



CÁLCULO DA DISTRIBUIÇÃO DE TEMPERATURA EM UM COMBUSTÍVEL
PEBBLE DE UM REATOR HTR-10 DURANTE UM TRANSIENTE INDUZIDO
POR REATIVIDADE

Fabício Ogheri de Carvalho Gameleira

Dissertação de Mestrado apresentada ao Programa de Pós-Graduação em Engenharia Nuclear, COPPE, da Universidade Federal do Rio de Janeiro, como parte dos requisitos Necessários à obtenção do título de Mestre em Engenharia Nuclear.

Orientador: Antonio Carlos Marques Alvim

Rio de Janeiro
Março de 2014

CÁLCULO DA DISTRIBUIÇÃO DE TEMPERATURA EM UM COMBUSTÍVEL
PEBBLE DE UM REATOR HTR-10 DURANTE UM TRANSIENTE INDUZIDO
POR REATIVIDADE

Fabício Ogheri de Carvalho Gameleira

DISSERTAÇÃO SUBMETIDA AO CORPO DOCENTE DO INSTITUTO ALBERTO
LUIZ COIMBRA DE PÓS-GRADUAÇÃO E PESQUISA DE ENGENHARIA
(COPPE) DA UNIVERSIDADE FEDERAL DO RIO DE JANEIRO COMO PARTE
DOS REQUISITOS NECESSÁRIOS PARA A OBTENÇÃO DO GRAU DE MESTRE
EM CIÊNCIAS EM ENGENHARIA NUCLEAR.

Examinada por:

Prof. Antonio Carlos Marques Alvim, Ph.D.

Prof. Eduardo Gomes Dutra do Carmo, D.Sc.

Prof. José de Jesus Rivero Oliva, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ – BRASIL

MARÇO DE 2014

Gameleira, Fabricio Ogheri de Carvalho

Cálculo da Distribuição de Temperatura de um Combustível Pebble de um Reator HTR-10 Durante um Transiente Induzido por Reatividade / Fabrício Ogheri de Carvalho Gameleira. – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2014.

XIII, 78 p.: Il.; 29,7 cm.

Orientador: Antonio Carlos Marques Alvim

Dissertação (Mestrado) – UFRJ/COPPE/Programa de Engenharia Nuclear, 2014.

Referências Bibliográficas: p. 60 – 62

1. Distribuição de Temperatura. 2. Combustível Esférico. 3. HTR-10. I. Alvim, Antonio Carlos Marques. II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear. III. Título.

*Este trabalho é dedicado aos meus pais Fabio Gameleira
e Edna de Carvalho por sempre serem a minha base para
todas as conquistas*

e

*à memória de três pessoas especiais que partiram
enquanto este trabalho estava sendo desenvolvido:
Minhas avós Alcina Ogheri (2011) e Ana Maria (2013)
e ao meu tio Raul Motta (2013), que em sua última
travessura, resolveu nos deixar.*

Agradecimentos

Jamais, em qualquer que seja o campo, ninguém realiza uma obra sozinho. Esta página é dedicada às pessoas que de alguma forma contribuíram para a realização deste trabalho. Entre tantos, devo agradecer:

Aos meus pais Fabio Gameleira e Edna de Carvalho que, mais uma vez, foram as figuras principais para tudo acontecer.

Ao meu orientador Antonio Alvim por acreditar em mim.

Aos amigos que me auxiliaram diretamente: Rafael Rocha, amigo de todas as horas que, mesmo extremamente ocupado em suas tarefas, sempre esteve disponível a me ajudar e debater assuntos de Engenharia Nuclear, desde a época das cadeiras até o fim do trabalho, além dos primeiros passos em Fortran e pela Pepsi gelada na hora do descanso. À Patrícia Taipe que diante do curto prazo que tinha para entregar o seu trabalho, conseguiu arrumar um tempo de clarear minhas ideias em programação. À Claudia Siqueira, por me ensinar diversas passagens em Fortran que foram essenciais no desenvolvimento do programa final. À Daniela Santiago por ter me ajudado, enquanto pôde, na inicialização do tema escolhido para dissertar. Ao Dalton Beltran, que enquanto esteve no Rio, se interessou por este trabalho, dando-me contribuições importantes.

Aos amigos que convivi diariamente na COPPE e acompanharam a minha luta, assim como eu acompanhei a deles, em destaque, Lilian, Dillyane, Renata e Wemerson.

Ao professor Fernando Carvalho, que mesmo nas férias, pacientemente olhou o meu trabalho e deu diversas opiniões que foram importantes na conclusão do problema.

À Liliane, por sempre ser tão atenciosa para atender pedidos dos alunos.

À Prisc, que sempre ouviu pacientemente todos os avanços feitos nesta dissertação, acompanhando os meus sucessos e erros para concluir o trabalho.

Aos velhos amigos Diego Vieira, Diego Ferraz, Davi Erasmo, Roberta Gil e aos companheiros de banda que tiveram tanta paciência em aceitar a minha ausência em diversos momentos importantes.

A todos aqueles que conviveram comigo diariamente nesses três anos suportando o meu mau-humor quando eu não conseguia avançar na pesquisa. A vocês, também peço desculpas.

Resumo da Dissertação apresentada à COPPE/UFRJ como parte dos requisitos necessários para a obtenção do grau de Mestre em Ciência (M.Sc)

CÁLCULO DA DISTRIBUIÇÃO DE TEMPERATURA EM UM COMBUSTÍVEL
PEBBLE DE UM REATOR HTR-10 DURANTE UM TRANSIENTE INDUZIDO
POR REATIVIDADE

Fabício Ogheri de Carvalho Gameleira

Março/2014

Orientador: Antonio Carlos Marques Alvim

Programa: Engenharia Nuclear

O objetivo geral deste trabalho é calcular a distribuição de temperatura em um combustível pebble do reator chinês HTR-10 quando acontece um transiente de reatividade. A reatividade é inserida quando o reator está operando em um regime estacionário com potência média de 10 MW. A partir deste momento, a potência vai variar, aumentando a temperatura média do reator, que foi devidamente calculada. A potência foi calculada durante o transiente pelas Equações da Cinética Pontual. Por ter uma distribuição altamente heterogênea em seu combustível, a pebble foi homogeneizada em duas regiões distintas: zona do combustível e zona do grafite. A distribuição de temperatura foi calculada discretizando a equação da difusão de calor utilizando o método de diferenças finitas aplicadas à geometria esférica. Para o caso estacionário, foi utilizado o método explícito de Euler, enquanto para o transiente, foi utilizado o método de Crank-Nicolson. Este recai em um sistema tridiagonal, que foi resolvido pelo Algoritmo de Thomas, baseado na eliminação de Gauss. A realimentação do reator foi tratada por um único coeficiente de temperatura no combustível.

Inserimos diferentes reatividades no reator e todas as análises mostram que a temperatura máxima, tanto da pebble quanto do núcleo, não ultrapassaram os limites permitidos. Para todos os cálculos desta dissertação, foram montadas sub-rotinas e acopladas a um programa desenvolvido em FORTRAN 90.

Abstract of Dissertation presented to COPPE/UFRJ as a partial fulfillment of the requirements for the degree of Master of Science (M.Sc.)

CALCULATION OF TEMPERATURE DISTRIBUTION IN A PEBBLE FUEL OF A
HTR-10 REACTOR DURING A REACTIVITY INDUCED TRANSIENT

Fabício Ogheri de Carvalho Gameleira

March/2014

Advisor: Antonio Carlos Marques Alvim

Department: Nuclear Engineering

The general objective of this work is to calculate the temperature distribution in a Chinese Pebble Bed HTR-10 reactor, in the course of a transient induced by reactivity. The reactivity is inserted when the reactor is operating at steady state, with an average power of 10 MW. From this moment, on the power will vary, increasing the average temperature of the reactor, which was properly calculated. This power was calculated by Point Kinetics Equations. Because the pebble has highly heterogeneous distribution, it was homogenized in two distinct regions: the fuel zone and the graphite zone. The temperature distribution was calculated discretizing the heat diffusion equation using the method of finite differences applied to spherical geometry. For the steady-state case, we used an explicit Euler method, while for the transient, the Crank-Nicolson method was used. Since, in the Finite Difference equation, we have a tridiagonal system, our equations were solved by the Thomas algorithm. The reactivity feedback was considered in the reactivity equation using the fuel temperature coefficient only.

Different reactivities were inserted in the reactor and all analyzes show that the maximum temperature of both the pebble and the core did not exceed permissible limits. For all calculations, subroutines were mounted and coupled to a program developed in FORTRAN 90.

Sumário

Lista de Figuras.....	X
Lista de Tabelas.....	XI
Siglas Utilizadas.....	XII
1 Introdução.....	1
1.1 Energia Elétrica – Fator Vital à Sociedade.....	1
1.2 Energia Nuclear.....	2
1.3 Análise de Segurança.....	4
1.4 Motivação.....	7
1.5 Organização do Trabalho.....	8
1.6 Objetivo.....	8
2 Revisão Bibliográfica.....	10
3 O HTGR.....	17
3.1 Breve Histórico Sobre Reatores Refrigerados à Gás.....	17
3.2 Pebble – O Combustível.....	20
3.3 HTR-10.....	21
4 Equações da Cinética Pontual.....	24
5 Modelagem da Equação de Condução de Calor.....	30
5.1 Métodos Utilizados para o Cálculo de Distribuição de Temperatura.....	30
5.1.1 Equação Diferencial Parcial.....	30
5.1.2 O Método Numérico de Crank-Nicolson.....	31
5.1.3 Homogeneização da Pebble.....	33
5.2 Regime Transiente Devido à Inserção de Reatividade.....	36
5.3 Regime Estacionário.....	44
6 Resolução do Problema.....	50

7	Descrição dos Testes Realizados.....	53
7.1	Dados de Entrada.....	53
7.2	Resultados.....	55
7.3	Conclusão.....	57
7.4	Sugestões para Trabalhos Futuros.....	58
	Referências Bibliográficas.....	60
	Apêndice A – Parâmetros Termohidráulicos para o Hélio Refrigerante.....	63
A.1	Coeficiente de Transferência de Calor (h_{He}).....	63
A.2	Número de Nusselt (Nu).....	63
A.3	Número de Prandtl (Pr).....	64
A.4	Número de Reynolds (Re).....	64
A.5	Condutividade Térmica do Hélio (k_{He}).....	65
A.6	Viscosidade Dinâmica (μ).....	65
A.7	Porosidade do Núcleo(ϵ).....	65
	Apêndice B – Gráficos.....	67
B.1	Para Inserção de $0,001\Delta k/k$ de Reatividade.....	67
B.2	Para Inserção de $0,005\Delta k/k$ de Reatividade.....	71
	Apêndice C – Dados de Outros Autores.....	74

Lista de Figuras

- Figura 1 – Esquema de funcionamento de uma usina nuclear PWR.
- Figura 2 – Mapa contendo a localização com todos os reatores em operação no mundo.
- Figura 3 – Divisão em duas zonas para condução de calor da pebble.
- Figura 4 – Acoplamento dos códigos computacionais para o PBMR.
- Figura 5 – Esquema das barreiras de segurança contra a liberação de radiação [19].
- Figura 6 – Constituição da pebble e dos TRISOS [26].
- Figura 7 – Esquema simplificado do HTR-10
- Figura 8 – Malha espacial e temporal contendo os nós de temperatura.
- Figura 9 – Comparação da pebble heterogênea com o modelo homogeneizado [18].
- Figura 10 – Homogeneização da pebble mostrando os raios das regiões.
- Figura 11 – Nós de temperatura no raio da pebble.
- Figura 12 – Primeiro passo da discretização.
- Figura 13 – Pontos da discretização distribuídos ao longo da pebble.
- Figura 14 – Últimos passos da discretização da pebble: As interfaces.
- Figura 15 – Esquema matricial tridiagonal para as equações em regime estacionário.
- Figura 16 – Esquema matricial tridiagonal para as equações em regime transiente.

Lista de Tabelas

Tabela 1 – Vantagens e desvantagens das principais formas de geração de energia.

Tabela 2 – Todos os reatores em funcionamento no mundo.

Tabela 3 – Dados do HTR-10.

Tabela 4 – Parâmetros Cinéticos para o HTR-10.

Tabela 5 – Resultados obtidos para inserção de 0,001 $\Delta k/k$ de reatividade.

Tabela 6 – Resultados obtidos para inserção de 0,005 $\Delta k/k$ de reatividade.

Tabela 7 – Distribuição de temperatura em função do raio da pebble para 0,001 $\Delta k/k$.

Tabela 8 – Distribuição de temperatura em função do raio da pebble para 0,005 $\Delta k/k$.

Siglas Utilizadas

APS – Análise Probabilística de Segurança

AVR – Arbeitsgemeinschaft Versuchs Reaktor

ATWS – Antecipated Transient Without Scram

BDBA – Beyond Design Basis Accident

CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear

CRW – Control Rod Withdrawal

DBA – Design Basis Accident

DLOFC – Depressurized Loss of Forced Cooling

GIF – Generation IV International Forum

HTGR – High Temperature Gas-Cooled Reactor

HTR-10 – High Temperature Gas-Cooled Reactor-Test Module

IAEA – Internetal Atomic Energy Agency

INET – Institute of Nuclear Energy Technology

KAERI – Korea Atomic Energy Researsh Institute

LOCA – Loss of Coolant Accident

LOFA – Loss of Flow Accident

LOFC – Loss of Forced Cooling

LWR – Light Water Reactor

NRG – Nuclear Research and Consultancy Group

ONU – Organização das Nações Unidas

PBMR – Pebble Bed Modular Reactor

PWR – Pressurized Water Reactor

RID – Reactor Institute Delft

THTR – Thorium High Temperature Reactor

TRISO – Tristuctural Isotropic

UKNDL – United Kingdom Nuclear Data Library

VHTR – Very High Temperature Gas-Cooled Reactor

CAPÍTULO 1

Introdução

1.1 Energia Elétrica – Fator Vital à Sociedade

Segundo a ONU [1], em 2013 a população mundial atingiu a marca de 7,2 bilhões de pessoas e ela estima que até 2050, haja cerca de 9,6 bilhões na Terra. Tendo em vista o aumento da população, uma das grandes preocupações do setor de tecnologia é em relação ao abastecimento de energia elétrica, fator primordial para a vida em sociedade. Ao redor do mundo existem diversas formas de geração de energia. A escolha de em qual tipo de usina um governo deve investir deve ser cuidadosamente analisada. Abaixo encontraremos uma tabela com uma análise simples sobre as principais formas de geração de energia:

Tipo de Usina	Vantagem	Desvantagem
Nuclear	Operação barata; Não poluente.	Construção cara; Armazenamento de rejeitos.
Carvão	Operação barata;	Altíssimo índice de poluição;
Gás Natural	Construção barata	Emissão de gases de efeito estufa.
Eólica	Funcionamento limpo;	Inviável produção em alta escala; Alta poluição sonora.
Hidrelétrica	Combustível renovável; Não poluente.	Imenso impacto ambiental
Solar	Combustível Renovável; Não poluente.	Alto custo de produção; Inviável produção em alta escala.

Tabela 1 – Vantagens e desvantagens das principais formas de geração de energia [2].

Por mais que cada governo defenda um ou outro tipo de energia, a verdade é que com esse alarmante crescimento da população, devem-se desenvolver tecnologias para o domínio de todas as formas possíveis de geração.

