro de um conjunto maior arranjado em matriz; o tratamento da variável energia pode ser ajustado tanto para multigrupo quanto para energia contínua, alterando este módulo de cálculo somente com a mudança no parâmetro no menu homônimo.

4.5.4 SCALE

SCALE (Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation) é um sistema de código modular desenvolvido pela Oak Ridge National Laboratory (ORNL) para realizar cálculos de segurança de criticalidade, física de reator e aplicações para blindagem de radiação. O SCALE se utiliza de sequências que executam séries pré definidas de computação em módulos para calcular fluxos de partículas e o fator de multiplicação crítica de nêutrons. A manutenção, desenvolvimento, testes, e administração do código são realizados pela Divisão de Sistemas Nucleares e Reatores (RNSD da sigla em inglês) dos laboratórios do ORNL. O SCALE fornece um abrangente, verificado e validado conjunto de ferramentas de fácil uso com a finalidade de se fazer cálculos de segurança em criticalidade.

Por mais de 30 anos, órgãos reguladores, licenciadores e instituições de

pesquisa em todo o mundo tem usado o Scale para realizar análises de segurança e projetos. O Scale fornece um quadro *plug-and-play* com 89 módulos computacionais incluindo 3 determinísticos e 3 baseados em Monte Carlo para resolver problemas de transporte de radiação selecionáveis de acordo com a desejada estratégia de solução. Inclui também as atuais bibliotecas de dados nucleares e ferramentas de processamento de cálculos neutrônicos com energia contínua e multigrupo, multigrupo acoplado com nêutrons e raios gama, assim como cálculos de ativação e decaimento. A sequência de operações do Scale é controlado por um driver central que inicia programas executados individualmente conhecidos como módulos funcionais que realizam tarefas específicas. A sequência de módulos funcionais executada, input do usuário, e dados nucleares fornecidos para eles é determinada pelo módulos de controle. Dados primordiais nucleares, uma miscelânea de módulos computacionais e numerosas interfaces gráficas para o usuário completam o pacote.

O conceito original do Scale era o de fornecer sequências padronizadas nas quais o usuário possuía muito poucas opções de análise além da geometria do modelo e de seus materiais de composição. As entradas para os módulos de controle são fornecidas na forma de arquivos de texto usando uma entrada de forma livre com o extensivo uso de palavras-chave e requisitos de entrada do tipo de engenharia. Muitos dos módulos funcionais mais flexíveis têm uma lógica de entrada mais difícil e exigem que o usuário faça a interface dos conjuntos de dados necessários para rodar os módulos de uma forma independente. Com o crescimento da popularidade do sistema ao pas-

sar dos anos e com as opções adicionais que foram solicitadas, os módulos de controle foram melhorados para permitir o acesso adicional de usuários experientes às inúmeras capacidades dentro dos módulos funcionais. Entretanto, uma característica importante do sistema Scale se mantém na capacidade de simplificar o conhecimento do usuário e os esforços exigidos para preparar as misturas materiais e para realizar o processamento adequado dos problemas dependentes das seções de choque (Bowman, 2011a).

O módulo mais utilizado neste trabalho foi o CSAS (Criticality Safety Analysis Sequence). Trata-se de uma sequência que realiza o cálculo do k_{eff} do sistema modelado. As sequências computacionais acessíveis com o CSAS fornecem o processamento de dados automatizado de problemas dependentes de bibliotecas de seções de choque, e permite análises gerais de sistemas 1D usando o transporte de nêutrons determinístico com o XSDRNPM ou as soluções com o transporte calculado pelo Monte Carlo usando o KENO Va. A mais importante das atividades automatizadas do Scale é a função de busca por geometrias específicas ou concentrações de soluções que possibilitem o sistema em estudo ficar crítico neutronicamente, o qual altera as condições de geometria, arranjo ou composições e testa os resultados para o fator de multiplicação de nêutrons do sistema até que seja obtida uma resposta determinada (Williams e Rearden, 2008).

A função básica utilizada do SCALE, foi o cálculo do fator de multiplicação de nêutrons. Para isso, utilizou-se a biblioteca de seções de choque ENDF/B-VII, a qual realizava cálculos para energias multigrupo. Para busca de dimensões críticas, a sequência utilizada foi a CSAS5S, a qual, automaticamente

altera as dimensões do sistema até que se encontre um valor para o k_{eff} do sistema conforme programado. Considerando os estudos e práticas adotados pelo CTMSP, o valor adotado foi o limite subcrítico superior, 0,9332. Trata-se do valor específico calculado para os trabalhos do CTMSP. Ele aparece a partir do *bias*, ou seja, do erro sistemático na metodologia de cálculo utilizada pelo CTMSP. Este valor foi determinado pela sua equipe de analistas de criticidade para uma aplicação específica e com uma ferramenta computacional específica (SCALE). Sem esses cálculos específicos, deveria ser seguida a norma internacional que define este limite como 0,95. A sequência utilizada pelo CSAS5 está ilustrada na figura 4.4.

Figura 4.4: Sequência de cálculo do k_{eff} com o CSAS5 do SCALE

A seção de choque ENDF/B-VII, usa o formato multigrupo para as energias, no qual se considera que as seções eficazes são constantes em uma determinada faixa de energia. Essa biblioteca traz arquivos com dados nucleares validados e que descrevem seções eficazes, distribuições em ângulos e em energias para os produtos de reação, os distintos núcleos produzidos em reações nucleares, os modos de decaimento e seus espectros resultantes. Esses dados são gerados através da colaboração internacional entre um

grande número de laboratórios, de maneira a cobrir o amplo *range* de energias necessário para a resolução das equações de transporte (Fabisik, 2014).

Capítulo 5

Materiais e Métodos

5.1 Metodologia

A metodologia a ser utilizada para as análises de criticalidade deve obedecer os seguintes critérios:

- 1. A condição ou estado mais conservativo sob o ponto de vista de criticalidade nuclear**

Na análise, considera-se a situação mais reativa do ponto de vista de criticalidade nuclear para as instalações que operam com diferentes enriquecimentos. Normalmente, adota-se o maior grau de enriquecimento para a avaliação. Em situações envolvendo diferentes misturas de materiais físséis, adota-se a mistura mais reativa e, em situações nas quais há a necessidade de cálculos, adota-se a razão de moderação ótima, reflexão completa de nêutrons, modelagem geométrica superestimada, entre outras medidas de cunho mais conservador. Busca-se sempre a situação mais conservativa.

2. Princípio da dupla contingência

Na análise, é verificado se os projetos e/ ou processos possuem fatores de segurança incorporados para que pelo menos dois eventos improváveis, independentes e concorrentes possam ocorrer antes do acidente de criticalidade nuclear (ANS, 2014a)

3. Parâmetros e limites de subcriticalidade reconhecidos e adotados internacionalmente

Verificou-se os limites seguros quanto à criticalidade para os parâmetros como massa, volume e dimensões. São utilizados como limites os valores tabelados em manuais aceitos e reconhecidos internacionalmente.

4. Normas nacionais e internacionais de criticalidade recomendados pelo órgão licenciador

Todos procedimentos de análise de criticalidade, incluindo os cálculos computacionais, encontram-se em aderência e conformidade às normas estabelecidas pelo órgão licenciador (CNEN).

5. Ferramentas computacionais avaliadas, verificadas e validadas com limites de subcriticalidade estabelecidos para a aplicação específica

A escassez de dados experimentais para o controle da criticalidade nuclear das operações com urânio de enriquecimento intermediário gera a necessidade do uso de parâmetros computacionais, até mesmo para sistemas homogêneos esféricos ou cilíndricos limpos. Não há a disponibilidade de dados experimentais dos parâmetros críticos para todas as configurações geométricas

ou concentrações de combustíveis que possam ocorrer durante o processamento ou fabricação dos compostos de urânio com 20% de enriquecimento. Por isso, o cálculo desses parâmetros críticos são amplamente usados como guia no estabelecimento de especificações seguras de criticalidade nuclear. Sob essas condições, a precisão e a confiabilidade dos dados nucleares e métodos computacionais devem ser avaliadas (Cripps, 1974).