1.2 Energia Nuclear

Após o acidente em Fukushima, em 2011, alguns países retomaram uma antiga discussão sobre a segurança de usinas nucleares, referindo-se sempre a elas como perigosas e passíveis de acidente. Entretanto, em um artigo de 2013 [3], a revista Forbes chama atenção para o fato das usinas de carvão apresentarem um índice de mortalidade maior que as nucleares. Devemos salientar que só aconteceram dois acidentes com consequências realmente graves com usinas nucleares. Chernobyl, em 1986 e Fukushima, em 2011. Todos os acidentes que ocorreram até hoje relacionados à energia nuclear serviram de lição para o aprimoramento da segurança em reatores.

Uma usina nuclear gera energia através do vapor de água, que faz uma turbina girar e transformar energia térmica em elétrica

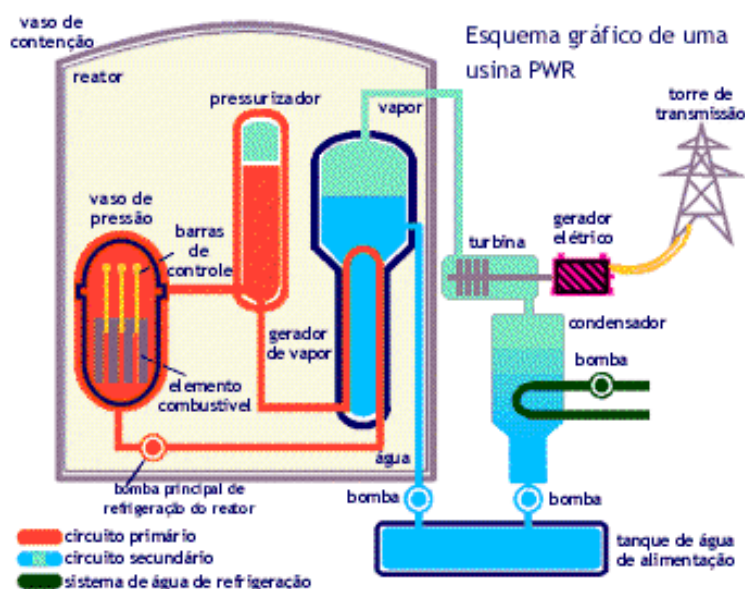


Figura 1 – Esquema de funcionamento de uma usina nuclear PWR.

(<http://www.cnen.gov.br/ensino/energ-nuc.asp>) Acesso: 12.01.2014

A figura 1 ilustra o tipo de reator mais utilizado no mundo, o PWR, com cerca de quase 50% em funcionamento, segundo dados da Eletronuclear [4].

O calor gerado no núcleo do reator ocorre através da fissão nuclear, onde nêutrons fissionam átomos pesados em partes menores, liberando radiação e outros nêutrons que repetem esse processo, formando uma reação em cadeia.

Atualmente, existem 439 reatores em operação no mundo [5] e 67 em construção. Apesar de 29 países investirem em reatores, mais da metade destes reatores pertencem a EUA, França, Japão e Rússia. A distribuição é mostrada no mapa abaixo:



Figura 2 – Mapa contendo a localização com todos os reatores em operação no mundo.

(<http://www.terra.com.br/noticias/infograficos/terremoto-japao/reatores.htm>)

Acesso: 11.01.2014

A tabela abaixo mostra os dados recentes da Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA) com os reatores em operação ao redor do mundo:

País	Número de reatores	País	Número de reatores
EUA	104	Suíça	5
França	58	Finlândia	4
Japão	54	Hungria	4
Rússia	32	Eslováquia	4
Coreia do Sul	21	Argentina	2
Índia	20	Brasil	2
Reino Unido	19	Bulgária	2

Canadá	18	México	2
Alemanha	17	Paquistão	2
Ucrânia	15	Romênia	2
China	13	África do Sul	2
Suécia	10	Armênia	1
Espanha	8	Holanda	1
Bélgica	7	Eslovênia	1
República Tcheca	6		

Tabela 2 – Todos os reatores em funcionamento no mundo [5].

Quanto à evolução, os reatores são classificados em geração I, II, III e IV. A Geração I define aqueles que foram fabricados até parte da década de 70. Os da Geração II foram fabricados nas décadas de 70 e 80, enquanto a geração III engloba reatores fabricados da década de 90 até então. A Geração IV é formada por reatores inovadores com maior eficiência e segurança, que serão fabricados a partir de 2040 [6].

No Brasil, existem, atualmente dois reatores em operação do tipo PWR (Angra 1 e Angra 2) e um em construção (Angra 3), também PWR. Investir em energia nuclear no Brasil é uma boa tática, tendo em vista o seu território com uma enorme reserva de urânio. Geograficamente, as usinas em Angra estão bem localizadas, pois naquela região há uma probabilidade baixíssima de abalos sísmicos. Outra grande preocupação da população, após o acidente de Fukushima, é o risco de Tsunamis. Devido ao afastamento das placas tectônicas sul-americana e africana, a possibilidade de uma Tsunami atingir a usina é mínima [7].

1.3 Análise de Segurança

Uma das linhas de pesquisa da engenharia nuclear é a Análise de Segurança, que pode ser dividida em dois segmentos: determinística (permite verificar, através de cálculos de modelos do sistema em estudo se variáveis de estado do reator ultrapassam valores permitidos após um transiente ou acidente) e probabilística (identifica cenários de possíveis acidentes e estima uma frequência de ocorrência deste, além de estimar perdas ambientais, humanas e materiais). Os dois segmentos se completam. O analista de segurança deve manter a integridade da planta sem a ocorrência de acidentes e, se

houver, deve garantir que vazze o mínimo de radiação possível, a fim de proteger a população, os operários e o meio ambiente. Qualquer tipo de tecnologia que é desenvolvida é de primordial importância às questões de segurança. Para um reator nuclear, deve-se fazer análises precisas, a fim de não permitir a liberação de valores significativos de radiação. Deve-se conter os produtos de fissão durante a operação da usina, durante a recarga de combustível e durante o transporte de rejeitos [8]. Toda central nuclear é formada por barreiras de segurança, que são divididas em seis partes [9]:

1. Pastilha.
2. Revestimento.
3. Sistema primário.
4. Contenção.
5. Localização da central.
6. Evacuação.

Estas quatro primeiras devem estar intactas para impedir o vazamento. Se isto acontecer, é bom que a central nuclear esteja longe da população (item 5) e deve-se ter um plano de evacuação do local (item 6).

A análise de segurança baseia-se no conceito de defesa em profundidade com os seus 3 princípios básicos [9]:

1. Prevenção – O projeto deve conter a máxima segurança em operação normal e máxima tolerância em caso de transientes.
2. Proteção – Prevenir e minimizar danos em caso de acidentes.
3. Mitigação – Fornecer sistemas de proteção e outras medidas adicionais admitindo que possam ocorrer falhas nos sistemas atuais.

Um bom sistema de segurança deve executar o desligamento do reator, remover o calor de decaimento e limitar a liberação de radiação em caso de acidentes. A maneira correta de verificar se uma usina tem ou não alto índice de segurança, é fazer uma APS. Este método faz simulações com árvores de eventos combinando sucessos e falhas de todos os dispositivos de segurança do reator em caso de acidente.

Antes de se construir uma central nuclear, o operador deve fazer a análise de segurança completa no projeto, a começar pelo local geográfico onde ela será

construída. Deve-se ter o cuidado acerca de possíveis lençóis de água, rios, ocorrências de terremoto, ou deslizamentos de terra. Além disso, será feita uma análise dos sistemas do reator e da construção do prédio de contenção. Somente após essa verificação, o operador adquire a licença para a construção.

Outro ponto importante na construção de uma central é a verificação de condições limite de operação. No relatório de Análise de Segurança devem estar estabelecidos esses limites, especificando valores com que os componentes possam trabalhar de forma segura [10]. Devido à ocorrência de um acidente, deve-se utilizar uma alternativa importante para desarmar o reator, o desligamento. Isso ocorre quando todas as barras de controle são inseridas de uma vez no núcleo, interrompendo as fissões que lá ocorrem. Na construção de qualquer reator todos os cuidados necessários devem ser tomados para que evitem-se acidentes que possam comprometer o núcleo. Uma análise completa de segurança é extremamente necessária.

Dos possíveis acidentes em uma central, devemos chamar atenção para dois tipos: o induzido pelo refrigerante e o induzido por inserção de reatividade. Um exemplo do primeiro tipo deles é quando há perda de refrigerante (LOCA), no qual há um rompimento na tubulação do circuito primário por onde passa o refrigerante. Neste caso, o núcleo ficaria gerando calor que não seria removido como deveria, ocasionando seu derretimento. Nem sempre acidente com escoamento de refrigerante é do tipo LOCA. Pode ocorrer da tubulação não ser comprometida, mas mesmo assim, o escoamento do refrigerante ficar inferior ao que deve ser, o que caracteriza um acidente chamado LOFA. O segundo tipo de acidente (induzido por inserção de reatividade) pode ser exemplificado quando há retirada da barra de controle repentinamente do reator, ocorrendo um aumento considerável da população de nêutrons, ocasionando um aumento abrupto na temperatura do núcleo em um intervalo de tempo muito pequeno, podendo não haver tempo útil para uma tomada de decisão adequada antes que ocorram danos ao combustível. A reatividade positiva aumentaria consideravelmente, podendo levar a um acidente severo, caso não haja mecanismo que interrompam o transiente.

Acidentes severos são os acidentes mais graves que podem ocorrer num reator, onde pode haver derretimento total ou parcial no núcleo. Quando um reator é projetado, existem alguns eventos postulados para demonstração de capacidade de um desligamento seguro e que mantêm contidos os produtos de fissão dentro dos limites permitidos pela agência reguladora: são os chamados Acidentes de Base de Projeto (DBA). E quando esses eventos são mais graves, além dos postulados, recebem o nome

de Acidentes Além da Base de Projeto (BDBA). DBA e BDBA ocorrem devido à falha de um ou mais sistemas, comprometendo a segurança do reator e possibilitando a ocorrência de um acidente severo. Esses casos colocam em risco os requisitos básicos de segurança: resfriamento do núcleo, controle de reatividade e confinamento dos produtos de fissão [4].

1.4 Motivação

Como foi visto no tópico 1.1, o crescimento da população mundial é iminente. Investir no setor de energia deve ser uma das prioridades da sociedade, pois para existir crescimento de qualquer outro setor, é necessário que haja geração suficiente de energia. Não se pode mais optar por uma única forma de geração desta. Os cientistas devem aprimorar cada vez mais os métodos existentes e buscar novos para poder atender a demanda. Por ser uma energia limpa e com baixíssimo risco de acidentes em relação a qualquer outra forma de geração de energia, a energia nuclear é uma boa opção para a realização deste objetivo [7].

Com a atual quarta geração de reatores, o investimento em reatores tipo HTGR deve aumentar. A China desenvolveu e colocou em operação na década passada o HTR-10, um tipo de HTGR com energia térmica de 10 MW para fins de teste. O resultado foi tão positivo que os chineses desenvolveram um projeto baseado no HTR-10, com 250 MW de energia térmica, com previsão de funcionamento a partir de 2015 [11].

O Instituto de Pesquisa Nuclear (NRG) e o Instituto Reator (RID), da Universidade Técnica de Delft, ambos holandeses estão realizando grandes investimentos na pesquisa da quarta geração. O fato de haver remoção de calor passiva marca um avanço na indústria nuclear. Atualmente vários países são participantes do fórum sobre a Geração IV, o GIF, entre eles o Brasil.

Tendo em vista toda essa inovação que os reatores da quarta geração trazem, é fundamental que estudemos cada vez mais essas tecnologias, a fim de aprimorá-las para fabricarmos reatores cada vez mais seguros. Nesse contexto, a análise termohidráulica é fundamental para garantir que a temperatura do núcleo permaneça em níveis seguros, a fim de evitar acidentes severos e, conseqüentemente, a liberação de radiação para a população.

1.5 Organização do Trabalho

O texto deste trabalho foi dividido em sete capítulos. Abaixo uma breve descrição do que será visto em cada um deles:

Capítulo 2: Faremos uma revisão bibliográfica, contendo um resumo dos principais códigos computacionais que foram acoplados ou adaptados a fim de serem utilizados para análise termohidráulica de reatores HTGR e códigos que calculam a liberação de radiação para o meio ambiente. Também descreveremos o objetivo do trabalho.

Capítulo 3: Apresentaremos o HTGR e o HTR-10 modular, dando uma breve descrição desses reatores e do seu sistema de segurança. Também, de forma sucinta, será apresentado a pebble, seu elemento combustível, no qual faremos a distribuição de temperatura ao longo deste trabalho.

Capítulo 4: Apresentaremos as equações da cinética pontual para calcular a potência durante transientes e as discretizaremos pelo método explícito de Euler.

Capítulo 5: Apresentaremos os métodos de homogeneização e discretização adotados neste trabalho. Em seguida, apresentaremos a Equação Diferencial Parcial da Difusão de Calor Transiente e Estacionária. Discretizaremos as equações para encontramos a distribuição de temperatura.

Capítulo 6: Será descrito como resolveremos o problema utilizando as equações encontradas no capítulo 5, bem como uma descrição do programa criado em FORTRAN 90.

Capítulo 7: Apresentaremos o caso teste, mostraremos os resultados obtidos e tiraremos as conclusões necessárias, bem como sugestões para trabalhos futuros.

Por fim, apresentaremos dois apêndices: O Apêndice A, onde mostraremos como calcular os parâmetros termohidráulicos do hélio refrigerante e o Apêndice B, contendo os gráficos dos parâmetros físicos em função do tempo descritos nesta dissertação.

1.6 Objetivo

O objetivo geral deste trabalho é mostrar a segurança inerente dos reatores do tipo de leito fluidizado (pebble bed). Na sua filosofia de segurança, esses reatores são tidos com uma probabilidade mínima de sofrerem um acidente severo, pois com o seu

sistema de remoção passiva de calor, o núcleo não atingirá temperaturas acima dos limites aceitáveis para os materiais lá contidos, isto é, 1600 °C. Além disso, seu coeficiente negativo de reatividade faz sua potência diminuir a medida que a temperatura aumenta. Esta análise será feita no reator modular HTR-10, da China. Faremos, por simplificação, a análise térmica não do núcleo, mas sim de um elemento combustível apenas. Analisaremos a distribuição de temperatura no caso estacionário (quando o reator estiver no equilíbrio) para em seguida simularmos um transiente de reatividade, para novamente analisarmos como varia a distribuição de temperatura desse elemento ao longo do tempo.

CAPÍTULO 2

Revisão Bibliográfica

Apesar de ser um reator relativamente novo, o HTR-10 já tem despertado o interesse de alguns pesquisadores. Um fator determinante para a segurança de um reator é fornecer uma completa análise termohidráulica do mesmo. Neste capítulo iremos apresentar alguns códigos computacionais que foram adaptados e até mesmo criados para realizar análises termohidráulicas, a fim de verificar a segurança de reatores a leito fluidizado. Por fim, apresentaremos uma referência que faz uma detalhada análise de acidentes, incluindo BDA e BDBA.