A criticalidade de um sistema é avaliada pelo seu fator de multiplicação de nêutrons. Para sistemas infinitos, o k_{inf} é utilizado, enquanto que para sistemas finitos o k_{eff} é a grandeza usada.

A ferramenta computacional utilizada neste trabalho para a análise de criticalidade é o sistema SCALE 6 (Bowman, 2011b), recomendada pelo órgão licenciador (CNEN), amplamente utilizada e aceita pela comunidade nuclear. Além disso, foi estabelecida uma margem de subcriticalidade específica para as aplicações nos processos do ciclo do combustível considerando um conjunto extenso de experimentos críticos. Com a metodologia de cálculos baseada no sistema SCALE 4.4a, que fornece o k_{eff} e o desvio padrão, σ , um equipamento ou sistema estará seguro quanto à criticalidade se:

$$k_{\text{eff}} + 2\sigma < LS = 0,9332 \quad (5.1)$$

Esse limite foi calculado para o CTMSP utilizando-se o software SCALE 4, em uma série de cálculos e revisões considerando os erros sistemáticos envolvidos (bias) para suas instalações. Ele foi adotado neste trabalho, apesar de ter sido utilizado o SCALE 6, o qual levaria a outro valor caso calculado um novo LS. O grau de conservatismo deste limite de subcriticalidade (LS)

considera uma margem adicional de 0,005 devido a incertezas desconhecidas sugerida pela CNEN. O módulo CSAS5S e CSAS6 do sistema SCALE 6 foi utilizado nas situações que envolviam a necessidade de cálculos computacionais.

5.2 Instalação Fabril para a obtenção de combustível de urânio metálico

Como o foco do trabalho foram os reatores de pesquisa, o tipo de combustíveis nucleares adotados é o placa (Figura 5.2), por isso foi adotada uma unidade de fabricação de combustível na forma de placa retangular, típica dos reatores de pesquisa, com revestimento de alumínio e um cerne muito estreito de liga metálica de urânio. Com o advento do Programa RERTR, os reatores de pesquisa estão com a tendência de aumentar a densidade de seu combustível nuclear através da escolha de ligas metálicas, tais como a U-Mo, U-Nb-Zr, etc. (Laboratory, 2015). O programa RERTR é a grande motivação para este trabalho. Os reatores de pesquisa nacionais tais como o Reator Multipropósito Brasileiro (RMB) ou mesmo o IEAR-1 (instalado no Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN) são reatores de pesquisa para os quais, caso forem atualizados, podem necessitar de novas instalações fabris para a produção de seus combustíveis. Pensando nesse tipo de instalação, foi feita esta pesquisa.

Figura 5.1: Exemplos de diferentes tipos de combustíveis nucleares projetados para reatores de pesquisa (Van den Berghe et al., 2011)

5.2.1 A instalação fabril

Este trabalho adotou um modelo genérico para a unidade de produção do combustível nuclear, baseando-se em informações retiradas de artigos e relatórios técnicos disponíveis na literatura. A instalação fabril-exemplo é composta por módulos e unidades para o desenvolvimento de processos específicos. Um desses módulos terá a incumbência de desenvolver os combustíveis nucleares metálicos, foco deste trabalho. Neste trabalho acadêmico, adotou-se combustíveis com enriquecimento de 20% em massa do isótopo U-235, para fins de cálculo, análise e avaliação.

Para uma instalação típica de produção de combustível nuclear metálico, certas unidades são indispensáveis. Para efeitos dos estudos de criticalidade, as principais atividades desenvolvidas em uma instalação são:

1. Desenvolvimento e fabricação de urânio metálico, obtido a partir de hexafluoreto de urânio (UF_6) enriquecido em até 20% em U-235
2. Desenvolvimento e produção de combustíveis nucleares metálicos, à base

de ligas de urânio obtidas a partir do urânio metálico puro

3. Desenvolvimento e execução de técnicas de caracterização física, micro-estrutural e térmica de materiais nucleares e não nucleares
4. Desenvolvimento e fabricação de componentes estruturais e elementos combustíveis metálicos

As unidades previstas para o bom funcionamento de tal instalação, constam de:

- Unidade de Obtenção Urânio Metálico
- Unidade de Fabricação de Combustíveis Nucleares
- Laboratório de Desenvolvimento e Fabricação de Elementos Combustíveis
- Laboratório de Caracterização Física

Descrição das unidades

A Unidade de Obtenção do Urânio Metálico pode ser constituída por duas áreas, discriminadas abaixo:

- Área de Manuseio de Cargas: área destinada ao processo de obtenção de urânio metálico, e manuseio de materiais nucleares com liberação de particulados
- Área de Processo do Urânio Metálico: área destinada às atividades de desenvolvimento de processos de obtenção de urânio metálico e ligas de

urânio em escala piloto ou laboratorial, desengraxamento, decapagem e secagem de lingotes de urânio e entrada e saída de matérias primas e produtos

Uma unidade de fabricação de combustíveis nucleares deve ser constituída por duas áreas, discriminadas abaixo:

- Área do Laboratório de Laminação: área destinada às atividades de desenvolvimento de processos de laminação de ligas de zircônio (ou alumínio, dependendo do revestimento do combustível) e ligas de urânio em escala piloto ou laboratorial, secagem do material combustíveis e estocagem de lingotes de urânio, de ligas de urânio, combustíveis total ou parcialmente laminados e de matérias primas e produtos nucleares
- Área da Oficina de Usinagem: área destinada às atividades de usinagem

O Laboratório de Desenvolvimento e Fabricação de Elementos Combustíveis será constituído por três áreas, discriminadas abaixo:

- Área de Montagem e Brasagem dos Combustíveis: dedicada ao desenvolvimento dos processos de soldagem de partes do elemento combustível, respectivos elementos de controle e processos de usinagem
- Área de Montagem de Elementos Combustíveis: destinada à montagem final do combustível, montagem final de todos os elementos de controle/-segurança e fabricação de grades espaçadoras

A unidade conta, também, com duas áreas de estocagem: Área de Estocagem de Materiais Radioativos e Área de Estocagem de Elementos Combustíveis.

Um laboratório de caracterização física é necessário e deve ser constituído pelas áreas analíticas típicas para análise prévia, preparo de materiais e qualidade, discriminadas abaixo:

- Caracterização de Pós: equipamentos destinados principalmente à caracterização de pós de processos intermediários
- Metalografia/Ceramografia: preparação de amostras metalográficas e ceramográficas
- Área para preparo de amostras; atividades de corte, lixamento e fragmentação
- Metrologia: caracterização dimensional e inspeção visual de pastilhas combustíveis
- Microscopia: caracterização de diferentes materiais por microscopia
- Difração de Raios - X: caracterização das fases dos compostos e análise

Uma área de apoio pode ser composta por 3 áreas, discriminadas abaixo:

- Área de Manutenção: área destinada à desmontagem e usinagem de equipamentos e sistemas de processo
- Área de Descontaminação: área destinada à limpeza e descontaminação de equipamentos e sistemas de processo
- Sala de Raios X: área destinada às radiografias industriais