O Instituto de Pesquisa de Energia Atômica da Coreia (KAERI) desenvolveu um código para realizar uma análise termohidráulica e de segurança de um reator refrigerado a gás a temperaturas muito altas (VHTR), o GAMMA+ [12]. Nele, é possível prever o comportamento do fluido e as possíveis reações químicas quando expostas à entrada de ar no sistema primário, Através da resolução das equações da cinética pontual para seis grupos de nêutrons retardados, é possível verificar o comportamento da potência, caso ocorram transientes de três tipos diferentes: Transiente devido à concentração de xenônio; variações da reatividade, que pode ser externa (induzida pelas barras de controle) ou interna (mudança devido à variação de temperatura no núcleo). Em todos estes casos, é fundamental utilizar o feedback de temperatura, o que também faremos neste trabalho. A característica fundamental do VHTR é o fato de ele conseguir manter a potência constante quando exposto a um transiente previsto sem desligamento do reator (ATWS). O GAMMA+ pode simular acidentes deste tipo.

[12] utiliza o código GAMMA+ para simular acidentes de perda de refrigerante forçado sem desligamento do reator (LOFC ATWS) e de retirada de barras de controle sem desligamento do reator (CRW ATWS) em reatores chineses HTR-10. Os resultados obtidos são comparados a um teste de LOFC e dois testes de CRW, utilizando barras de

controle para inserir reatividades de $1 \times 10^{-3} \Delta k/k$ e depois, de $5 \times 10^{-3} \Delta k/k$, mostrando que o código utilizado apresenta uma boa aproximação dos testes realizados.

O núcleo do reator foi modelado conforme a figura 3, onde o código GAMMA+ resolve equações para a parte sólida e fluida. O combustível utilizado neste reator é do tipo pebble, que foi homogeneizada, onde a parte sólida do núcleo foi dividida em duas partes: A zona com combustível e a zona sem combustível, onde haverá a matriz de grafite, conforme a figura abaixo:

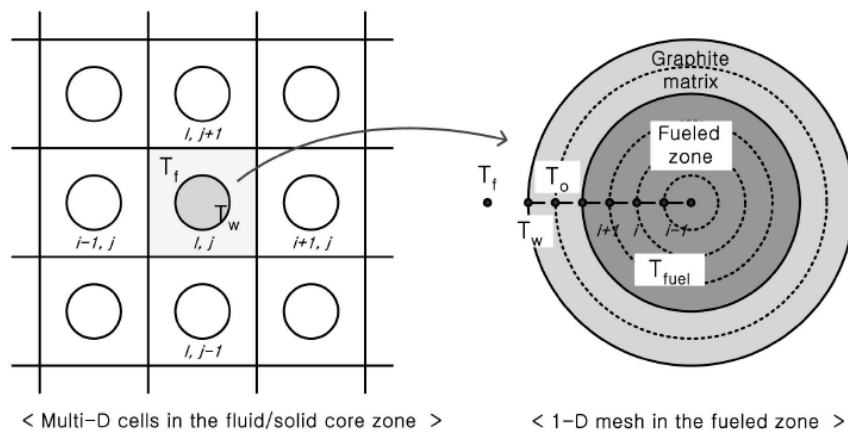


Figura 3 – Divisão em duas zonas para condução de calor da pebble.

Foram utilizadas duas equações para a difusão de calor. Para a zona com combustível, utilizou-se a equação de difusão para uma geometria esférica, considerando o termo de geração de calor. Para a zona sem combustível, ela foi resolvida considerando apenas a condução de calor pelo grafite. As equações foram discretizadas utilizando o método de Crank-Nicolson (ver cap. 4) e a técnica de volumes finitos.

Os resultados são analisados separadamente. Em todos os casos, a potência decai bem rapidamente e mantém-se estabilizada por um longo período, tornando o reator subcrítico, até haver um novo pico devido à realimentação de reatividade, fazendo-a oscilar e estabilizar-se novamente a uma parte do seu valor inicial. A reatividade sempre cai para valores negativos muito rapidamente e demora a alcançar um novo pico positivo. Mantém-se assim oscilando, tendendo a se estabilizar.

Para o LOFC ATWS a recriticalidade ocorre em 4200 segundos. Para $1 \times 10^{-3} \Delta k/k$ CRW ATWS, a recriticalidade ocorre em 4100 segundos, enquanto para 5×10^{-3}

$\Delta k/k$ CRW ATWS, a recriticalidade ocorre em 3200 segundos. Todos os resultados aproximam-se bastante dos resultados dos testes realizados.

[13] propõe uma análise bem completa, onde são desenvolvidos cinco códigos computacionais acoplados para fazer toda a análise termohidráulica do reator em caso transiente. Os códigos são:

- Wims7
- Panther
- Thermix-Direkt
- Relap5/mod3.2
- Talink

O código Wims7 [13] cria uma base de dados nucleares, utilizando dados do banco de dados do Reino Unido (UKNDL). Mas não se pode negligenciar o efeito dos nêutrons retardados, que foi considerado em seis grupos. Os dados gerados em Wims7 são enviados para o Panther.

Panther [13] calcula a distribuição de potência no reator pela equação da difusão de nêutrons, nos casos estacionário e transiente. O Wims7 envia ao Panther os valores das frações de nêutrons retardados para cada um dos seis grupos de precursores.

Thermix-Direkt [13] calcula a distribuição de temperatura no leito fluidizado através da transferência de calor por condução, radiação e convecção, tanto para o caso estacionário quanto para o transiente. Esse código utiliza, para convecção e condução, dois outros códigos: Thermix, que resolve a equação de condução de calor, e o Direkt, que descreve a transferência de calor por convecção, a fim de prever a temperatura do refrigerante no núcleo. Por se tratar da distribuição de temperatura, dado imprescindível para o Panther, este código pode ser chamado de Panthermix. Analisando os três separadamente, percebemos que o Panther e o Direkt fornecerão dados referente à fonte de calor para que o Thermix possa calcular a distribuição de temperatura no núcleo. São utilizados a densidade, o calor específico e a condutividade térmica variando com a temperatura.

Relap5/mod3.2 [13] foi feito para simular vários tipos de acidente, desde transientes de potência até LOCA em reatores refrigerados à água leve (LWR), mas é possível utilizá-lo para o hélio. Neste código, a modelagem é feita separadamente em

sub-códigos para cada componente do reator, como bombas, tubulações e separador de vapor. Na modelagem, o código entende todos os componentes como cilindros, mas isso não atrapalha a precisão dos cálculos, pois trabalha com um diâmetro equivalente, mantendo o mesmo volume do componente em questão.

Talink [13] é o código de comunicação, que controla a transferência de dados para executar um conjunto de códigos. Ele armazena os valores em sua memória, fazendo com que o usuário possa especificar as operações a serem realizadas antes dos dados serem transferidos. Se houver alguma troca de dados entre os códigos não intencionada pelo usuário, Talink pode interromper o processo até estabilizar a situação.

Os resultados mostram uma boa aproximação se comparada aos testes. O acoplamento dos códigos apresenta resultados extremamente satisfatórios.

Baseado no código Thermix, em 2002 [14] apresentou uma simulação termohidráulica utilizando o código HTRSIMU, no HTR-10, onde este código mantém imutáveis as equações e modelagens daquele. O HTRSIMU foi desenvolvido pelo Instituto de Energia Nuclear e Tecnologia (INET) na Universidade de Tsinghua, na China.

Além de possuir todos os elementos do Thermix, o HTRSIMU tem integrado um alarme, um módulo de proteção, um módulo de comunicação e um módulo de controle. Ambos códigos utilizam o método de diferenças finitas para mostrar a distribuição de temperatura.

Para cálculos termohidráulicos, são apresentadas quatro modelagens diferentes: No vaso de pressão, no elemento combustível, no circuito primário e no gerador de vapor. Assim como [12], o elemento combustível foi modelado considerando toda a região de combustível concentrada e revestida de uma camada de grafite. A esfera foi dividida em cinco partes com diâmetros de 5,0; 3,0; 1,0; 0,3 e 0,0 cm.

Este código calcula a distribuição de potência, a distribuição de temperatura do elemento combustível (e dos outros componentes do circuito primário), a distribuição do escoamento e queda de pressão do hélio. Tudo é calculado para o núcleo inicial e, posteriormente, em equilíbrio.

Resultados mostram que a distribuição de temperatura no núcleo, é maior no início que no equilíbrio. Em operação normal, a temperatura máxima (localizada no centro do combustível) para o estado inicial e equilíbrio é, respectivamente: de 1046 °C e 919 °C, o que reforça a idéia de segurança, tendo em vista que a temperatura limite para este reator é 1230 °C.

Ainda em 2002, [15] fez uma análise de possíveis acidentes no HTR-10, incluindo os acidentes DBA e BDBA, a fim de verificar a segurança deste reator. Foi feita a análise em cima de quatro acidentes: acidente de reatividade, perda de energia externa, acidente de ingresso de ar e acidente de ingresso de água. Esses acidentes serão descritos abaixo:

Acidente de reatividade – Ocorre quando uma vareta é retirada rapidamente do núcleo, fazendo a população de nêutrons crescer rapidamente, ocasionando um aumento de temperatura, obrigando o sistema de segurança a fazer o desligamento do reator. Isso será concluído 69,1 segundos após o início do acidente e, o circuito secundário será isolado após 97,1 segundos. Neste caso, a temperatura máxima atingida será de 1209,9 °C.

Perda de energia externa – A falta de energia faz com que os equipamentos não funcionem, dificultando a remoção de calor. O sistema de segurança realiza o desligamento do reator e o isolamento do circuito secundário. A pressão e a temperatura não ultrapassaram 3,18 MPa e 1033 °C durante o transiente.

Despressurização do circuito primário – A análise do acidente é feita em duas partes: Quando há ruptura do tubo de carregamento do combustível (Este é considerado um DBA) e quando há ruptura no duto de gás quente, ocasionando a entrada de ar. Para a ruptura do tubo de carregamento, nota-se um aumento de 20% no calor de decaimento. O sistema de segurança isola os circuitos primário e secundário em 28 segundos e drena o primário em 2 minutos. A temperatura deve subir por duas horas até que comece a cair. A temperatura máxima durante o acidente é 1033 °C. Para a ruptura do duto de gás quente, o sistema de segurança age de forma análoga à ruptura do tubo de carregamento. Neste caso, a temperatura não ultrapassa 906,5 °C.

Acidente de ingresso de água – O acidente mais grave que pode ocorrer é quando há ruptura de dois tubos do gerador de vapor somado ao não funcionamento do sistema de alívio. Esse é um BDBA. A água será misturada ao vapor, que ingressará no primário. Considerando todo o trabalho do sistema de segurança, o acidente leva em torno de 3 horas para ser resolvido. Além de não haver nenhum risco quanto a exposição de material radioativo, a temperatura máxima no elemento combustível será 1036,2 °C.

Para todos os acidentes cuidadosamente analisados, [15] mostra que em nenhum deles a pressão nem a temperatura atingiram valores superiores aos permitidos, nem

mesmo nos casos de DBA e BDBA. Os produtos de fissão sempre ficam retidos. Os testes provaram a inerente segurança do reator HTR-10.

Em 2010 [16] Simula um acidente de reatividade e analisa a temperatura no núcleo de um reator PWR. As equações da cinética pontual para um grupo de precursores de nêutrons foram utilizadas para o cálculo da potência, que será realimentada devido ao feedback de reatividade. Os resultados da aproximação analítica foram comparados aos de uma aproximação numérica, obtida por série de Taylor. Foi observada a variação de temperatura mediante inserção de valores diferentes de reatividade.

Em 2010 [19] mostra códigos acoplados com a finalidade de calcular o transporte dos produtos de fissão em um PBMR.

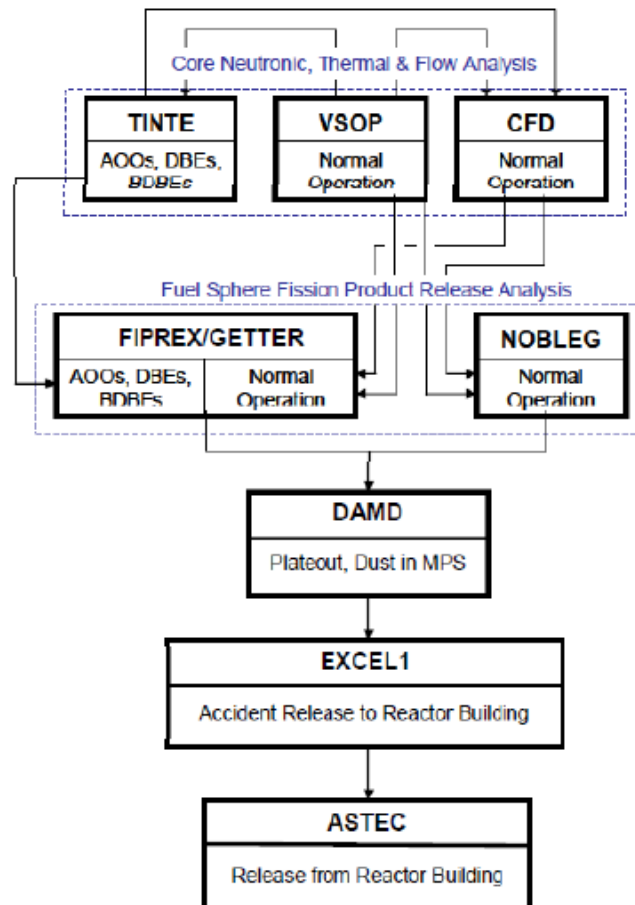


Figura 4 – Acoplamento dos códigos computacionais para o PBMR.

O projeto do reator é analisado pelos códigos neutônicos TINTE, VSOP e CFD, que fornecem os parâmetros de entrada. Os códigos NOBLEG e FIPREX/GETTER

calculam a entrada dos produtos de fissão do combustível para o refrigerante de, respectivamente, gases (operação normal) e metais (transiente). DAMD, através dos valores gerados, calcula a concentração dos produtos de fissão no sistema primário para que possa calcular a dose de radiação vazada. EXCEL 1 calcula a dose no prédio do reator e, por fim, ASTEC calcula a dose lançada para o meio ambiente.

Além dos descritos aqui, existem outros códigos computacionais com basicamente a mesma função destes e que por este motivo não foram detalhadamente descritos, como [17] e [18], que mostram, respectivamente, resultados para o cálculo da termohidráulica do HTR, utilizando o código DYN3D-HTR e a distribuição de temperatura para o caso estacionário e transiente homogeneizando a pebble da mesma forma que [12].

A preocupação com a segurança é sempre colocada em primeiro plano por todos os artigos citados. O resultado comum a todos, é o fato de, qualquer que seja o acidente, o reator não ultrapassa o limite de temperatura que os materiais aguentam, devido a um eficiente sistema de remoção passiva de calor.

CAPÍTULO 3

O HTGR

3.1 Breve Histórico Sobre Reatores Refrigerados à Gás

O HTGR é um reator refrigerado a gás hélio a alta temperatura e usa, tanto como moderador e refletor, o grafite. O gás hélio é inerte, isto é, não reage quimicamente com o elemento combustível e não interage com os nêutrons do núcleo, por ter uma seção de choque de absorção extremamente pequena. Além disso, o seu calor específico é maior do que o da água, o que faz a temperatura mudar lentamente, o que é bom para o aspecto de segurança [20], além de ter uma condutividade térmica alta.