5.3 Processos para obtenção do combustível nuclear

5.3.1 Conversão do UF_6 para UF_4

Uma das formas de produção do urânio metálico pode se iniciar do hexafluoreto de urânio (UF_6). O UF_6 líquido, é tradicionalmente recebido em uma das variedades de cilindros específicos para o seu transporte (ANL, 2001). Após o seu recebimento, o UF_6 passa por uma autoclave e se vaporiza. No processo de conversão chamado de processo seco, o UF_6 gasoso é misturado com água e assim é convertido em UO_2F_2 (Association, 2015). Este produto, o fluoreto de uranilo, reage com H_2 e água e se obtém como produto o uranato de uranilo (U_3O_8). O U_3O_8 reage com o H_2 para se formar o produto UO_2 . Os passos intermediários são reaproveitados em diversos ciclos dos reagentes e produtos, principalmente o UO_2 . Para um ciclo de conversão para o UF_4 , o UO_2 é posto para reagir com o HF (subproduto do UO_2F_2) e, assim, finalmente se produz o UF_4 . A obtenção do UF_4 a partir do UO_2 é realizada em forno rotativo e procede-se à obtenção do UF_4 pela reação com HF gasoso. A via seca é conduzida em um forno rotativo, no qual é adicionado o pó de UO_2 e em contra corrente o ácido fluorídrico anidro e os efluentes gasosos serão neutralizados em uma coluna de lavagem dedicada ao processo. Resumindo o processo:

ou

Este processo é usual em instalações produtoras também do combustível cerâmico tradicional (varetas de UO_2 , no qual são aproveitados vários compostos químicos intermediários. Ele pode porém ser resumido. Segundo [Wilkinson 1962](#), para uma instalação dedicada exclusivamente ao combustível metálico somente, a partir do UF_4 ultrasseco, é possível partir para o processo químico da metalotermia diretamente, reagindo o mesmo com magnésio, por exemplo, e reduzindo o urânio. Neste processo esquematizado nas equações de 5.2 a 5.7, o controle principal em termos de segurança de criticidade se retém nos limites de massa para os materiais físséis individual-

mente, portanto, deve-se limitar as massas de UF_6 , UO_2F_2 , U_3O_8 , UO_2 e UF_4 , aos valores tabelados ou calculados (usando o menor valor entre eles por segurança), ou seja, aos seus parâmetros seguros. Além disso, como sempre deve ocorrer nos procedimentos com materiais fissionáveis, deve ser respeitado o procedimento para recebimento, estocagem e transporte seguros, pre-determinados para as instalações envolvidas. Os equipamentos que recebem os compostos de urânio, tais quais o forno rotativo, devem ter suas dimensões avaliadas e determinados os seus parâmetros seguros. Há também a necessidade de se avaliar os possíveis subprodutos que possam ser gerados por um desbalanço nas reações químicas.

5.3.2 Conversão do UF_4 para o urânio metálico

O processo de obtenção de urânio metálico por meio da redução metalotérmica do UF_4 com magnésio metálico pode ser dividido nas seguintes etapas:

- Preparação e homogeneização da mistura $\text{UF}_4 - \text{Mg}$

Após a pesagem e o peneiramento das matérias prima, estas são colocadas em um misturador tipo V fazendo-se o controle do tempo de homogeneização e rotação do misturador. A mistura homogeneizada é colocada em cadinho de grafite com formas e dimensões adequadas sendo completado seu volume com MgF_2 .

- Aquecimento e redução

O cadinho contendo a mistura é então colocado dentro da bomba de redução a qual é introduzida no forno tipo poço, composto geralmente de 4 zonas de aquecimento. Aquece-se a bomba até a temperatura adequada.

Nesta etapa, deve ser rigoroso o controle do recebimento, transporte, armazenamento e massa crítica do UF_4 . Os equipamentos devem possuir as dimensões verificadas como seguras, assim como para o urânio metálico obtido.

5.3.3 Fusão do Urânio Metálico e formação da liga

Ao fim da reação, retira-se a bomba de redução do forno, e espera até que mesma resfrie até a temperatura ambiente. A abertura da bomba é feita numa *glove box* em atmosfera inerte. Retira-se a escória e faz-se a limpeza do lingote de urânio metálico por uma lixívia com HNO_3 . Após a obtenção do urânio metálico, este metal será fundido em fornos de indução eletromagnética juntamente com nióbio (Nb), zircônio (Zr) e molibdênio (Mo) para a obtenção de ligas de urânio tipo U-Zr-Nb e U-Mo. Essas são as ligas escolhidas para o estudo neste trabalho. A última delas, é a mais tradicional, enquanto a ternária está em análise juntamente com outras alternativas para a validação de ligas de urânio em reatores (Drera *et al.*, 2014; Leenaers *et al.*, 2013; Lopes *et al.*, 2013; Pasqualini, 2014). O forno a indução deve ser instalado em um laboratório exclusivo de processo do urânio metálico. As ligas de urânio são fundidas e lingotadas em cadinhos de grafite, em operações de fusão sob temperaturas acima de 1600°C , e vazadas em coquilha de cobre com seção quadrada ou

redonda. Os materiais pirofóricos a granel serão manuseados em caixas de luvas com atmosfera inerte (*glove boxes*) devido aos potenciais de oxidação envolvidos.

A verificação de segurança em criticalidade deve se ater à geometria segura dos equipamentos utilizados, em especial da bomba de redução, ao transporte e a estocagem dos materiais fissionáveis. Os lingotes devem ser subcríticos em termos de sua massa.

5.3.4 Conformação da liga

O processo de conformação de combustíveis metálicos deve ser conduzido em uma unidade de fabricação do combustível, com o processamento dos compostos dotados de urânio enriquecidos até 20% de U-235, com as etapas de tratamento térmico, usinagem, corte de ligas de zircônio, laminação de ligas de zircônio, laminação dos combustíveis, desengraxamento, decapagem e secagem dos combustíveis. Após a laminação, serão procedidas as etapas de desengraxamento, decapagem, lavagem e secagem dos combustíveis (Figura 5.2). Nesta área serão manuseados quilogramas de liga de urânio metálico em condições normatizadas devido à piroforicidade deste material.

Figura 5.2: Fluxograma das etapas de conformação da liga e produção do combustível

De modo a promover o controle do processo de laminação e identificação do núcleo combustível laminado, a instalação requer uma área de radiografia industrial, que permitirá a inspeção radiográfica dos combustíveis e de outros componentes.

A avaliação de criticalidade dessa etapa deve se ater, novamente, à quantidade de liga de urânio, respeitando a massa crítica tabelada ou calculada.

5.3.5 Produção de Elemento Combustível

As combustíveis são entregues pela unidade de fabricação à área de montagem dos combustíveis. Os combustíveis são soldados nas estruturas laterais do esqueleto na máquina a laser (por exemplo), por meio de dispositivo adequado. Estas estruturas laterais são produzidas na área de usinagem da unidade de fabricação. O conjunto do Elemento Combustível é montado junto aos seus bocais e sub-bocais.

Novamente, deve ser verificada a quantidade de material físsil nos combustíveis. Além disso, os arranjos nos quais os produtos finais serão estocados, tais como as bancadas de Madeira com Gavetas, armários, prateleiras para os combustíveis, respeitando-se sempre as normas referentes às condições de transporte de materiais físséis e as condições de estocagem dos elementos combustíveis (ANS, 2014a,b,c; CNEN, 1980b).

Capítulo 6

Resultados

6.1 Calibração

O estudo inicial das misturas físséis em solução pode ser entendido como uma calibração do software utilizado e, principalmente, dos procedimentos aplicados, visto que esses dados estão disponíveis na literatura ou também já foram calculados com outras versões do SCALE e também do MCNP independentemente. Considerando o ciclo de processamento em uma unidade fabril de combustíveis nucleares, os materiais a serem analisados individualmente, para a conversão inicial do UF_6 para o UF_4 , são: o próprio UF_6 , UO_2F_2 , U_3O_8 , UO_2 e, finalmente, o UF_4 . Todos com enriquecimento de 20%, ou seja, com a fração em peso do U-235 igual a 20%. Os resultados a seguir foram obtidos com as simulações realizadas no SCALE 6.1 dos sistemas de materiais físséis em solução com água. Todos os gráficos têm como grandeza no eixo das abscissas a densidade relativa de urânio na composição com a água da solução. Essa grandeza é importante por representar uma mistura, na solução de material físsil com moderador, verificando-se assim valores limites para os

mesmos, inclusive para a precaução de acidentes com inundação, ao se buscar evitar tais concentrações através dos projetos das instalações. Todas as simulações foram realizadas com o código neutrônico SCALE 6, utilizando-se 1000 gerações com 10.000 nêutrons cada, totalizando 10.000.000 de interações neutrônicas. Fichas exemplo utilizadas estão disponíveis no Apêndice A deste trabalho. Elas constam de uma entrada para o SCALE usada para a busca por raios críticos da solução de U_3O_8 , uma para a busca de diâmetro de cilindro com solução de UO_2F_2 e, por fim, uma exemplificando a busca por uma espessura crítica de uma placa de solução de UF_4 . Para a convergência das séries, as 50 primeiras gerações foram excluídas. Os desvios-padrão para todos os k_{eff} nem puderam ser representados nos gráficos por serem muito pequenos, da ordem de 0,0004 ou menores. O banco de dados de seções de choque utilizado em todo o trabalho foi o ENDF-v7-238 (Williams *et al.*, 2009). A sequência escolhida do SCALE utilizada para a busca por dimensões críticas foi a CSAS5S.

Na construção dos gráficos, foi utilizada uma linha somente como auxílio à leitura dos pontos, os quais são resultados computacionais. O modelo computacional para o cálculo das razões de moderação e raios críticos foi feito criando-se uma esfera com a solução físsil de raio fixo (10 cm), envolta em uma camada esférica de água de 30 cm e variando-se a concentração da solução físsil. As figuras a seguir (Figuras 6.1, 6.2 e 6.3) ilustram o modelo e foram obtidas com o KENO-3D, acoplado ao SCALE6. Os raios críticos foram obtidos com a mesma esfera, mas alterando várias vezes os valores para os raios das mesmas, até que se obtivesse um sistema crítico. Por fim, para os

cálculos das massas críticas, a partir de cada raio crítico obtido no estágio anterior, foram calculados o volume esférico correspondente e, com a densidade relativa do urânio na solução, a massa crítica do mesmo (Figuras 6.4 a 6.18). As geometrias planar e cilíndrica também foram criadas envoltas em geometria de mesmo tipo com 30 cm feita de água.

Figura 6.1: Esfera modelada para os cálculos de razão de moderação e raios críticos. O material da cor vermelha é a mistura físsil; em azul está a camada de água

Figura 6.2: Cilindros modelados para os cálculos de reatividade nesta geometria e também para os cálculos da distância segura de equipamentos. O material da cor vermelha é a mistura físsil; em azul está a camada de água

Figura 6.3: Placas modeladas para os cálculos de reatividade nesta geometria e também para os cálculos da distância segura. O material da cor vermelha é a mistura físsil; em azul está a camada de água

Para os estudos de razão de moderação dos sistemas físseis, foram modeladas esferas com a mistura do material físsil e a fração de água para resultar em uma dada densidade de urânio na solução. Essa concentração foi variada, testando-se diversas frações distintas entre material físsil e moderador, resultando em diversas densidades (consequentemente, diversas razões de moderação). Utilizou-se a sequência CSAS5 para que o módulo KENO-V computasse o valor do fator de multiplicação de nêutrons.

Figura 6.4: Razão de moderação e raios críticos para a solução com UF_6 .

Nos estudos dos raios críticos, foram simuladas esferas variando-se os comprimentos dos raios que geravam sistemas críticos. A concentração da solução físsil era fixa, ou seja, a fração de material físsil para a de moderador era sempre a mesma. As razões de moderação foram tomadas da etapa anterior. Para cada razão testada, a ferramenta *Search* da Sequência CSAS5S do Scale buscou um raio que fizesse o sistema crítico.

Figura 6.5: Raios críticos calculados para a solução de UF₆.

As massas críticas dos sistemas forma calculadas a partir dos raios críticos obtidos anteriormente. Deles calcula-se o volume crítico correspondente, por Geometria Euclidiana ($V_C = (4/3)\pi(raio)^3$). Por fim, a massa foi obtida multiplicando-se o volume crítico pela densidade de urânio na mistura físsil.

Figura 6.6: Massa crítica calculada para o UF_6 . Valores calculados a partir dos raios críticos e da densidade correspondente do urânio.

Figura 6.7: Razão de moderação para o UO_2F_2 .

Figura 6.8: Raios críticos para o UO₂F₂.

Figura 6.9: Massas críticas para o UO₂F₂. Valores calculados a partir dos raios críticos e da densidade correspondente do urânio.

Figura 6.10: Razão de Moderação para a solução de U_3O_8 .

Figura 6.11: Raios críticos para a solução de U_3O_8 .

Figura 6.12: Massas críticas para a solução de U_3O_8 . Valores calculados a partir dos raios críticos e da densidade correspondente do urânio.

Figura 6.13: Razão de moderação para soluções com o UO_2 em vários níveis de enriquecimento.

Figura 6.14: Raios críticos calculados para o UO_2 .

Figura 6.15: Massa crítica calculada para o UO_2 com diversos níveis de enriquecimento. Valores calculados a partir dos raios críticos e da densidade correspondente do urânio.

Figura 6.16: Razão de moderação para o UF_4 .

Figura 6.17: Raios Críticos para a solução de UF_4 .

Figura 6.18: Massa crítica para a solução de UF_4 . Valores calculados a partir dos raios críticos e da densidade correspondente do urânio.

Sumarizando os resultados para os parâmetros seguros:

Tabela 6.1: *Parâmetros seguros para as soluções físseis envolvidas na produção das ligas de urânio. Obs. Os desvios padrão são da ordem da terceira casa decimal do quilograma, litro e centímetro*

Composto Físsil	Fonte	Geometria Esférica		Cilindro Infinito	Placa Infinita
		Massa Segura (kg)	Volume Seguro (L)	Diâmetro Seguro (cm)	Espessura Segura (cm)
UF6	Scale 4.4a	2,54	11,9	18,22	7,77
	Scale 6	2,44	8,6	17,96	7,21
UO2F2	Handbook	2,43	9,36	16,83	6,68
	Scale 4.4a	2,44	10,16	17,21	7,2
	Scale 6	1,78	7,49	15,33	6,69
U3O8	Scale 4.4a	2,39	9,28	16,74	6,93
	Scale 6	1,63	6,84	16,55	6,48
UO2	Handbook	2,3	8,6	16,0	6,6
	Scale 4.4a	2,4	8,7	16,3	6,8
	Scale 6	2,48	8,56	14,29	5,41
UF4	Scale 4.4a	2,97	9,92	17,0	7,1
	Scale 6	2,21	7,87	16,55	6,48

6.2 Ligas de Urânio

Os estudos para as ligas metálicas seguiram de forma análoga ao processo feito na Calibração. As soluções iniciais foram substituídas por ligas metálicas no seu modelamento. Para os cálculos das reatividades (k_{eff} das ligas, foram feitas as esferas modeladas no SCALE, assim como os cilindros e placas infinitas. A dimensão de interesse nos cilindros, o diâmetro era muito menor que sua altura (10,0 cm contra 500 cm) e foi possível fazer a aproximação de geometria infinita. O mesmo para a planar, onde a espessura era da ordem de 5,0 cm contra o seu comprimento de 500cm. Os resultados obtidos estão sumarizados na tabela a seguir.

Tabela 6.2: Reatividade das ligas metálicas de urânio (k_{eff}) em condições de operação normal (Sistema a seco) e de acidente com inundação. A dimensão das placas e de seu revestimento foi baseada nos trabalhos sobre o reator de testes MITR II (Newton Jr et al., 2012, 2014): Espessura do cerne combustível: 0,5mm; espessura do revestimento: 0,25mm; enriquecido a 20%

Liga	INUNDADO		SECO	
	Com Revestimento	Sem Revestimento	Com Revestimento	Sem Revestimento
U-10Mo	0,15416(29)	0,15548(15)	0,006370(24)	0,006279(13)
U metálico	0,17173(32)	0,17298(30)	0,008187(15)	0,008077(15)
U-7,5Nb-2,5Zr	0,15443(30)	0,15548(15)	0,006409(12)	0,006311(12)

Tabela 6.3: Resultados dos parâmetros seguros das ligas metálicas de urânio. Obs. As dimensões são as mesmas citadas na tabela 6.2

LIGAS	Geometria Esférica					Placa Infinita	Cilindro Infinito
	Rseg(cm)	Vseg(L)	m seg da liga(kg)	m seg de U (kg)	m seg U-235(kg)	espessura (cm)	diâmetro(cm)
U metálico	12,58	9,16	98,1	98,1	19,6	5,04	15,86
U-3Mo-9Zr	15,94	18,62	166,3	146,3	29,3	7,33	20,50
U-6Mo-6Zr	15,62	17,54	160,9	141,6	28,3	7,10	20,09
U-9Mo-3Zr	15,44	16,92	159,6	140,4	28,1	6,92	19,68
U-7,5Nb-2,5Zr	15,57	17,34	160,0	144,0	28,8	7,10	19,92
U-10Mo	15,45	16,94	155,4	139,8	28,0	6,88	19,80