O primeiro reator refrigerado a gás foi o GCR e, posteriormente, o AGR, que foram os precursores do HTGR. Sempre a fim de melhorar a eficiência térmica, nos anos 50 houve o início do estudo do HTGR. O primeiro HTGR construído foi o *Dragon*, em 1964, na Inglaterra. O seu elemento combustível era um prisma hexagonal que possuía furos longitudinais por onde entravam os combustíveis. O elemento combustível só passou a ser esférico do tipo leito fluidizado em 1967 com o reator alemão *AVR*. Neste mesmo ano entrou em operação, nos Estados Unidos, o *Peach Bottom*, que foi o primeiro a trazer o elemento combustível revestido por duas camadas de carbono, o *BISO*. Também nos Estados Unidos, em 1973, iniciou-se a operação do *Fort St Vrain*, que no lugar do *BISO* utilizou o *TRISO*. Em 1983 entrou em operação, na Alemanha, o *THTR*, validando as características de segurança e as respostas de controle de reatores a leito fluidizado (pebble bed), a termodinâmica do sistema primário e a boa retenção dos produtos de fissão dos elementos combustíveis. Apesar de ter sido um sucesso, ele foi desligado em 1989 [21].

Somente após a operação desses reatores, que surgiram os HTGRs modulares, com remoção passiva de calor [21]. Já estão em desenvolvimentos modelos que não precisam parar o seu funcionamento para realizar as recargas como é o caso do *PBMR* sul-africano [22]. Atualmente, todos os tipos de HTGRs são do tipo pebble bed com *TRISOS* no interior da pebble.

A principal vantagem dos reatores HTGR é a sua alta segurança. Devido à remoção passiva de calor, a sua base de segurança admite uma probabilidade extremamente baixa que haja um acidente severo, portanto, não acredita-se que pode comprometer o núcleo significadamente a ponto de existir liberação de radioatividade [19]. Os seus materiais internos, tal como o hélio e o grafite, suportam altas temperaturas, não tendo a necessidade de sistemas de segurança redundantes. A temperatura interna em caso de transiente poderia chegar a cerca de 1600°C [21], sem risco de derretimento, pois o material, a essa temperatura, continua intacto. Por esse motivo o HTGR não tem risco de ter um acidente severo, pois essa temperatura não é atingida. O fato de trabalhar com altas temperaturas, faz com que ele possa extrair maior energia mecânica de uma dada energia térmica, fazendo sua eficiência térmica ser maior que a dos PWR, cerca de 38,7% contra 33,5% [23], podendo ter uma eficiência em torno de 50%, utilizando o ciclo de Brayton, devido ao uso de turbina à gás em vez de vapor [24]. Outra vantagem sobre o PWR é o fato do hélio não ser um bom absorvedor de nêutrons, isto faz com que o gás no circuito primário não fique tão radioativo quanto fica a água no primário do PWR. Além disto, neste, devido à alta pressão da água, o sistema de tubulação é comprometido, diferentemente do HTGR, que utiliza o gás a pressão bem mais baixa.

Reatores HTGR destacam-se pelo eficiente sistema de segurança passiva. Podemos destacar [19]:

1. O fato de possuir uma estrutura refletora e moderadora de grafite com capacidade de suportar altas temperaturas, o que faz com que os limites de um transiente ocorram em algumas horas, não em alguns segundos. Isto faz aumentar o tempo de tomada de decisões, em caso de acidentes.
2. Um sistema passivo de remoção de calor, que mantém a temperatura do núcleo em níveis aceitáveis.
3. Um alto coeficiente de temperatura negativo para manter os limites de temperatura baixos em condições de acidente e com inserção de reatividade negativa. Neste caso, não há necessidade de inserir as barras de controle nem acionar sistemas de desligamento do reator.
4. Possui um refrigerante quimicamente inerte, de baixa capacidade térmica, monofásico e que não interage com os nêutrons.

5. A densidade de potência mantém a temperatura em níveis seguros na maior parte dos acidentes, como por exemplo, em um acidente no qual o reator perde a circulação do hélio forçadamente do sistema primário, com despressurização (DLOFC) [19].

Quanto às barreiras de segurança, praticamente todos os produtos de fissão são contidos pela pebble. O pouco que escapa é detido pelo sistema primário e pelo edifício do reator.

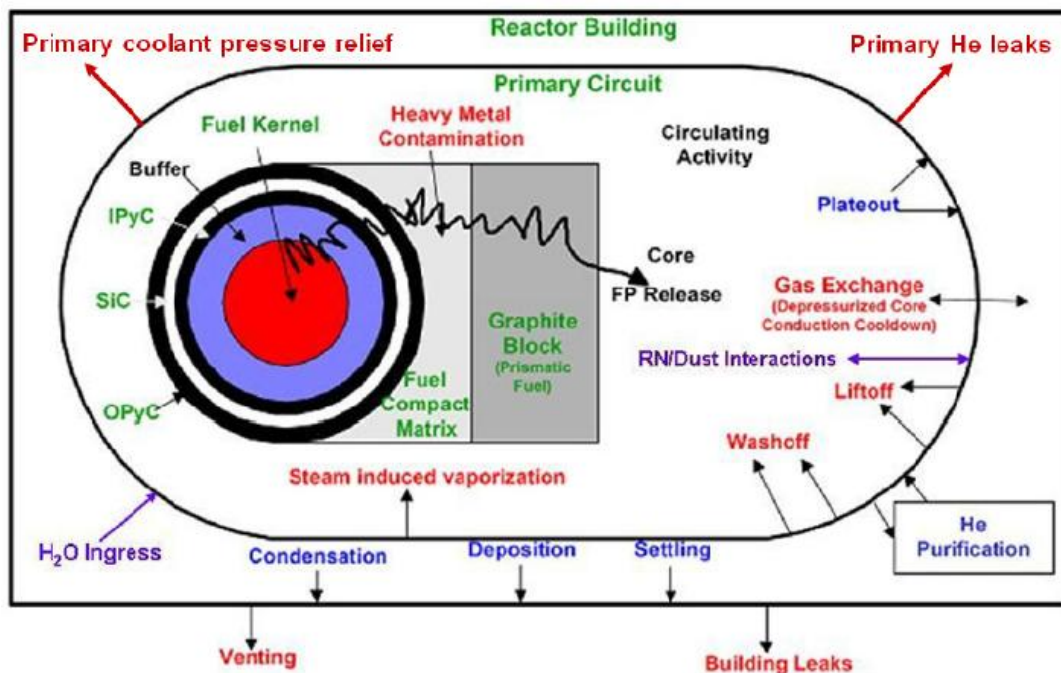


Figura 5 – Esquema das barreiras de segurança contra a liberação de radiação [19].

Um cenário ruim para o HTGR é a entrada de água no sistema primário, devido ao rompimento de alguma tubulação, o que faria a reatividade positiva e resultaria em corrosão no grafite, além da variação da pressão do primário. A probabilidade de ocorrer este cenário é extremamente baixa. Outro cenário com probabilidade baixa de ocorrer é o DBA com 10^{-2} a 10^{-4} ocorrência por ano e o BDBA, entre 10^{-4} e 5×10^{-7} por ano [25].

Devemos salientar os eventos nos quais há inserção indesejada de reatividade (positiva ou negativa) no núcleo. As razões pelas quais esses eventos podem ocorrer são [26]:

1. Qualquer movimento não desejado das barras de controle.
2. Desligamento acidental do reator.
3. Variação de calor no sistema primário.
4. Compactação do leito fluidizado devido a terremotos.
5. Entrada de água ou vapor no núcleo.
6. Erro de carregamento de combustível.

Mesmo na ocorrência de eventos com inserção de reatividade, acarretando em maior geração de calor, o núcleo de cerâmica, com alta capacidade térmica, como já foi dito, dará mais tempo para o sistema de segurança agir, o que aumenta a probabilidade de integridade do combustível. Como veremos no capítulo seguinte, a variação de reatividade é verificada nos códigos que calculam a termohidráulica destes reatores [25].

Além de todo o aspecto de segurança inerente, o HTGR ainda pode ser usado na produção de hidrogênio que pode ser aplicado na célula de combustível para o fornecimento do setor de transporte e outras aplicações. Neste caso, o HTGR é utilizado como fonte de calor em um ciclo de Brayton para separar o H₂ da água, por um sistema de eletrólise a quente.

Atualmente, se investigam três processos termoquímicos de separação da água para a geração de hidrogênio: enxofre, iodo, enxofre híbrido e de eletrólise de alta temperatura. Em nível de licenciamento é muito importante que as empresas que geram o hidrogênio localizem-se próximas às usinas. É importante também avaliar o risco de explosão. Para se ter a produção de hidrogênio com alta margem de lucros, empresas apostam no HTGR como fonte de calor para a eletrólise. O IPEN/CNEN-SP planeja, para essa década, criar um tipo de HTGR para geração de hidrogênio [26].

Todos os seus sistemas de segurança juntos, fazem o combustível permanecerem em temperaturas abaixo dos limites aceitáveis, garantindo a segurança do reator.

3.2 Pebble – O Combustível

A pebble é um combustível esférico de 60 mm de diâmetro, formada por uma malha de grafite onde existe uma distribuição heterogênea de partículas de 0,92 mm chamadas de TRISO, que é constituído por várias camadas esféricas descritas a seguir:

O núcleo é formado pelo *Fuel Kernel* de 0,5 mm de diâmetro, que é composto por, geralmente, dióxido de urânio (as vezes, pode ser dióxido de tório), revestidas por uma camada de carbono poroso, o *buffer layer* que, por sua vez, é revestida de outras três camadas isotrópicas de carbono pirolítico, o *IPyC* (Inner Pyrolytic Carbon), *SiC* (Silicon Carbide Barrier Coating) e o *OPyC* (Outer Pyrolytic Carbon) [26].

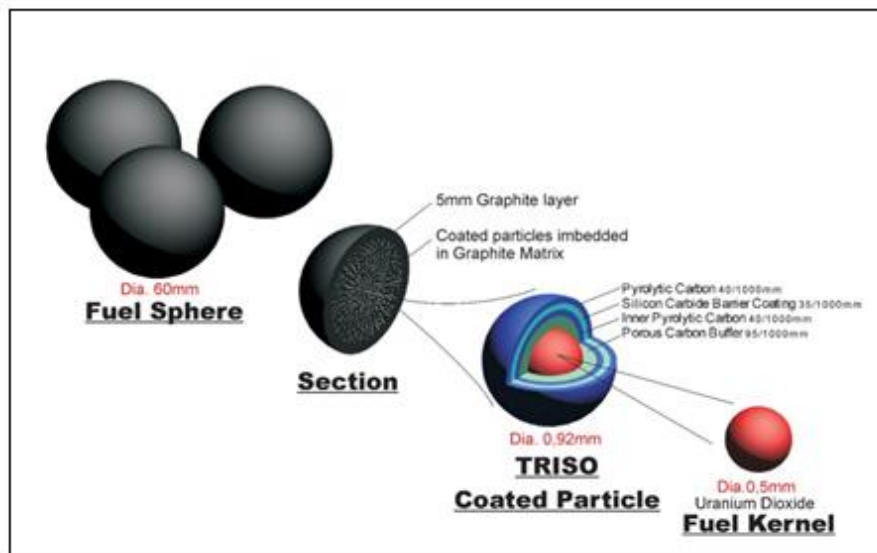


Figura 6 – Constituição da pebble e dos TRISOS [27].

O carbono pirolítico é utilizado para que se mantenha a integridade estrutural, tendo em vista a alta resistência mecânica que a pebble possui. Cada uma dessas camadas tem uma importante função na segurança do reator. O Fuel Kernel seve como a primeira e principal barreira para reter os produtos de fissão. A camada porosa seve para que haja a passagem dos gases devido à fissão, além de suportar a dilatação térmica do Kernel e impedir fissuras. A camada interna de Carbono (IPyC), segura os gases da fissão e evita o contato deste com a camada seguinte, de carboneto de silício (SiC), que por sua vez, mantém sob pressão as camadas internas. A camada externa de carbono (OPyC) mantém o SiC pressionado, mantendo a integridade do TRISO. Mesmo que o OPyC se rompa, os produtos de fissão ficarão contidos devido a presença do SiC. Essas camadas de Carbono descritas acima, juntamente com toda a matriz de grafite (a pebble) constituem a segunda barreira de segurança. A terceira barreira é o sistema primário e a quarta, o próprio prédio da contenção do HTGR [28].

3.3 HTR-10

O HTR-10 é um tipo modular de HTGR pequeno construído pelo INET na China, em 2000, que trabalha com 10 MW de potência térmica [14]. O principal objetivo desse projeto é testar o sistema de segurança passiva em reatores resfriados a gás em altas temperaturas, além da utilização do calor gerado para aplicações industriais. Além disso, operando esse pequeno reator, a China pode adquirir experiência para futuramente investir em HTGRs maiores, com apoio da população. Abaixo, a tabela com os principais dados do projeto do HTR-10:

Parâmetros	Valores
Potência térmica do reator	10,0 MW
Pressão do hélio no circuito primário	3,0 MPa
Densidade de potência média	2,0 MW/m ³
Diâmetro do núcleo do reator	1,80 m
Altura média do núcleo do reator	1,97 m
Temperatura de entrada do hélio no primário	250 °C
Temperatura de saída do hélio no primário	700 °C
Vazão do hélio no núcleo à potência total	4,3 kg/s
Volume do núcleo	5 m ³
Temperatura no gerador de vapor	440 °C
Pressão no gerador de vapor	4,0 MPa
Número de barras de controle no lado refletor	10
Número de bolas de grafite absorvedoras	7
Número de elementos combustíveis no núcleo em equilíbrio	27000
Burnup	80 MWd/t
Combustível nuclear	UO ₂

Tabela 3 – Dados do HTR-10 [12] e [29].

Sobre o reator, existe um tubo de recarga e abaixo, um tubo de descarga por onde, respectivamente, entram e saem os elementos combustíveis. As pebbles ficam uniformemente misturadas no núcleo (*pebble bed*). O hélio refrigerante entra na pebble bed, por cima, a 250 °C, é aquecido no núcleo e entra em uma câmara de gás quente no

refletor de fundo, a 700 °C. Inverte o seu sentido e troca calor com a tubulação do secundário, fazendo-o retornar para cima do núcleo com, novamente, 250 °C. O sistema de queima é do tipo multi-passo, isto é, os elementos que são descarregados ainda com combustíveis são devolvidos para o núcleo do reator.

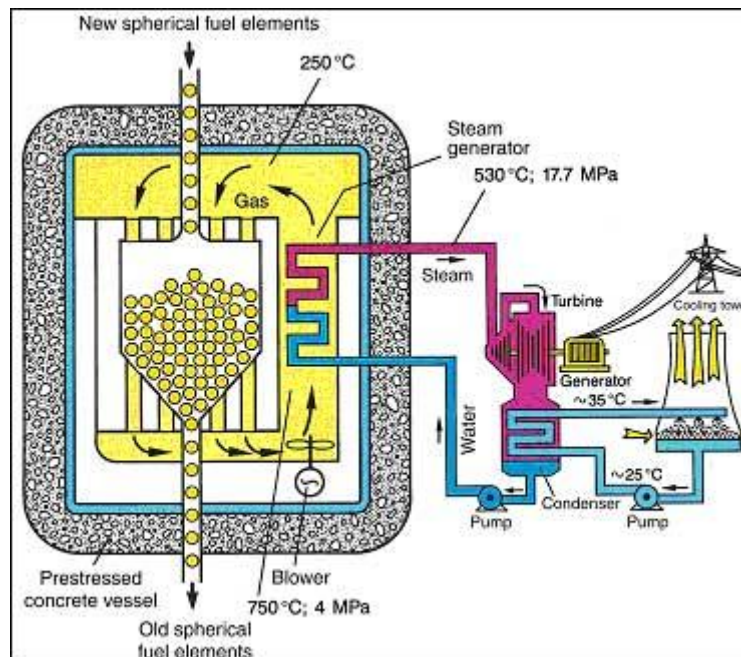


Figura 7 – Esquema simplificado do HTR-10.