Figura 6.19: Resultados para as distâncias seguras na configuração mais reativa possível: placas de urânio, sem revestimento e em um sistema inundado. Foi simulado um arranjo com 10 placas do combustível formando uma linha, conforme elas serão dispostas em seu armazenamento

Figura 6.20: Modelo da fila de dez combustíveis metálicos. O material da cor vermelha é a mistura físsil; em azul está uma seção do conjunto com camada de água

Figura 6.21: Cálculo das distâncias seguras para os equipamentos: Arranjo a seco. Este modelamento foi feito a partir de cilindros do material físsil, U-10Mo, e elaborado um arranjo em matriz 8x5 desses cilindros em condição normal de operação

Figura 6.22: Cálculo das distâncias seguras para os equipamentos. Arranjo inundado. Este resultado foi obtido modelando-se um conjunto de cilindros de uma das ligas possíveis para ser combustível nuclear, U-10Mo, que é a mais estudada entre as ligas testadas

Figura 6.23: Modelo do arranjo de cilindros utilizado para o cálculo das distâncias seguras entre equipamentos. Foi elaborado um arranjo em matriz 8x5 desses cilindros em condição normal e de acidente com inundação. Em vermelho está representada a liga e em azul a camada de água.

Capítulo 7

Discussão

A seção de calibração do procedimento, realizada com as soluções físseis iniciais, provou haver boa adequação do método por este ter apresentado resultados compatíveis com os tabelados em handbooks de referência e também com os resultados obtidos com a versão anterior do software SCALE, a versão 4. Os resultados computados para todos os fatores de multiplicação efetivos e infinitos possuíam desvios-padrão inferiores a 4 na quarta casa decimal; muitos sistemas de geometria mais simples, alcançavam a quinta casa decimal, o que está em pleno acordo com a boa estatística para os cálculos neutrônicos. Isso torna os resultados representativos. O resultado prático para tamanho número de interações simuladas é a garantia de que houve a contabilização das reações nucleares em todo o sistema modelado, como era a intenção.

Os gráficos para as soluções com UO_2 são didáticos ao apresentarem a influência do enriquecimento dos materiais em seus parâmetros críticos como raio e massa críticos: quanto maior o enriquecimento, menores são as dimensões e massas seguras, como é intuitivo de se concluir.

No total, os resultados obtidos com a versão 6 do pacote SCALE são mais conservadores que os resultantes de sua versão anterior e também que os dos handbooks, mais próximos dos valores tabelados nos manuais, mas sempre inferiores que os apresentados por todas as fontes. Os resultados mais próximos foram obtidos para as dimensões dos cilindros e placas infinitas. Nestas, o software realizou buscas em muitos ciclos de alterações de dimensões pela geometria que permitia um sistema crítico. Para a geometria esférica, o software buscava da mesma forma pelo raio que possibilitou uma esfera crítica. Os volumes e massas críticas foram calculados à parte do programa.

O estudo de maior interesse foi feito para as ligas de urânio. As dimensões utilizadas para as placas metálicas foram verificadas em artigos sobre os reatores de testes operantes no mundo (Aliberti *et al.*, 2012; James *et al.*, 2011; Kennedy, 2006; Mammen *et al.*, 2009). Nestes reatores, o combustível é do tipo metálico, em formato de placas e com revestimento feito de alumínio. O estudo é conservador, então sempre é considerada a combinação mais reativa, ou seja, a configuração com o cerne combustível mais reativo, sem revestimento, pois este absorve parte dos nêutrons disponíveis diminuindo a cota para as substâncias físseis e, por fim, a disposição de material moderador, no caso deste trabalho, a água. A água além de moderar a energia dos nêutrons para uma categoria energética favorável à reação de fissão, também serve como refletor, ao formar uma camada na qual os nêutrons incidem e voltam a trafegar no sistema físsil, propiciando novas fissões.

A reatividade para as placas isoladas é praticamente nula (ver. Tabela 6.1) no caso com operação normal, a seco. Na simulação, os resultados revelam

que do caso a seco para o inundado, o valor do k_{eff} sobe em mais de 2400% do seu inicial. Mesmo assim, a reatividade para o caso inundado continua muito baixa, com k_{eff} da ordem de 0,15. Para um conjunto de 10 (dez) placas alinhadas, a nova configuração gera um conjunto mais reativo, como pode ser verificado na figura 6.19. Este estudo fora feito para uma placa pura de urânio metálico, em um arranjo o mais reativo possível, placa sem revestimento em um sistema inundado. A distância mais perigosa em termos de reatividade foi para uma distância entre placas (pitch) de 1,5 cm. A distância segura para o pitch desse conjunto de placas deve ser maior de 15,0 cm.

O estudo dos parâmetros críticos e seguros para as ligas combustíveis testadas são apresentadas na Tabela 6.2. O método foi realizado modelando-se uma esfera, um cilindro infinito e uma placa infinita no SCALE, e utilizando-se a sequência CSAS5S para fazer uma varredura entre as dimensões possíveis para essas geometrias até que se obtivesse a condição crítica. Do parâmetro crítico, os seguros eram calculados. Os valores de espessura de placa e do diâmetro de cilindros servem para a avaliação das dimensões seguras para equipamentos que tenham esses formatos e que receberão essas ligas. Os valores para a geometria esférica serve como uma referência prática para a quantidade segura em massa e volume das composições físseis.

As ligas simuladas são as mais tradicionais e estudadas, as de urânio e molibdênio e as de urânio, nióbio e zircônio e, também, ligas de urânio, nióbio e zircônio, cujas pesquisas mais atuais na área de metalurgia indicam boas propriedades para aplicações térmicas. O urânio puro, metal mais reativo, teve todos os parâmetros inferiores às demais ligas, como era de se

esperar. As ligas mais reativas foram as de U-10Mo e U-9Mo-3Zr, sendo a última a que apresentou maiores valores para o k_{eff} . Com exceção do urânio puro, estas ligas são as que merecem maiores cuidados quanto à segurança de criticalidade nuclear, tendo, como massa segura da liga mais reativa o valor operacional de 159,6 kg como massa segura. A liga menos reativa neutronicamente foi a liga U-3Mo-9Zr, cuja massa segura para a liga foi de 163,3 kg. A maior quantidade de zircônio explica o fato, pois este é um dos elementos químicos mais transparente aos nêutrons térmicos, o qual permite maior disponibilidade de nêutrons ao elemento que fissiona, o urânio. Entre as ligas mais tradicionais, U-10Mo e U-7,5Nb-2,5Zr, a binária mostrou-se mais reativa que a ternária, então, em termos de segurança somente, a liga de U-7,5Nb-2,5Zr é um pouco mais segura de se trabalhar e estocar.

Para tratar a questão dos equipamentos os quais vão receber os materiais físséis, cilindros das ligas estudadas foram modelados para que se observasse as distâncias seguras para se posicionar os equipamentos, visto que esta é a geometria predominante utilizada. Foram modelados arranjos de cilindros dispostos na forma 8x5 e variando-se as distâncias entre os centros dos mesmos, analisou-se o valor do k_{eff} para o sistema. Nos casos de operação normal, ambiente a seco, a distância segura, ou seja, aquela na qual tanto a distância centro a centro dos cilindros (pitch) para o arranjo se torna tão reativa quanto um único cilindro sozinho o é, deu-se com 2,00 metros. Para o caso modelado para um acidente com inundação do sistema físsil, a distância segura foi para um pitch de 50 cm. Esses resultados especificam a distância segura que os equipamentos devem manter tanto fixos nos laborató-

rios quanto durante a sua movimentação entre eles. Essa distância da ordem de dois metros deve ser demarcada nas instalações para que fiquem muito claros os limites para a passagem de material fóssil.

Capítulo 8

Conclusões

Este trabalho teve como objetivo calcular os parâmetro seguros para as ligas metálicas de urânio que podem ser utilizadas como combustíveis nucleares para reatores. Esses dados não estão disponíveis na literatura e esta é a importância dessa pesquisa. A metodologia provou-se válida ao prover resultados similares aos tabulados em manuais e também compatíveis com os obtidos por outros softwares. Os resultados foram mais conservadores que os observados por essas outras fontes de cálculos.

Para as ligas estudadas, ficaram definidos os valores para as massas seguras com as quais se pode processar e estocar esses materiais, sendo 166,3 kg, para a liga U-3Mo-9Zr, 160,9 kg para U-6Mo-6Zr, 159,6 kg para U-9Mo-3Zr, 160,0 kg para U-7,5Nb-2,5Zr e, para a mais tradicional e estudada das ligas combustíveis, a U-10Mo, o valor de 155,4kg de massa da liga. Para a mesma ordem apresentada das ligas, os valores calculados para a espessura de placa foram de 7,33, 7,10, 6,92, 7,10 e 6,88 cm respectivamente. A geometria cilíndrica, convencional para os equipamentos em que se operam os materiais físséis, teve como diâmetros seguros os valores de 20,50 cm,

20,09 cm, 19,68 cm, 19,92 cm e 19,80 cm respectivamente. Foi constatado que individualmente as placas são pouco reativas, mesmo em uma simulação de acidente com inundação, mas em um conjunto em linha, elas devem permanecer a uma distância segura superior que 10 cm.

Um dos resultados mais importantes para a prática na manipulação de tais materiais, foram os resultados para as distâncias centro a centro entre cilindros de urânio metálico (pitch) simulados para a definição das distâncias seguras que os equipamentos que manipulam tais ligas devem ficar. Na simulação para uma operação normal, com ambiente a seco, o pitch deve ser de no mínimo 200,00 cm e para um sistema inundado, simulando um acidente que sujeite tais metais a essa condição, a distância segura é de 50 cm.

Com os resultados, os objetivos do trabalho foram alcançados: supriram-se as informações para as operações fora do reator de materiais utilizados como combustíveis nucleares na forma de ligas metálicas de urânio enriquecidas à 20%.

Referências Bibliográficas

inb (2014) Unidades produtoras. *INB*. URL http://www.inb.gov.br/pt-br/WebForms/interna.aspx?secao_id=50. Acessado em 14 de Outubro de 2014. Citado na pág. [xii](#), [20](#)

Abe e Sanchez (2011) Alfredo Y. Abe e Andrea Sanchez. *Curso de Análise de Segurança de Criticalidade Nuclear*. Alfredo Y. Abe and Andrea Sanchez, 2011. Citado na pág. [11](#)

AGENCY (1965) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Proceedings of the symposium on criticality control of fissile materials. Em *PROCEEDINGS OF THE SYMPOSIUM ON CRITICALITY CONTROL OF FISSILE MATERIALS*, STOCKHOLM. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Citado na pág. [30](#)

Agency e the International Atomic Energy Agency (2014) Nuclear Energy Agency e the International Atomic Energy Agency. Uranium 2014 : Resources, production and demand. *ORGANISATION FOR ECONOMIC CO - OPERATION AND DEVELOPMENT*. Citado na pág. [14](#)

Aliberti et al. (2012) Gerardo Aliberti, Hironobu Unesaki e Cheol-Ho Pyeon. Analysis of kuca type-a cores, 2012. Citado na pág. [94](#)

ANL (2001) ANL. *Transportation Impact Assessment for Shipment of Uranium Hexafluoride (UF₆) Cylinders from the East Tennessee Technology Park to the Portsmouth and Paducah Gaseous Diffusion Plants*. Argonne National Laboratory, 9700 South Cass Avenue, Argonne, Illinois 60439, oct 2001. Citado na pág. [68](#)

ANS (2014a) ANSI/ANS-8.1-1998;R2007; W2014: *Nuclear Criticality Safety in Operations with Fissionable Materials Outside Reactors*. ANSI-8.1, 555 North Kensington Avenue, Illinois, USA, apr 2014a. Withdrawn. Citado na pág. [2](#), [3](#), [61](#), [74](#)

ANS (2014b) ANSI/ANS-8.17-2004;R2009;R2014: *Criticality Safety Criteria for the Handling, Storage, and Transportation of LWR Fuel Outside Reactors*

tors. ANS-8.17, 555 North Kensington Avenue, Illinois, USA, apr 2014b. Reaffirmed. Citado na pág. 3, 74

ANS (2014c) *ANSI/ANS-8.19-2014: Administrative Practices for Nuclear Criticality Safety.* ANS-8.19, 555 North Kensington Avenue, Illinois, USA, apr 2014c. Citado na pág. 3, 74

ANS (2007) *ANSI/ANS-8.5-1996;R2002;R2007;R2012: Use of Borosilicate-Glass Raschig Rings as a Neutron Absorber in Solutions of Fissile Material.* ANS-8.5, 555 North Kensington Avenue, Illinois, USA, apr 2007. Reaffirmed. Citado na pág. 3

ANS (1997) *ANSI/ANS-8.7-1975;R1982;R1987;W1997: Guide for Nuclear Criticality Safety in the Storage of Fissile Materials.* ANS-8.7, 555 North Kensington Avenue, Illinois, USA, apr 1997. Reaffirmed. Citado na pág. 3

Association (2015) World Nuclear Association. Conversion and deconversion. *World Nuclear Association.* URL <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Conversion-Enrichment-and-Fabrication/Conversion-and-Deconversion/>. Acessado em 20 de maio de 2015. Citado na pág. 68

BARATA (2013) B.M. BARATA. Inb avança no enriquecimento. *ABEN.* URL http://www.aben.com.br/revista-brasil-nuclear/edicao-n-40/industria_1. Acessado em 30 de janeiro de 2015. Citado na pág. 25

Bowman (2011a) Stephen M Bowman. Scale 6: comprehensive nuclear safety analysis code system. *Nuclear Technology*, 174(2):126–148. Citado na pág. 57

Bowman (2011b) Stephen M Bowman. Scale 6: comprehensive nuclear safety analysis code system. *Nuclear Technology*, 174(2):126–148. Citado na pág. 62

Briggs et al. (2003) J Blair Briggs, Lori Scott e Ali Nouri. The international criticality safety benchmark evaluation project. *Nuclear science and engineering*, 145(1):1–10. Citado na pág. 9

Brown (1981) C.L. Brown. Impact of nuclear criticality on fuel cycles. *Trans. Am. Nucl. Soc.*, 38:20. Citado na pág. 11

Brown (2009) Forrest B Brown. A review of monte carlo criticality calculations—convergence, bias, statistics. *Proceedings M&C*, páginas 3–7. Citado na pág. 52