<http://www.euronuclear.org/info/encyclopedia/p/pebble.htm> Acesso: 12.01.2014

Quando o reator é ligado, existem bolas de grafite no núcleo misturadas às pebbles. Somente em seguida que serão inseridas mais bolas de combustível gradativamente até o reator ficar crítico, descarregando-se as bolas de grafite. Após a criticalidade, aumenta-se a quantidade de combustível, a fim de operar à potência total. Quando o núcleo está em equilíbrio, não há mais bolas de grafite. No núcleo inicial e em equilíbrio, há 13.500 e 27.000 pebbles, respectivamente [14].

CAPÍTULO 4

Equações da Cinética Pontual

Se houver um transiente de reatividade em um reator, isto irá modificar a sua potência. Ela está diretamente ligada a duas importantes grandezas: A taxa de geração de nêutrons ($P(t)$) e a taxa de perda ($L(t)$) desses nêutrons, devido a absorção e fuga. Para uma potência constante, devemos ter um número de geração de nêutrons igual ao número de perdas. A razão entre essas grandezas é k_n , dado por:

$$k_n \equiv \frac{P(t)}{L(t)} \quad (4.1)$$

A definição (4.1) é conhecida como a equação de balanço neutrônico e mede a criticalidade do reator, onde k_n é o fator de multiplicação. Em relação à criticalidade:

Se $k_n < 1$, o reator encontra-se subcrítico.

Se $k_n = 1$, o reator encontra-se crítico.

Se $k_n > 1$, o reator encontra-se supercrítico.

Para condições normais de operação, sabemos que o reator deve estar crítico. A melhor maneira de mantê-lo nesta condição é controlando sua criticalidade através das barras de controle. Quando inserimos as barras no reator, estas, que são feitas de material absorvedor, capturam uma grande quantidade de nêutrons do núcleo, fazendo com que a taxa de produção, da equação (4.1) seja menor do que a taxa de perdas (devido a esta captura), o que faz com que o fator de multiplicação, k_n , seja menor que 1, isto é, o reator estará subcrítico, ou seja, sua potência começará a diminuir. É simples notar o que poderia acontecer se retirarmos as barras do reator: Não haveria a captura dos nêutrons nas barras e por consequência, os nêutrons gerados não seriam absorvidos nelas, o que faria k_n ser maior que 1 em (4.1), ou seja, a potência do reator iria subir. Sendo assim, notamos que as barras de controle têm uma importante função no reator

nuclear, que é mantê-lo crítico. As barras devem estar sempre se movimentando a fim de manter k_n igual a 1.

Segundo [30], a reatividade mede essencialmente o desvio do fator de multiplicação efetivo da unidade, isto é, indica o afastamento que o reator se encontra de sua condição ideal de criticalidade, o que nos faz concluir que ela está relacionada à potência e à distribuição de temperatura do reator. A reatividade varia diretamente com a temperatura. Esta variação será conhecida como coeficiente de reatividade (α) e será inserido na sua equação, como veremos mais a frente.

A cinética de reatores visa prever a variação do fluxo neutrônico no núcleo do reator, de acordo com variação de reatividade neste. Em outras palavras a cinética medirá a potência do reator num dado instante t . [30] propõe um modelo simplificado, conservador para a cinética, dada por:

$$\frac{dN(t)}{dt} = \frac{k-1}{\Lambda} N(t) \quad (4.2)$$

Onde:

$\frac{dN(t)}{dt}$ – taxa de variação da densidade de nêutrons total do reator.

Λ – tempo entre o nascimento do nêutron e sua posterior interação nuclear.

$N(t)$ – número de nêutrons do reator em cada instante t .

O problema desse modelo simplificado é o fato dele não considerar a diferença de tempo entre o nascimento dos nêutrons rápidos e dos retardados. Resultados dessa equação mostram que em um intervalo de tempo muito curto, a potência subiria a uma taxa muito alta, o que tornaria muito difícil controlar o reator.

Para encontrarmos equações mais satisfatórias, ainda conservadoras, porém mais próximas da realidade, devemos utilizar o modelo conhecido como Equações da Cinética Pontual (ECP), que vai considerar o intervalo de tempo entre o nascimento de um nêutron pronto e um nêutron retardado. Na cinética pontual não serão consideradas as variações espaciais dos fluxos de nêutrons. As ECP permitem que saibamos como se comportará uma população de nêutrons de acordo com a inserção de reatividade. Isto é de extrema importância, pois a inserção de reatividade ocasiona uma realimentação termohidráulica do reator, o que consideraremos neste capítulo.

Não é objetivo deste trabalho a dedução matemática das ECP. [30] a faz através da Equação da Difusão de Nêutrons, dada por:

$$\frac{\partial N(\vec{r},t)}{\partial t} = Dv\nabla^2 N(\vec{r}, t) - \Sigma_a vN(\vec{r}, t) + S \quad (4.3)$$

Onde:

- D - coeficiente de difusão.
- v - velocidade do nêutron.
- Σ_a - seção de choque macroscópica de absorção de nêutrons.
- $N(\vec{r}, t)dv$ - número de nêutrons em um elemento de volume dv na posição r em um instante de tempo t.
- $\Sigma_a vN(\vec{r}, t)dv$ - taxa de nêutrons absorvidos em dv na posição r em um instante de tempo t.
- $Dv\nabla^2 N(\vec{r}, t)dv$ - taxa de nêutrons difundidos em um elemento de volume dv, na posição r em um instante de tempo t.
- $S(\vec{r}, t)dv$ - taxa de nêutrons produzidos em dv na posição r em um instante de tempo t.

Como foi visto, uma importante característica das ECP é o fato dela considerar a geração de nêutrons retardados na fissão nuclear. Estes nêutrons são de extrema importância no controle efetivo do reator, pois sem eles, não haveria tempo útil para se controlar a geração de calor, tendo em vista que todos os nêutrons nasceriam ao mesmo tempo. Estes nêutrons retardados são produzidos através do decaimento radioativo de alguns produtos de fissão. A estes produtos, chamamos de precursores de nêutrons retardados, e serão descritos pela equação (4.5). Para sete grupos desses precursores, as ECP assumem a seguinte forma [30]:

$$\frac{dP(t)}{dt} = \frac{\rho(t)-\beta}{\Lambda} P(t) + \sum_{i=1}^7 \lambda_i C_i (t) \quad (4.4)$$

e

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} P(t) - \lambda_i C_i(t) \quad \text{com } i = 1, \dots, 7 \quad (4.5)$$

Onde:

$P(t)$ – potência do reator dependente do tempo.

$\rho(t)$ – reatividade dependente do tempo.

β – fração total de nêutrons retardados.

β_i – fração total de nêutrons retardados para o grupo i .

Λ – tempo entre o nascimento de um nêutron e sua posterior interação nuclear.

λ_i – constante de decaimento dos precursores de nêutrons retardados para o grupo i .

C_i – potencia relativa aos precursores de nêutrons retardados para o grupo i no tempo t .

Na equação (4.4), a fração de nêutrons retardados total é dada pelo somatório das frações para cada um dos grupos de precursores, isto é:

$$\beta = \sum_{i=1}^7 \beta_i \quad (4.6)$$

O tempo de vida dos nêutrons prontos (Λ) será, por definição, a razão entre o tempo de geração média entre o nascimento dos nêutrons (l) e o fator de multiplicação (k_n):

$$\Lambda \equiv \frac{l}{k_n} \quad (4.7)$$

Podemos relacionar a fração de nêutrons retardados (β) com a constante de decaimento média ($\bar{\lambda}$), por:

$$\bar{\lambda} = \left[\frac{1}{\beta} \sum_{i=1}^7 \frac{\beta_i}{\lambda_i} \right]^{-1} \quad (4.8)$$

Neste trabalho, estaremos preocupados em achar a distribuição de temperatura para um regime transiente. O parâmetro escolhido a ser perturbado é a reatividade (ρ), dada para qualquer instante de tempo pela equação do feedback de reatividade [16]:

$$\rho(t) = \rho_0 + \alpha[\bar{T}(t) - \bar{T}_0] \quad (4.9)$$

Onde:

$\rho(t)$ – reatividade para $\bar{T}(t)$.

ρ – reatividade para \bar{T}_0 .

$\bar{T}(t)$ – temperatura média da pebble em qualquer instante.

\bar{T}_0 – temperatura média da pebble inicial.

α – coeficiente de reatividade

A equação (4.9) é a equação que realimentará a potência do reator. Ela nos mostra que cada vez que a temperatura variar, teremos um novo valor para a reatividade.

Na física de reatores, trabalhamos com dois tipos de reatividade que estão relacionados a fatores externos (barras de controle) e internos (variação de temperatura).

Resolver as equações (4.4) e (4.5) significa conhecer a potência no reator a qualquer instante desde o seu início de funcionamento em diante. Utilizando o método de diferenças finitas, vamos considerar que em cada passo temporal (Δt), a potência do reator será constante no espaço (x), logo, o método será aplicado às ECP apenas temporalmente. Discretizando-as explicitamente no tempo (t), teremos:

$$P^{t+1} = \left[1 + \Delta t \frac{\rho^t - \beta}{\Lambda}\right] P^t + \Delta t \sum_{i=1}^7 \lambda_i C_i^t \quad (4.10)$$

para a potência total e

$$C_i^{t+1} = [1 - \Delta t \lambda_i] C_i^t + \Delta t \frac{\beta_i}{\Lambda} P^t \quad (4.11)$$

para a potência devido aos precursores de nêutrons. O combustível nuclear em questão, do HTR-10, é o dióxido de urânio (UO_2).

Note, pelas equações (4.10) e (4.11) que basta que conheçamos a potência total e a potência devido aos precursores de nêutrons em um tempo anterior para que as conheçamos no tempo atual (discretização explícita). Isso nos mostra que precisaremos

ainda encontrar uma relação para que encontremos a concentração de precursores de nêutrons em um tempo inicial.

Para tal cálculo, teremos que fazer o 1º membro da equação (4.5) igual a zero. Assim, ela torna-se:

$$\frac{\beta_i}{\Lambda} P(t) - \lambda_i C_i(t) = 0 \quad , \text{ para } i = 1, \dots, 7 \quad (4.12)$$

que discretizada para o tempo $t=0$ e resolvida para $C(t)$, torna-se:

$$C_i^0 = \frac{\beta_i}{\Lambda \lambda_i} P^0 \quad , \text{ para } i = 1, \dots, 7 \quad (4.13)$$

A equação (4.13) nos mostra que basta que conheçamos a fração de neutros retardados e a constante de decaimento para cada grupo de precursores, a geração de nêutrons prontos e a potência total no instante $t = 0$, para que possamos calcular a potência inicial devido aos precursores.

Conhecer a reatividade anterior será fundamental para conhecermos a correspondente ao seu passo atual, utilizando a equação (4.9).

As equações (4.10) e (4.11), junto a (4.13) nos fornecerão um sistema capaz de conhecer a potência do reator para qualquer tempo, considerando a realimentação de reatividade (4.9). Precisamos conhecer a distribuição de temperatura na pebble, que será feita através das equações que serão apresentadas no próximo capítulo. Todos os parâmetros cinéticos utilizados neste trabalho já são previamente conhecidos e serão apresentados em breve.

CAPÍTULO 5

Modelagem da Equação de Condução de Calor

No presente capítulo apresentaremos os métodos utilizados para que possamos calcular a distribuição de temperatura na pebble. Será mostrada a Equação Diferencial Parcial transiente, tal como o método de Crank-Nicolson para fazer a sua discretização. Em seguida, mostraremos como foi adotada a homogeneização da pebble neste trabalho. Após a apresentação dos métodos, aplicaremos diferenças finitas nas equações de condução de calor para encontrarmos a distribuição de temperatura em caso transiente e estacionário.

5.1 Métodos Utilizados para o Cálculo da Distribuição de Temperatura

5.1.1 Equação Diferencial Parcial

Para calcular a distribuição de temperatura na pebble, teremos que resolver numericamente a equação da difusão de calor parabólica, que trata-se de uma Equação Diferencial Parcial (EDP). Uma EDP é utilizada para resolver diversos problemas na natureza. A ordem desta equação será a ordem da derivada de maior grau. O número de variáveis será o dado pelo número de variáveis independentes. Como exemplo de uma EDP com fonte de calor em uma geometria esférica, temos [31]:

$$\frac{1}{\omega} \frac{\partial T(r,t)}{\partial t} = \frac{\partial^2 T}{\partial r^2} + \frac{2}{r} \frac{\partial T}{\partial r} + \frac{1}{k} q'''(t) \quad (5.1)$$

Com k e ω constantes. Trata-se de uma EDP de 2ª ordem e apresenta duas variáveis independentes, “ r ” e “ t ”. Esta é uma equação unidimensional, pois só há uma dimensão espacial como variável independente [32].

Para resolvermos por métodos computacionais é preciso que discretizemos a equação e façamos uma malha bem fina para obtermos melhores resultados. Uma EDP pode ser dividida em três categorias: elíptica, parabólica e hiperbólica. Cada uma delas está associada a diferentes fenômenos físicos, sendo diferentes os métodos adequados para a resolução de cada uma delas. A elíptica é utilizada para problemas estacionários, isto é, problemas que não tem dependência temporal. Enquanto a parabólica e hiperbólica são utilizadas para regime transiente. A equação hiperbólica será utilizada se houver mínima dissipação de energia. Já na parabólica, o problema envolvido apresenta considerável dissipação de energia. A resolução de uma equação parabólica ou hiperbólica será do tipo evolutiva, isto é, haverá variação temporal de alguma grandeza física (no nosso caso, temperatura). Temos que conhecer os valores iniciais e a partir deles iremos calcular os passos seguintes pela discretização. Deveremos também conhecer as condições de contorno para $t > 0$. Este é um tipo de Problema de Valor Inicial (PVI) [33].

Nosso objetivo aqui será resolver a equação parabólica (5.1), que é a equação transiente de difusão de calor, onde ω é o coeficiente de difusividade térmica e, T é a temperatura.

A equação (5.1) mostra a variação da temperatura T em função do espaço e do tempo. Segundo [33], deveremos especificar um valor inicial da temperatura para, em seguida, calcularmos os valores seguintes. No nosso trabalho, esses valores iniciais serão calculados pelo caso estacionário, pois admitiremos que antes de acontecer o transiente de reatividade, o reator estava crítico.

5.1.2 O Método Numérico de Crank Nicolson

Após a definição da equação, devemos discretizá-la para que possamos resolvê-la por um método computacional. Existem diversos métodos numéricos para resolvermos a equação (5.1). Por tratar-se de um método com uma boa precisão quando se discretiza no espaço e no tempo, neste trabalho foi escolhido o Método de Crank-Nicolson, que é um esquema implícito. O método foi criado por John Crank e Phyllips Nicolson na primeira metade do século XX [32].

O método de Crank-Nicolson será aplicado se aproximarmos o lado direito da equação (5.1) pela regra do trapézio, que é dada por [34]:

$$\int_{t_n}^{t_n+\Delta t} F(\phi(t))dt \approx \frac{F(\phi^{n+1})+F(\phi^n)}{2} (\Delta t) \quad (5.2)$$

Note que este esquema é na verdade uma média aritmética entre as aproximações explícita e implícita.

A figura 8 mostra as malhas temporal e espacial com os respectivos nós de temperatura, que conheceremos após a discretização.