- CNEN (1980a)** CNEN. *NE 1.08 - MODELO PADRÃO PARA RELATÓRIO DE ANÁLISE DE SEGURANÇA DE USINAS DE REPROCESSAMENTO DE COMBUSTÍVEIS NUCLEARES*. CNEN, feb 1980a. Resolução CNEN 16/79 Publicação: DOU 04.02.1980. Citado na pág. 2
- CNEN (1980b)** CNEN. *NE 1.09 - MODELO PADRÃO PARA RELATÓRIO DE ANÁLISE DE SEGURANÇA DE FÁBRICA DE ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS*. CNEN, nov 1980b. Resolução CNEN 06/80 Publicação: DOU 14.11.1980. Citado na pág. 2, 74
- Cripps (1974)** P. B. Cripps. Aaec/e308 (1974). *Australian Atomic Energy Commission*. Citado na pág. 62
- de Almeida Damy (1987)** Margaret de Almeida Damy. Programa computacional para cálculo de distância crítica pelo método do ângulo sólido estendido. Dissertação de Mestrado, Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares. orientadora: dra. Nanami Kosaka. Citado na pág. 47
- Drera et al. (2014)** Saleem S Drera, Gerard L Hofman, Robert J Kee e Jeffrey C King. A cellular automaton method to simulate the microstructure and evolution of low-enriched uranium (leu) u-mo/al dispersion type fuel plates. *Journal of Nuclear Materials*, 453(1):313–319. Citado na pág. 71
- Duderstadt e Hamilton (1976)** James J Duderstadt e Louis J Hamilton. Nuclear reactor analysis. Citado na pág. 38, 45
- Ecen (2010)** Ecen. Comparação da emissão de gases de efeito estufa (gee) na geração nuclear de eletricidade no brasil com as de outras fontes. *Economia e Energia*. URL http://ecen.com/eee79/eee79p/gases_nuclear.htm. Acessado em 29 de Maio de 2015. Citado na pág. xii, 21
- Fabisik (2014)** Juan J Fabisik. *Desarrollo de una biblioteca de trabajos de datos nucleares*. Tese de Doutorado, Universidad Nacional de Cuyo. Citado na pág. 59
- Fernandes et al. (2008)** Horst Monken Fernandes, Luiz Alberto Gomiero, Valeska Peres, Mariza Ramalho Franklin e F Fernando Lamego Simões Filho. Critical analysis of the waste management performance of two uranium production units in brazil?part ii: Caetite production center. *Journal of environmental management*, 88(4):914–925. Citado na pág. xii, 17, 19
- für Reaktorsicherheit (GRS) (1980)** Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS). *Handbook on Criticality (Vols. I, II e III)*. 8046 Garching, 1980. Citado na pág. 48

- Goad e Johnston (1959)** W Goad e R Johnston. A monte carlo method for criticality problems. *Nuclear Science and Engineering*, 5(6):371–375. Citado na pág. 51
- IAEA (2014)** IAEA. Where is uranium found and how it is processed for nuclear energy. *International Atomic Energy Agency website*. URL <https://www.iaea.org/newscenter/multimedia/photoessays/where-uranium-found-and-how-it-processed-nuclear-energy>. Acessado em 25 de Maio de 2015. Citado na pág. xii, 22
- IAEA (2008)** IAEA. *Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities*. IAEA, Vienna, 2008. No. NS-R-5. Citado na pág. 3
- James et al. (2011)** M James, A Nelson, SA Holt, T Saerbeck, WA Hamilton e Frank Klose. The multipurpose time-of-flight neutron reflectometer ?platypus? at australia’s opal reactor. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, 632(1):112–123. Citado na pág. 94
- Jevremovic (2005)** Tatjana Jevremovic. *Nuclear Principles in Engineering*. Springer. Citado na pág. 38, 43
- Kaplan (1958)** EL Kaplan. Monte carlo methods for equilibrium solutions in neutron multiplication. Relatório técnico, California. Univ., Livermore. Lawrence Radiation Lab. Citado na pág. 51
- KEITH et al. (2014)** L. Samuel KEITH, Obaid M. FAROON e Bruce A FOWLER. *Handbook on the Toxicology of Metals*. Academic Press. Citado na pág. 13, 14
- Kennedy (2006)** Shane J Kennedy. Construction of the neutron beam facility at australia’s opal research reactor. *Physica B: Condensed Matter*, 385:949–954. Citado na pág. 94
- Knief (1985)** Ronald Allen Knief. Nuclear criticality safety. *Theory and Practice, American Nuclear Society, La Grange Park, Illinois, USA*. Citado na pág. 31
- Kryuchkov et al. (2011)** EF Kryuchkov, VA Apse, VB Glebov, EG Kulikov, GG Kulikov, SV Masterov, AN Shmelev e PV Tsvetkov. *Isotopic Uranium and Plutonium Denaturing as an Effective Method for Nuclear Fuel Proliferation Protection in Open and Closed Fuel Cycles*. INTECH Open Access Publisher. Citado na pág. xiii, 43

- Laboratory (2015)** Argonne National Laboratory. Reduced enrichment for research and test reactors (rertr). *Argonne National Laboratory website*. URL <http://www.rertr.anl.gov/>. Acessado em 30 de Maio de 2015. Citado na pág. 63
- Lamarsh e Baratta (2001)** John R. Lamarsh e Anthony J. Baratta. *Introduction to Nuclear Engineering*. Prentice Hall, third ed. ISBN: 0-201-82498-1. Citado na pág. 37
- Landers e Petrie (1989)** NF Landers e LM Petrie. Uncertainties associated with the use of the keno monte carlo criticality codes. Relatório técnico, Oak Ridge National Lab., TN (USA). Citado na pág. 54
- Leenaers et al. (2013)** Ann Leenaers, Sven Van den Berghe e Christophe Detavernier. Surface engineering of low enriched uranium–molybdenum. *Journal of Nuclear Materials*, 440(1):220–228. Citado na pág. 71
- Lieberoth (1968)** J Lieberoth. Monte carlo technique to solve the static eigenvalue problem of the boltzmann transport equation. Relatório técnico, INTERATOM, Bensberg, Ger. Citado na pág. 51
- Lopes et al. (2013)** Denise Adorno Lopes, Thomaz Augusto Guisard Restivo e Angelo Fernando Padilha. Mechanical and thermal behaviour of u–mo and u–nb–zr alloys. *Journal of Nuclear Materials*, 440(1):304–309. Citado na pág. 71
- Mammen et al. (2009)** S Mammen, P Mukherjee, A Bhatnagar, K Sasidharan e VK Raina. Upgradation of apsara reactor. Em *Proceedings of international conference on peaceful uses of atomic energy-2009*. V. 1. Citado na pág. 94
- McLaughlin et al. (2000)** Thomas P. McLaughlin, Shean P. Monahan, Norman L. Pruvost, Vladimir V. Frolov, Boris G. Ryazanov e Victor I. Sviridov. *A Review of Criticality Accidents*. Los Alamos NATIONAL LABORATORY, Los Alamos, New Mexico 87545, USA. Citado na pág. xii, 5, 7, 8
- Murray e Holbert (2014)** Raymond Murray e Keith E Holbert. *Nuclear energy: an introduction to the concepts, systems, and applications of nuclear processes*. Elsevier. Citado na pág. 47
- Newton Jr et al. (2012)** T Newton Jr, G Kohse, M Ames, Y Ostrovsky, L Hu, E Wilson, F Dunn e J Stevens. Activities in support of conversion of the mit nuclear reactor to leu fuel. Citado na pág. 89
- Newton Jr et al. (2014)** TH Newton Jr, LW Hu, K Sun, SM Don, EH Wilson e FE Dunn. Safety analysis of u-mo leu fuel with unfinned cladding for the mit research reactor. Citado na pág. 89

- OECD (2006)** OECD. *Reference Values for Nuclear Criticality Safety*. NUCLEAR ENERGY AGENCY, 2006. Homogeneous and Uniform UO_2 , UNH, PuO_2 and PuNH, Moderated and Reflected by H_2O . Citado na pág. 9
- Olander (1976)** DR Olander. Fundamental aspects of nuclear reactor fuel elements, technical information center—energy research and development administration. *University of California, Berkeley, CA, USA*. Citado na pág. 30
- ORDOÑEZ (2014)** R. ORDOÑEZ. Angra 1 receberá urânio enriquecido no brasil pela primeira vez. *O Globo*. URL <http://oglobo.globo.com/economia/angra-1-recebera-uranio-enriquecido-no-brasil-pela-primeira-vez-14466446>. Acessado em 20 de abril de 2015. Citado na pág. 23
- Pasqualini (2014)** Enrique E Pasqualini. Alternative processes of comminution and colamination of uranium molybdenum alloys. *Progress in Nuclear Energy*, 75:92–104. Citado na pág. 71
- Quimiton (2010)** Quimiton. Desenvolvimento da poderosa energia nuclear. *Blog Quimiton*. URL http://quimiton.blogspot.com.br/2010_04_01_archive.html. Acessado em 29 de Maio de 2015. Citado na pág. xii, 26
- Ricardo e de Araújo (1995)** A de A Ricardo e Thalia VB de Araújo. Validade interna em estudos de corte transversal: reflexões a partir de uma investigação sobre esquistossomose mansônica e condições socioeconômicas. *Cad. Saúde Públ*, 11(1):118–127. Citado na pág. 52
- Roach e Smith (1967)** William Harrison Roach e DR Smith. *Estimates of Maximum Subcritical Dimensions of Single Fissile Metal Units*. Oak Ridge National Laboratory. Citado na pág. 31
- Sanchez e Abe (2013)** Andrea Sanchez e Alfredo Abe. Nuclear criticality safety parameter evaluation for uranium metallic alloy. *International Nuclear Atlantic Conference - INAC*. Citado na pág. 4
- Stephen e Reddy (2013)** Neethu Hanna Stephen e CP Reddy. Criticality safety studies for plutonium–uranium metal fuel pin fabrication facility. *Annals of Nuclear Energy*, 53:458–463. Citado na pág. xii, xiii, 33, 34, 35
- Szuecs (2014)** Marcos Szuecs. O mineral urânio. *Gemas do Brasil*. URL <http://gemasdobrasil.blogspot.com.br/2014/05/o-mineral-uranio.html>. Acessado em 29 de Maio de 2015. Citado na pág. xii, 14
- Thomas (1978)** JT Thomas. Nuclear safety guide. tid-7016, revision 2. Relatório técnico, Union Carbide Corp., Oak Ridge, TN (USA). Nuclear Div. Citado na pág. 32

- Tuck (1969)** Grover Tuck. Critical masses of spherical and hemispherical enriched uranium assemblies. *Journal of Nuclear Energy*, 23(11):663–672. Citado na pág. 32
- TutorVista.com (2015)** TutorVista.com. Advantages and disadvantages of nuclear fission. *TutorVista.com*. URL <http://www.tutorvista.com/chemistry/advantages-and-disadvantages-of-nuclear-fission>. Acessado em 22 de Março de 2015. Citado na pág. xiii, 42
- Távora (2013)** Fernanda Távora. Os novos caminhos brasileiros. *Ciência Hoje*. URL <http://cienciahoje.uol.com.br/noticias/2013/11/os-novos-caminhos-brasileiros>. Acessado em 25 de Maio de 2015. Citado na pág. xii, 25
- Van den Berghe et al. (2011)** Sven Van den Berghe, Ann Leenaers, Edgar Koonen e Leo Sannen. From high to low enriched uranium fuel in research reactors. *Advances in Science and Technology*, 73:78–90. Citado na pág. xiii, 64
- Wikipedia (2015)** Foundation Wikipedia. Burnup. *Wikipedia.org*. URL <http://en.wikipedia.org/wiki/Burnup>. Acessado em 14 de Abril de 2015. Citado na pág. 29
- Wilkinson (1962)** Walter D Wilkinson. Uranium metallurgy. Citado na pág. 69
- Williams e Rearden (2008)** Mark L Williams e Bradley T Rearden. Scale-6 sensitivity/uncertainty methods and covariance data. *Nuclear Data Sheets*, 109(12):2796–2800. Citado na pág. 57
- Williams et al. (2009)** Mark L Williams, Germina Ilas e SC Hilton Head. Endf/b-vii nuclear data libraries for scale 6. *CD Proceedings, Advances in Nuclear Fuel Management IV*. Citado na pág. 76
- Yamaguchi (2003)** M. Yamaguchi. Determinação dos parâmetros críticos e seguros para análise de criticalidade com o sistema scale 4.4a. Relatório técnico n° c17-02-2520-ra-0002. Citado na pág. 48

APÊNDICE A - Alguns cartões de entrada (*inputs*) para o SCALE 6 utilizados neste trabalho

Quatro cartões de entrada são apresentados neste apêndice. São eles: o utilizado para a solução de U_3O_8 , em um modelo para a busca de raio crítico de esfera; um para a solução de UO_2F_2 na geometria cilíndrica, em uma busca por um diâmetro crítico; um utilizando a geometria de placas para a solução de UF_4 , na busca por sua espessura crítica; e por fim, a entrada utilizada para o estudo de estocagem de 10 placas de urânio metálico. Eles serão apresentados a seguir.

```

'Input generated by GeeWiz SCALE 6.1
=csas5s
u3o8_raios_criticos
v7-238
read composition
  u3o8          1 0.02 293
                      92235 20
                      92238 80   end
  h2o           1 0.98 293   end
  h2o           2 1 293   end
end composition
read celldata
  multiregion spherical left_bdy=reflected right_bdy=vacuum end
    1          11
    2          41
  end zone
end celldata
read parameter
  gen=1000
  npg=10000
  nsk=50
  htm=yes
end parameter
read geometry
global unit 1
com="u3o8_raios"
  sphere 1 1      11
  sphere 2 1      41
end geometry
end data
read search
critical dimension  pas=40  eps=0.0002  kef=0.9332
more
alter

  +con=2
  -con=-2
  unit=1
  region=1
  radius=1
maintain

  unit=1
  region=2
  to 2
  radius=1
end search
end

```

```

'Input generated by GeeWiz SCALE 6.1
=csas5s
uo2f2 20% cilindro
v7-238
read composition
  h2o          1 0.84 293    end
  uo2f2        1 0.16 293
                                     92235 20
                                     92238 80    end
  h2o          2 1 293    end
end composition
read celldata
  multiregion cylindrical left_bdy=reflected right_bdy=vacuum end
    1          5
    2          35
  end zone
end celldata
read parameter
  gen=500
  npg=10000
  nsk=50
  htm=yes
end parameter
read geometry
global unit 1
com="cilindros"
  zcylinder 1 1          5          250          -250
  zcylinder 2 1          35         280          -280
end geometry
end data
read search
critical dimension  pas=40  eps=0.0005  kef=0.9332
more
maintain

  unit=1
  region=2
  to 2
  all=1
alter

  +con=10
  -con=-10
  unit=1
  region=1
  radius=1
end search
end

```

'Input generated by GeeWiz SCALE 6.1
csas5s

Input Data:

slab uf6

v7-238

read composition

uf6 1 0.21 293

92235 20

92238 80 end

h2o 1 0.79 293 end

h2o 2 1 293 end

end composition

read celldata

multiregion slab left_bdy=reflected right_bdy=vacuum end

1 4

2 34

end zone

end celldata

read parameter

gen=1000

npg=10000

nsk=50

htm=yes

end parameter

read geometry

global unit 1

com="slab uf6"

cuboid 1 1 2 -2 500 -500 500 -500

cuboid 2 1 32 -32 530 -530 530 -530

end geometry

read bnds

+xb=vacuum

-xb=vacuum

+yb=vacuum

-yb=vacuum

+zb=vacuum

-zb=vacuum

end bnds

end data

read search

critical dimension pas=40 eps=0.0002 kef=0.9332

more

alter

+con=2

-con=-2

unit=1

region=1

+x=1

-x=1

maintain

unit=1

region=2

to 2

all=1

end search


```

      'Input generated by GeeWiz SCALE 6.1

=csas5

placas estocagem

v7-238
read composition
  h2o          1 1 293   end
  al           2 1 293   end
  u            3 1 293
                        92235 20
                        92238 80   end
end composition
read celldata
  latticecell squarepitch fuelr=0.0254 3 hpitch=2.4746 0 end
end celldata
read parameter
  gen=1000
  npg=10000
  nsk=50
  htm=yes
end parameter
read geometry
unit 1
com="placa estocagem"
  cuboid 3 1   0.0254  -0.0254   2.6455  -2.6455   30.5   -30.5
  cuboid 1 1   2.4746  -2.4746   2.6455  -2.6455   30.5   -30.5
global unit 2
com="array"
  array 1 -24.746  -2.6455   -30.5
  cuboid 0 1   24.746  -24.746   2.6455  -2.6455   30.5   -30.5
  cuboid 1 1   54.746  -54.746  32.6455  -32.6455   60.5   -60.5
end geometry
read array
ara=1 nux=10 nuy=1 nuz=1
  com='array'
  fill
    1    1    1    1    1    1    1    1    1    1  end fill
end array
read bnds
  +xb=vacuum
  -xb=vacuum
  +yb=vacuum
  -yb=vacuum
  +zb=vacuum
  -zb=vacuum
  end bnds
end data
end

```