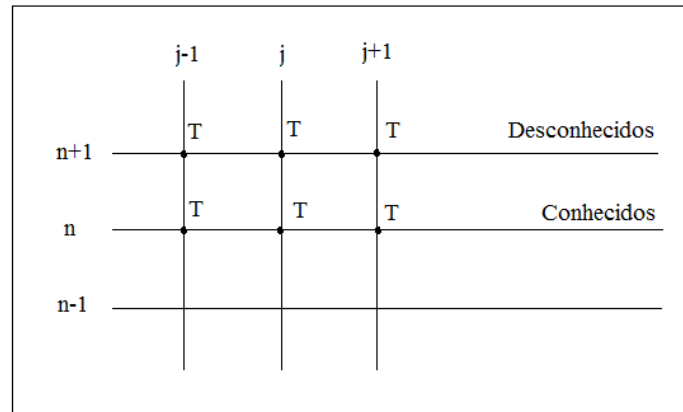


Figura 8 – Malha espacial e temporal contendo os nós de temperatura.

O método de Crank-Nicolson tem erro de truncamento $O[(\Delta t)^2, (\Delta x)^2]$. Trata-se de uma vantagem sobre o esquema implícito simples, no qual a precisão é $O[\Delta t, (\Delta x)^2]$. Além disso, um esquema implícito não tem restrição no tamanho temporal do passo, a não ser a precisão requerida.

A partir daqui, vamos nos referir à malha temporal com (t) e não mais como (n) , para fins didáticos.

A equação (5.1) discretizada pelo método de Crank-Nicolson é incondicionalmente estável. Se as temperaturas nos pontos $x = 0$ e $x = R$ (onde R um ponto localizado na superfície da geometria) forem prescritas, significa que T_0 e T_R (condições de fronteira) são conhecidas. Assim, a cada nível temporal (t) , a equação discretizada fornecerá $(R-1)$ equações algébricas para determinação de $(R+1)$ pontos de temperatura internos desconhecidos para o nível seguinte $(t+1)$.

As condições de contorno, que nos fornecerão as equações restantes para a resolução do problema serão mostradas neste capítulo, onde aplicaremos o método de Crank-Nicolson para uma geometria esférica, pois estamos tratando da pebble.

5.1.3 Homogeneização da Pebble

Como vimos no capítulo 3, a pebble é formada por várias microesferas chamadas de TRISOS, distribuídas aleatoriamente em uma matriz de grafite. Calcular a distribuição de temperatura em uma esfera tão heterogênea (ver capítulo 3) é uma tarefa muito complicada. Na atual literatura, os autores buscam métodos diferentes de homogeneização para realizar estes cálculos com uma boa aproximação da realidade. Como visto no capítulo 2, [12] propõe dividir a pebble em duas regiões diferentes: toda a parte onde contém combustível, será assumida como uma região homogênea chamada “fueled zone” envolta em uma matriz de grafite. Em [12], a região de combustível foi dividida em quatro partes iguais, enquanto o grafite foi dividido em duas, conforme a figura 3. [18] compara os dois modelos: homogêneo e heterogêneo, conforme a figura abaixo:

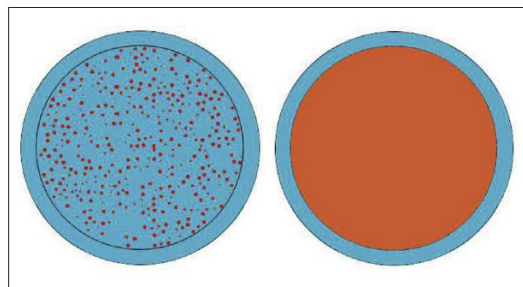


Figura 9 – Comparação da pebble heterogênea com o modelo homogeneizado [18]

Neste trabalho, optamos por fazer uma homogeneização semelhante à adotada em [18]. O diâmetro da região de combustível é 5,0 cm, isto faz com que a espessura do revestimento de grafite fique em 0,5 cm para cada lado, totalizando os 6 cm de raio da pebble.

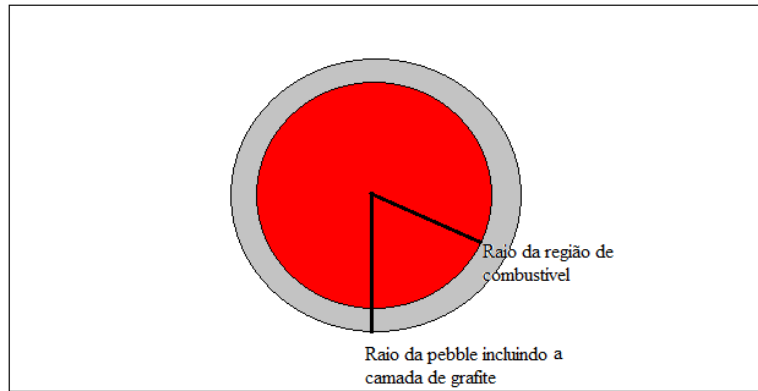


Figura 10 – Homogeneização da pebble mostrando os raios das regiões.

Na literatura, encontramos valores para os parâmetros físicos de cada região, tal como a densidade, calor específico e condutividade térmica (que serão apresentados mais a frente) [18].

Para aplicarmos o método de diferenças finitas, dividiremos o raio do elemento combustível em 6 partes e trabalharemos com a geração de calor unidimensional, achando assim, 7 pontos de temperatura, de 0 a 6. A figura abaixo mostra a divisão feita no raio:

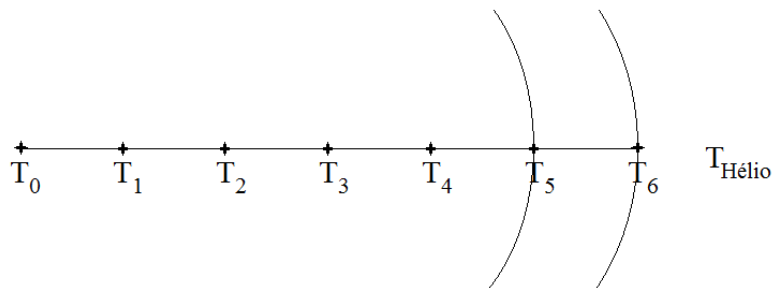


Figura 11 – Nós de temperatura no raio da pebble.

Foi deixado um espaçamento (δ) de um ponto de temperatura a outro, dividindo de forma igual o raio. Precisaremos conhecer esta distribuição térmica tanto para o caso estacionário quanto para o transiente, com a diferença de trabalharmos com uma malha temporal no segundo caso. Para encontrarmos a distribuição de temperatura, vamos precisar de quatro equações, para as regiões:

1. Para o primeiro passo, isto é, o centro da pebble (Figura 12):

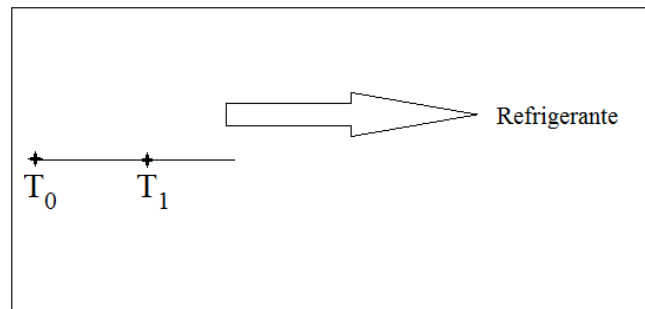


Figura 12 – Primeiro passo da discretização.

2. Para os pontos intermediários da pebble (Figura 13):

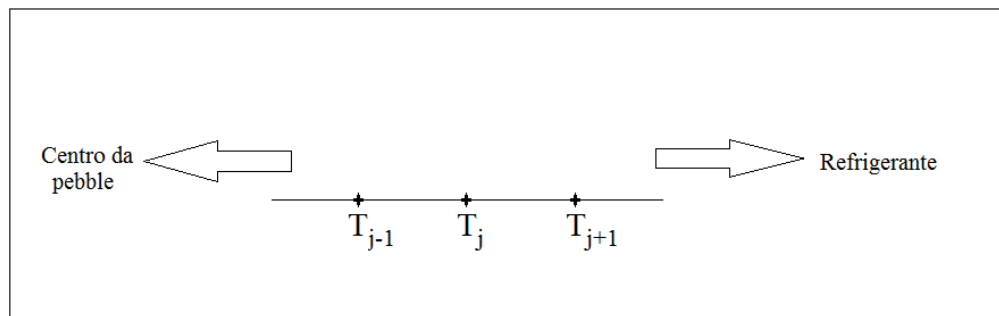


Figura 13 – Pontos da discretização distribuídos ao longo da pebble.

Onde $j = 1, 2, 3$ e 4 .

3. Para a interface combustível-grafite (Figura 14):

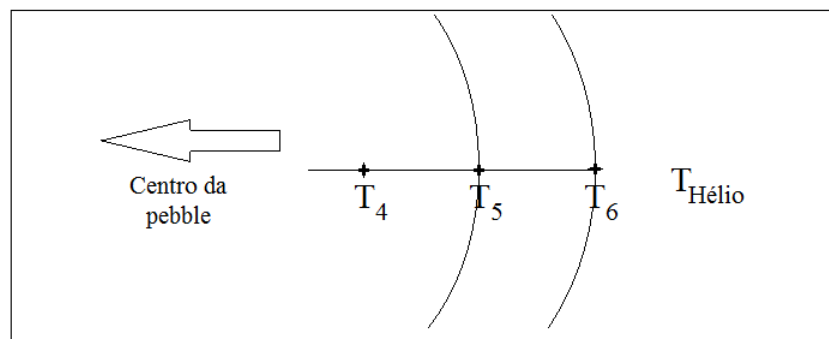


Figura 14 – Últimos passos da discretização da pebble: As interfaces.

4. Para a interface grafite-refrigerante (Figura 14). Onde a superfície da pebble será representada por P.

Precisamos de condições de contorno para o problema. Tomaremos uso da Lei de Fourier para a condução de calor:

$$-k \frac{\partial T(x)}{\partial x} = q'' \quad (5.2)$$

e da Lei de Resfriamento de Newton, por tratar-se de um ponto convectivo:

$$q'' = h_{\text{He}}(T_P - T_{\text{He}}) \quad (5.3)$$

Onde:

q'' é o fluxo de calor superficial por unidade de área.

h_{He} é o coeficiente de transferência de calor do hélio.

T_P é a temperatura na superfície da pebble.

T_{He} é a temperatura do hélio refrigerante.

A seguir veremos como utilizar as equações (5.2) e (5.3) no nosso problema. As equações que serão descritas para o cálculo da distribuição de temperatura obedecerão formas diferentes do estado estacionário para o transiente, conforme veremos a seguir.

5.2 Regime Transiente Devido à Inserção de Reatividade

O reator só se encontrará operando em um regime transiente após ocorrer alguma mudança em uma ou mais de suas variáveis físicas. Neste trabalho, a potência terá alterações temporais devido à perturbação da reatividade, dada pela equação (4.9). A variação de potência fará a temperatura do núcleo variar. É de nosso interesse neste tópico verificar como será o perfil de temperatura na pebble durante este transiente. Utilizaremos a EDP parabólica (5.1) para calcularmos tal distribuição de temperatura. Alguns parâmetros que possuem dependência temporal, neste trabalho foram

considerados constantes, sendo utilizado um valor médio para eles, como veremos em breve. A variável dependente $T(x,t)$, de (5.1) será analisada apenas em uma dimensão, pois estamos tratando de um caso unidimensional. Teremos o tempo como variável independente.

Aplicaremos o método escolhido, isto é, o Método de Crank-Nicolson para a variável tempo, em um regime transiente à equação de difusão de calor (5.1) para a nossa geometria, para que possamos discretizá-la e conhecermos a temperatura nos sete pontos da pebble para cada passo temporal. Por possuir uma geometria esférica, [31] nos mostra que a equação de difusão de calor, com termo de fonte, assumirá a seguinte forma:

Para $r > 0$, pela equação (5.1):

$$\frac{1}{\omega} \frac{\partial T(r,t)}{\partial t} = \frac{\partial^2 T}{\partial r^2} + \frac{2}{r} \frac{\partial T}{\partial r} + \frac{1}{k} q'''(t)$$

e para $r = 0$ (primeiro passo):

$$\frac{1}{\omega} \frac{\partial T(r,t)}{\partial t} = 3 \frac{\partial^2 T}{\partial r^2} + \frac{1}{k} q'''(t) \quad (5.4)$$

Onde ω é o coeficiente de difusividade térmica, sendo este definido pela razão entre a condutividade térmica média (k) da região e o produto da massa específica (ρ) com calor específico do material (c), dado por

$$\omega = \frac{k}{\rho c} \quad (5.5)$$

De acordo com a nossa malha, vamos definir $r = \delta j$. O termo $q'''(t)$ indica a geração de calor dependente do tempo. T é a medida da temperatura e x é a medida da distância entre o centro da esfera até qualquer ponto, lembrando que o nosso caso é unidimensional.

Como o estudo aqui é somente da pebble, não nos importará o comportamento térmico dos outros componentes do reator neste trabalho.

A pebble será discretizada no espaço (j) e no tempo (t). Para tal feito, vamos precisar de quatro equações distintas, como visto anteriormente: Para o centro da esfera, para os pontos intermediários, para a interface combustível-grafite e para a interface grafite-hélio.

Vamos dividir o raio $r = R_p$ em P partes iguais com espessura δ , tal que,

$$\delta = \frac{R_p}{P} \quad (5.6)$$

Exatamente como mostrado na figura 11. Agora, vamos discretizar as equações (5.1) e (5.4) no tempo (t) e espaço (j), pelo método escolhido. Vamos fazer, por diferenças finitas, as definições:

$$\frac{\partial T(x,t)}{\partial x} = \frac{1}{2} \frac{T_{j+1}^t - T_{j-1}^t}{2\delta} + \frac{1}{2} \frac{T_{j+1}^{t+1} - T_{j-1}^{t+1}}{2\delta} \quad (5.7)$$

$$\frac{\partial^2 T(x,t)}{\partial x^2} = \frac{1}{2} \frac{T_{j-1}^t - 2T_j^t + T_{j+1}^t}{\delta^2} + \frac{1}{2} \frac{T_{j-1}^{t+1} - 2T_j^{t+1} + T_{j+1}^{t+1}}{\delta^2} \quad (5.8)$$

Que aplicadas em (5.1) e após organizarmos o lado direito da equação e fazendo $x = j\delta$, teremos:

$$\begin{aligned} \frac{T_j^{t+1} - T_j^t}{\omega \Delta t} = & \frac{1}{\delta^2} \left[\left(1 - \frac{1}{j}\right) T_{j-1}^{t+1} - 2T_j^{t+1} + \left(1 + \frac{1}{j}\right) T_{j+1}^{t+1} + \left(1 - \frac{1}{j}\right) T_{j-1}^t - 2T_j^t + \right. \\ & \left. + \left(1 + \frac{1}{j}\right) T_{j+1}^t + \frac{\delta^2}{k_f} (q'''^{t+1} + q'''^t) \right] \end{aligned} \quad (5.9)$$

Resolvendo (5.9) para o tempo t+1, teremos:

$$\begin{aligned} -\varphi \left(1 - \frac{1}{j}\right) T_{j-1}^{t+1} + (2 + 2\varphi) T_j^{t+1} - \varphi \left(1 + \frac{1}{j}\right) T_{j+1}^{t+1} = & \varphi \left(1 - \frac{1}{j}\right) T_{j-1}^t + \\ + (2 - 2\varphi) T_j^t + \varphi \left(1 + \frac{1}{j}\right) T_{j+1}^t + \frac{\varphi}{k_f} \delta^2 (q'''^{t+1} + q'''^t) \end{aligned} \quad (5.10)$$

Onde:

$$\varphi = \omega \frac{\Delta t}{\delta^2} = \frac{k\Delta t}{\rho c \delta^2} \quad (5.11)$$

A equação (5.10) nos permite calcular a temperatura em pontos j na extensão do combustível, do segundo passo à primeira interface, conforme a figura 13.

A equação (5.4) nos fornecerá a relação utilizada para o primeiro passo. Para discretizarmos (5.4), vamos aplicar sobre ela as definições (5.7) e (5.8) do lado direito, de modo que ela assumirá a forma:

$$\frac{1}{\omega} \frac{T_j^{t+1} - T_j^t}{\Delta t} = \frac{3}{2\delta^2} (T_{j-1}^{t+1} - 2T_j^{t+1} + T_{j+1}^{t+1} + T_{j-1}^t - 2T_j^t + T_{j+1}^t) + \frac{1}{k_f} (q'''^{t+1} + q'''^t) \quad (5.12)$$

Para o primeiro passo, devemos fazer $j = 0$, logo, (5.12) assumirá a seguinte forma:

$$\frac{1}{\omega} \frac{T_0^{t+1} - T_0^t}{\Delta t} = \frac{3}{2\delta^2} (T_{-1}^{t+1} - 2T_0^{t+1} + T_1^{t+1} + T_{-1}^t - 2T_0^t + T_1^t) + \frac{1}{k_f} (q'''^{t+1} + q'''^t) \quad (5.13)$$

Precisamos eliminar o ponto fictício T_{-1} [31]. Podemos observar, por uma questão de simetria, que:

$$T_{-1}^{t+1} = T_1^{t+1} \quad (5.14)$$

e

$$T_{-1}^t = T_1^t \quad (5.15)$$

Aplicando as equações (5.14) e (5.15) em (5.13), chegaremos a:

$$\frac{1}{\omega} \frac{T_0^{t+1} - T_0^t}{\Delta t} = \frac{3}{2\delta^2} (-2T_0^{t+1} + 2T_1^{t+1} - 2T_0^t + 2T_1^t) + \frac{1}{k_f} (q'''^{t+1} + q'''^t) \quad (5.16)$$

Que resolvida para $t+1$ e utilizando (5.11), chegaremos a:

$$(2 + 6\varphi)T_0^{t+1} - 6\varphi T_1^{t+1} = (2 - 6\varphi)T_0^t + 6\varphi T_1^t + \frac{\varphi}{k_f} \delta^2 (q'''^{t+1} + q'''^t) \quad (5.17)$$

A equação (5.17) nos permite calcular a temperatura no primeiro passo, a partir do centro da esfera, conforme a figura 12.

Agora a equação para a interface entre o combustível e o grafite, conforme a figura 14. Note que a equação (5.10) não funcionaria, pois avançaríamos na região de grafite, o que não pode acontecer, pois nesta região os parâmetros físicos são diferentes. Neste caso, usaremos as condições de interface, igualando o fluxo de calor dado pela Lei de Fourier (5.5), entre o combustível e o grafite, resultando em:

$$-k_f \left. \frac{dT}{dx} \right|_{\text{fuel}} = -k_g \left. \frac{dT}{dx} \right|_{\text{grafite}} \quad (5.18)$$

Onde k_g é a condutividade térmica média do grafite. A equação (5.18) discretizada será:

$$-k_f \left(\frac{T_5 - T_4}{\delta} \right) = -k_g \left(\frac{T_6 - T_5}{\delta} \right) \quad (5.19)$$

Que resolvida para T, em (t) e (t+1), tornam-se, respectivamente:

$$k_f T_4^t - (k_f + k_g) T_5^t + k_g T_6^t = 0 \quad (5.20)$$

e

$$k_f T_5^{t+1} - (k_f + k_g) T_6^{t+1} + k_g T_7^{t+1} = 0 \quad (5.21)$$

As equações (5.10), (5.17), (5.20) e (5.21) nos fornecem um sistema de P equações para um conjunto de P+1 incógnitas. Precisamos encontrar mais uma relação para fecharmos o problema, que será a interface grafite-hélio. Devemos notar que por se tratar deste em sua forma gasosa, devemos considerar que existe transferência de calor por convecção. Esta transferência de calor será dada pela Lei de Resfriamento de Newton, dada pela equação (5.6). A transferência de calor devido à condução será dada pela Lei de Fourier, equação (5.5), que pode ser discretizada por diferenças finitas centradas para o tempo (t) e (t+1), respectivamente, em torno do espaço (P), resultando em:

$$-k_g \frac{T_{P+1}^t - T_{P-1}^t}{2\delta} = q'' \quad (5.22)$$

e

$$-k_g \frac{T_{P+1}^{t+1} - T_{P-1}^{t+1}}{2\delta} = q'' \quad (5.23)$$

No mesmo ponto em que termina a transferência de calor por condução ($q''_{\text{condução}}$), devido ao fim do combustível, há convecção ($q''_{\text{convecção}}$), devido ao hélio. Então podemos considerar, para este ponto:

$$q''_{\text{condução}} = q''_{\text{convecção}} \quad (5.24)$$

Isto é:

$$-k_g \frac{\partial T}{\partial x} = h_{\text{He}}(T_P - T_{\text{He}}) \quad (5.25)$$

Para acoplarmos a equação (5.25) na equação geral (5.10), vamos discretizá-la para o tempo (t) e (t+1), tomando uso das equações (5.22) e (5.23). Teremos, para os respectivos tempos:

$$-k_g \frac{T_{P+1}^t - T_{P-1}^t}{2\delta} = h_{\text{He}}(T_P^t - T_{\text{He}}) \quad (5.26)$$

e

$$-k_g \frac{T_{P+1}^{t+1} - T_{P-1}^{t+1}}{2\delta} = h_{\text{He}}(T_P^{t+1} - T_{\text{He}}) \quad (5.27)$$

Resolvendo (5.26) e (5.27) para P+1, encontraremos, respectivamente:

$$T_{P+1}^t = T_{P-1}^t - \frac{2\delta}{k} h_{\text{He}} T_P^t + \frac{2\delta}{k_g} h_{\text{He}} T_{\text{He}} \quad (5.28)$$

e

$$T_{P+1}^{t+1} = T_{P-1}^{t+1} - \frac{2\delta}{k} h_{He} T_P^{t+1} + \frac{2\delta}{k_g} h_{He} T_{He} \quad (5.29)$$

Agora, vamos aplicar as equações (5.28) e (5.29) na equação (5.10). Fazendo $j = P$ e resolvendo para $t+1$, teremos:

$$\begin{aligned} -2\varphi T_{P-1}^{t+1} + \left\{ 2 + 2\varphi \left[1 + \left(1 + \frac{1}{P} \right) \frac{\delta h_{He}}{k_g} \right] \right\} T_P^{t+1} = 2\varphi T_{P-1}^t + \left\{ 2 - 2\varphi \left[1 + \right. \right. \\ \left. \left. + \left(1 + \frac{1}{P} \right) \frac{\delta h_{He}}{k_g} \right] \right\} T_P^t + 4\varphi \left(1 + \frac{1}{P} \right) \frac{\delta}{k_g} h_{He} T_{He} \end{aligned} \quad (5.30)$$

Com a equação (5.30) calcularemos a temperatura no último ponto da pebble, isto é, na interface entre ela e o hélio.

As equações (5.10), (5.17), (5.20), (5.21) e (5.30) nos permitem calcular a distribuição de temperatura por toda a extensão da pebble para um regime transiente, lembrando que o combustível foi homogeneizado em uma única região e está revestido por uma camada de grafite. Trabalharemos com um sistema linear de equações, que neste caso será do tipo:

$$A \times \mathbf{T}_j^{t+1} = B \times \mathbf{T}_j^t + \mathbf{Y} \quad (5.31)$$

Onde: A e B são as matrizes do tipo tridiagonais.

\mathbf{T}_j^{t+1} é o vetor distribuição de temperatura no espaço (j) e no tempo (t+1).

\mathbf{T}_j^t é o vetor distribuição de temperatura no espaço (j) e no tempo (t).

\mathbf{Y} é o vetor que contém o termo de fonte.

Como visto na equação (5.31), o nosso sistema possui do lado esquerdo a dependência temporal em (t+1) e, do lado direito, a dependência temporal (t). Vamos apresentar o sistema.

Do lado esquerdo:

$$\begin{pmatrix} a_{1,1} & a_{1,2} & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ a_{2,1} & a_{2,2} & a_{2,3} & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & a_{3,2} & a_{3,3} & a_{3,4} & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & a_{4,3} & a_{4,4} & a_{4,5} & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & a_{5,4} & a_{5,5} & a_{5,6} & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & a_{6,5} & a_{6,6} & a_{6,7} \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & a_{7,6} & a_{7,7} \end{pmatrix} \begin{pmatrix} T_0 \\ T_1 \\ T_2 \\ T_3 \\ T_4 \\ T_5 \\ T_6 \end{pmatrix}^{t+1}$$

E do lado direito:

$$\begin{pmatrix} b_{1,1} & b_{1,2} & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ b_{2,1} & b_{2,2} & b_{2,3} & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & b_{3,2} & b_{3,3} & b_{3,4} & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & b_{4,3} & b_{4,4} & b_{4,5} & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & b_{5,4} & b_{5,5} & b_{5,6} & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & b_{6,5} & b_{6,6} & b_{6,7} \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & b_{7,6} & b_{7,7} \end{pmatrix} \begin{pmatrix} T_0 \\ T_1 \\ T_2 \\ T_3 \\ T_4 \\ T_5 \\ T_6 \end{pmatrix}^t + \begin{pmatrix} Y_0 \\ Y_1 \\ Y_2 \\ Y_3 \\ Y_4 \\ Y_5 \\ Y_6 \end{pmatrix}$$

Os coeficientes a da matriz A serão:

$$a_{1,1} = 2 + 6\varphi$$

$$a_{1,2} = -6\varphi$$

$$a_{2,1} = \dots = a_{5,4} = -\varphi \left(1 - \frac{1}{j}\right) \quad \text{com } j = 1, \dots, 4$$

$$a_{6,5} = k_f$$

$$a_{2,2} = \dots = a_{5,5} = (2 + 2\varphi)$$

$$a_{2,3} = \dots = a_{5,6} = -\varphi \left(1 + \frac{1}{j}\right) \quad \text{com } j = 1, \dots, 4$$

$$a_{6,7} = k_g$$

$$a_{7,6} = -2\varphi$$

$$a_{6,6} = -(k_f + k_g)$$

$$a_{7,7} = \left[2 + 2\varphi \left(1 + \left(1 + \frac{1}{6} \right) \frac{\delta h_{\text{He}}}{k_g} \right) \right]$$

Os coeficientes b da matriz B serão:

$$b_{1,1} = 2 - 6\varphi$$

$$b_{1,2} = 6\varphi$$

$$b_{2,1} = \dots = b_{5,4} = \varphi \left(1 - \frac{1}{j}\right) \quad \text{com } j = 1, \dots, 4$$

$$b_{6,5} = k_f$$

$$b_{2,2} = \dots = b_{5,5} = (2 - 2\varphi)$$

$$b_{2,3} = \dots = b_{5,6} = \varphi \left(1 + \frac{1}{j}\right) \quad \text{com } j = 1, \dots, 4$$

$$b_{6,7} = k_g$$

$$b_{7,6} = 2\varphi$$

$$b_{6,6} = -(k_f + k_g)$$

$$b_{7,7} = \left[2 - 2\varphi \left(1 + \left(1 + \frac{1}{6} \right) \frac{\delta h_{\text{He}}}{k_g} \right) \right]$$

O vetor \mathbf{Y} é dado por:

$$Y_0 = \dots = Y_4 = \frac{\varphi \delta^2}{k_f} (q''''^{t+1} + q''''^t)$$

$$Y_5 = 0$$

$$Y_6 = 4\varphi \left[1 + \frac{1}{6} \right] \frac{\delta h_{\text{He}}}{k_g} T_{\text{He}}$$

É importante lembrar que δ é o tamanho da nossa malha, que assumirá um valor que determinaremos a seguir. A condutividade térmica média da pebble, assim como seu calor específico e densidade já são previamente conhecidos. Utilizaremos o Algoritmo de Thomas para resolver este problema, em FORTRAN [34].

5.3 Regime Estacionário

Quando um reator está operando sem mudanças nas suas variáveis físicas, dizemos que ele encontra-se em um regime estacionário. A geração de calor no núcleo é constante, fazendo com que a potência não tenha valores significativos de variação. Quando o reator está trabalhando assim, dizemos que ele está crítico. Nesse estado, a temperatura não irá subir, desde que o refrigerante remova o calor do modo eficiente.

Utilizamos o regime estacionário como partida no problema. A distribuição de temperatura da pebble, tal como sua temperatura média foram calculadas antes da inserção de reatividade. A potência média do núcleo e a sua densidade média de potência já são previamente conhecidas. Como utilizamos uma condutividade térmica média independente da temperatura, a temperatura torna-se a única incógnita para ser resolvida pela equação da condução de calor.

A equação de condução de calor em um regime estacionário será conhecida se fizermos o termo com variação temporal igual a zero, na equação (5.1), o que a faz assumir a forma de uma EDP elíptica unidimensional do tipo [31]:

$$\frac{\partial^2 T}{\partial r^2} = 0 \quad (5.32)$$

Esperamos encontrar, a partir dela, relações a para a distribuição de temperatura na pebble. Precisaremos de uma forma para o primeiro passo ($r = 0$) e para os passos intermediários ($r \neq 0$). Para encontrarmos essas equações, basta, novamente, zerarmos a derivada temporal nas equações de difusão de calor (5.1) e (5.8). [34] já nos fornece as formas que elas assumirão para uma geometria esférica, para $r > 0$ e $r = 0$, respectivamente:

$$\frac{d^2 T}{dr^2} + \frac{2}{r} \frac{dT}{dr} = -\frac{1}{k} q''' \quad (5.33)$$

e

$$3 \frac{d^2 T}{dr^2} = -\frac{1}{k} q''' \quad (5.34)$$

Onde T é a temperatura que varia no espaço r ; k é a condutividade térmica média da região (combustível e grafite) e q''' é a geração de calor, devido à fissão.

As equações (5.33) e (5.34) precisam ser discretizadas e detalhadamente analisadas em cada uma das regiões para que sejam inseridas as devidas condições de interface. Como aqui não há discretização temporal, usaremos um método explícito, que dará uma boa aproximação, desde que respeitem os critérios de convergência. Vamos utilizar aqui o Método Explícito de Euler [31]. A divisão da pebble foi mostrada na figura 11. Vamos começar com as equações para a região de combustível. Se

discretizarmos a equação (5.34) em torno do ponto T_1 por diferenças finitas recuada, chegaremos a:

$$3 \frac{T_{-1} - 2T_0 + T_1}{\delta^2} = -\frac{1}{k_f} q''' \quad (5.35)$$

Onde k_f é a condutividade térmica média do combustível. O ponto fictício T_{-1} deve ser eliminado da equação. Por uma questão de simetria, sabemos que ele é igual, geometricamente ao ponto T_1 . Fazendo a devida eliminação e resolvendo a equação para T_1 , chegaremos a [31]:

$$T_0 - T_1 = \frac{\delta^2}{6k_f} q''' \quad (5.36)$$

A equação (5.36) nos fornecerá a temperatura no primeiro passo, isto é, no centro da pebble, conforme a figura 12. Agora podemos discretizar a equação (5.33) em torno de um ponto j . Aplicando a diferença finita em torno deste ponto, teremos:

$$\frac{T_{j-1} - 2T_j + T_{j+1}}{\delta^2} + \frac{2}{j\delta} \frac{T_{j+1} - T_{j-1}}{2\delta} = -\frac{1}{k_f} q''' \quad (5.37)$$

A equação (5.37) resolvida para T , resulta em:

$$\left(1 - \frac{1}{j}\right) T_{j-1} - 2T_j + \left(1 + \frac{1}{j}\right) T_{j+1} = -\frac{\delta^2}{k_f} q''' \quad (5.38)$$

A equação (5.38) será válida para os pontos intermediários do combustível até o ultimo passo antes da interface com o grafite, já que ele está homogeneizado (ver figura 10). Lembrando que foi dividido em cinco partes iguais (antes da interface), logo, aqui j varia de 1 a 4.

Para a interface combustível-grafite, devemos fazer o mesmo procedimento que fizemos anteriormente com a equação de Fourier para o caso transiente. Vamos aplicá-la para o combustível e o grafite no ponto T_5 , conforme a figura 14, assumindo a mesma forma da equação (5.18), que discretizada apenas espacialmente assumirá a forma:

$$-k_f \left(\frac{T_5 - T_4}{\delta} \right) = -k_g \left(\frac{T_6 - T_5}{\delta} \right) \quad (5.39)$$

Que resolvida para T, torna-se:

$$k_f T_4 - (k_f + k_g) T_5 + k_g T_6 = 0 \quad (5.40)$$

A equação (5.40) será aplicada para a interface combustível-grafite. Só nos falta o último ponto de temperatura, isto é, a interface grafite-refrigerante. Devido à convecção no hélio, igualaremos a Lei de Newton para resfriamento (5.6) à Lei de Fourier (5.5) devido à condução no grafite, resultando na equação (5.25), que será discretizada em torno do ponto $j = P$, por diferenças finitas centradas e, resolvida para T_{P+1} , resultando em:

$$T_{P+1} = T_{P-1} - \frac{2\delta h_{He}}{k_g} T_P + \frac{2\delta h_{He}}{k_g} T_{He} \quad (5.41)$$

Agora vamos substituir a equação (5.41) na (5.38), para $j = P$, para encontrarmos a relação na interface, que resultará em [31]:

$$2T_{P-1} - 2 \left[1 + \left(1 + \frac{1}{P} \right) \frac{\delta h_{He}}{k_g} \right] T_P = -2 \left(1 + \frac{1}{P} \right) \frac{\delta}{k_g} T_{He} \quad (5.42)$$

Para o raio da pebble.

A equação (5.42) junto às equações (5.36), (5.38) e (5.40) nos permitem calcular a distribuição de temperatura do centro até a extremidade da pebble em um regime estacionário. Note que aqui trabalharemos com um conjunto de equações que formarão um sistema onde teremos o mesmo número de incógnitas que equações. Nosso problema é do tipo:

$$A \times \mathbf{T}_j = \mathbf{Y} \quad (5.43)$$

Onde: \mathbf{T}_j é o vetor que contém a distribuição de temperatura ao longo do espaço.

\mathbf{Y} é o vetor que contém os termos de fonte.

A é a matriz com as constantes, que será do tipo tridiagonal, conforme veremos abaixo:

$$\begin{pmatrix} a_{1,1} & a_{1,2} & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ a_{2,1} & a_{2,2} & a_{2,3} & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & a_{3,2} & a_{3,3} & a_{3,4} & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & a_{4,3} & a_{4,4} & a_{4,5} & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & a_{5,4} & a_{5,5} & a_{5,6} & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & a_{6,5} & a_{6,6} & a_{6,7} \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & a_{7,6} & a_{7,7} \end{pmatrix} \begin{pmatrix} T_0 \\ T_1 \\ T_2 \\ T_3 \\ T_4 \\ T_5 \\ T_6 \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} Y_0 \\ Y_1 \\ Y_2 \\ Y_3 \\ Y_4 \\ Y_5 \\ Y_6 \end{pmatrix}$$

Teremos, para os coeficientes a da matriz A:

$$a_{1,1} = 1$$

$$a_{1,2} = -1$$

$$a_{2,1} = \dots = a_{5,4} = \left(1 - \frac{1}{j}\right), \quad \text{com } j = 1, \dots, 4.$$

$$a_{6,5} = k_f$$

$$a_{2,2} = \dots = a_{5,5} = -2$$

$$a_{6,6} = -(k_f + k_g)$$

$$a_{2,3} = \dots = a_{5,6} = \left(1 + \frac{1}{j}\right), \quad \text{com } j = 1, \dots, 4.$$

$$a_{6,7} = k_g$$

$$a_{7,6} = 2$$

$$a_{7,7} = -2 \left[1 + \left(1 + \frac{1}{6}\right) \frac{\delta h_{\text{He}}}{k_g} \right]$$

E para Y, o termo que contém a fonte será:

$$Y_0 = \frac{\delta^2}{6k_f} q'''$$

$$Y_1 = \dots = Y_4 = -\frac{\delta^2}{k_f} q'''$$

$$Y_5 = 0$$

$$Y_6 = -\left(1 + \frac{1}{6}\right) \frac{\delta}{k_g} T_{\text{He}}$$

Como mencionado anteriormente, o valor da condutividade térmica já é previamente conhecido. O coeficiente de transferência de calor do hélio foi calculado e será mostrado no apêndice B. Para resolver esse sistema, utilizaremos um programa desenvolvido em FORTRAN onde tomaremos uso do conhecido Algoritmo de Thomas, que é uma forma de aplicar a eliminação de Gauss para matrizes tridiagonais [34].

CAPÍTULO 6

Resolução do Problema

As equações (5.36), (5.38) e (5.40) e (5.42) juntas serão suficientes para conhecermos a distribuição de temperatura na pebble em um caso estacionário. Para o caso transiente, esta distribuição de temperatura varia através do tempo, isto significa que as equações (5.10), (5.17), (5.20), (5.21) e (5.30) apenas não serão suficientes para fornecer a distribuição de temperatura, pois precisaremos acoplar a elas a equação da realimentação (5.9), que tem dependência das equações da cinética pontual apresentadas no Capítulo 4.

O nosso problema começa com o reator já em equilíbrio, num estado crítico. Com o sistema (5.43) apenas, poderemos conhecer a temperatura nos sete nós em que a pebble foi dividida, para o regime estacionário, tendo em vista que dependerá apenas da condutividade térmica média das regiões da pebble, da potência média do reator e do calor gerado. Todos os parâmetros já são conhecidos. Aplicaremos o Algoritmo de Thomas a este sistema para que cheguemos aos valores da temperatura em cada nó.

Após conhecermos a distribuição de temperatura do estacionário, simularemos o transiente de reatividade, Então esta será inserida no reator. Com ela calcularemos uma nova concentração de precursores de nêutrons, dada pela equação (4.11) e tomando uso da equação (4.13) para calcularmos a concentração inicial. Isto mudará imediatamente a potência média total (P), dada pela equação (4.10) que deve ser recalculada. Essa variação de potência acarretará em uma mudança na geração de calor, dada por:

$$q''' = \frac{P}{V_n} \quad (6.1)$$

Onde V_n é o volume do núcleo.

A equação (6.1) nos fornecerá a uma densidade de potência média no núcleo e alimentará as equações (5.10) e (5.17) que calcularão uma nova distribuição de

temperatura para o instante de tempo posterior pelo sistema (5.31). Novamente utilizaremos o Algoritmo de Thomas para a resolução deste sistema. Antes de ser resolvido, este sistema deve ser simplificado à forma do sistema (5.43). Para isso, foi criada uma sub-rotina para fazer o produto (BxT_j^t) e o seu resultado será somado a (Y) . O sistema (5.31) será então reduzido como se quer, a fim de aplicarmos o Algoritmo de Thomas. É válido notar a importância do método estacionário ter sido calculado anteriormente: O sistema (5.43), estacionário, é dado por:

$$\begin{vmatrix} & & & & \\ & & & & \\ & & & & \\ & & & & \\ & & & & \end{vmatrix} \begin{vmatrix} \\ \\ \\ \\ \end{vmatrix} T^0 = \begin{vmatrix} \\ \\ \\ \\ \end{vmatrix} Y$$

Figura 15 – Esquema matricial tridiagonal para as equações em regime estacionário.

Onde o primeiro membro é o produto da matriz tridiagonal pela distribuição de temperatura (que queremos calcular) e o segundo membro é o termo de fonte. O sistema transiente (5.31) é dado por:

$$\begin{vmatrix} & & & & \\ & & & & \\ & & & & \\ & & & & \\ & & & & \end{vmatrix} \begin{vmatrix} \\ \\ \\ \\ \end{vmatrix} T^{t+1} = \begin{vmatrix} & & & & \\ & & & & \\ & & & & \\ & & & & \\ & & & & \end{vmatrix} \begin{vmatrix} \\ \\ \\ \\ \end{vmatrix} T^t + \begin{vmatrix} \\ \\ \\ \\ \end{vmatrix} Y$$

Figura 16 – Esquema matricial tridiagonal para as equações em regime transiente.

Onde todo o lado direito já conhecemos, devido às sub-rotinas criadas. As figura 15 e 16 indicam que sempre que eu quiser encontrar a distribuição de temperatura para o tempo atual, precisarei do tempo anterior. Logo, o vetor T , do lado direito do sistema (5.31) será numericamente igual ao vetor T no sistema (5.43). Para os passos temporais posteriores os vetores trocarão de lado em cada marchada, isto é, o vetor T do lado esquerdo, em (5.31), será (numericamente igual a) o vetor T do lado direito no passo temporal seguinte. Esse processo irá se repetir para todos os passos vindouros.

A partir desta distribuição, podemos encontrar uma temperatura média para a pebble. Neste trabalho usaremos a média ponderada, já que o volume da pebble é diferente para cada nó.

$$\bar{T}_{\text{pebble}} = \frac{\int T(r)dv}{\int dv} \quad (6.2)$$

O resultado da equação (6.2) deverá ser inserido na equação (4.9) para que seja recalculada a reatividade. Este processo deverá ser repetido para que possamos observar o comportamento da temperatura ao longo do tempo. O nosso programa dará um loop temporal aqui e recalculará a distribuição temperatura.

O programa desenvolvido no FORTRAN para resolvermos estes cálculos terá a seguinte estrutura:

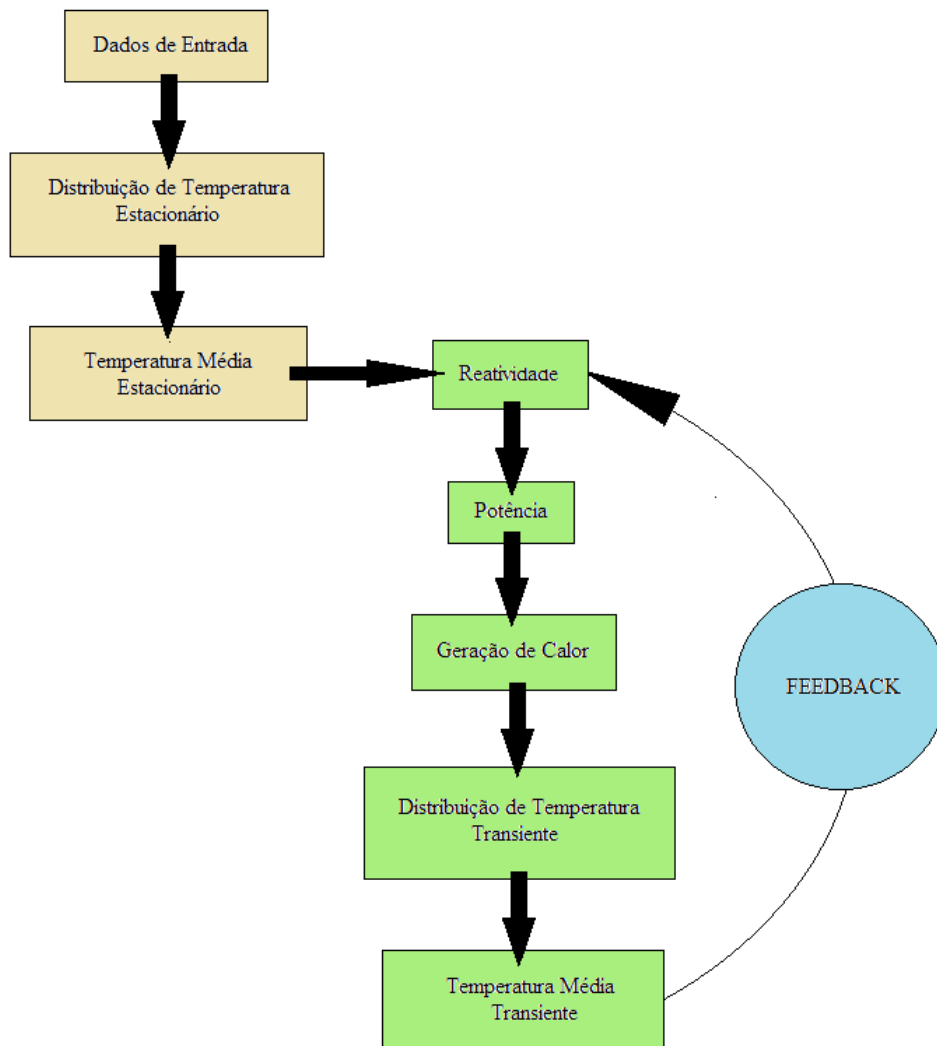


Figura 17 – Estrutura do programa desenvolvido em FORTRAN 90

CAPÍTULO 7

Descrição dos Testes Realizados

Diversos eventos que ocorrem no reator podem ocasionar em inserção de reatividade. Neste trabalho estamos considerando que há inserção de reatividade positiva por quaisquer motivos relacionados no capítulo 3. Faremos simulações computacionais para dois testes inserindo valores diferentes de reatividade. Inicialmente, após o reator encontrar-se crítico, em caso estacionário, consideraremos a inserção de $0,001\Delta k/k$. Em um segundo teste, simularemos a inserção de $0,005\Delta k/k$. Para ambos os testes calcularemos além da distribuição de temperatura da pebble, a potência média do reator, a densidade média de potência e a temperatura média da pebble variando temporalmente. No tópico seguinte mostraremos os resultados obtidos a partir destes testes, onde faremos, para cada inserção de reatividade, uma tabela contendo os resultados da potência, densidade de potência, reatividade, temperatura média e uma tabela contendo a distribuição de temperatura. Todas as tabelas considerarão variação temporal.

7.1 Dados de Entrada

Como mostrado na tabela 3, a potência utilizada inicialmente, isto é, quando o reator encontra-se em regime estacionário, é 10 MW. Já que conhecemos o volume do núcleo (também dado na tabela 3), podemos através da equação (6.1) calcular a geração de calor neste momento, isto é, 2 MW/m^3 . Esses são os dados de partida. Optamos por considerar a condutividade térmica, calor específico e densidade da pebble como constantes, não variando com a temperatura. Cho, Yu e Kim fornecem, em [19], valores médios para essas grandezas. À condutividade térmica média foram atribuídos valores $\bar{k}_f = 1 \text{ W/mK}$ para a região do combustível e $\bar{k}_g = 21 \text{ W/mK}$ para o revestimento de grafite. Os calores específicos das regiões são, $c = 312 \text{ J/KgK}$ e $c = 1725 \text{ J/KgK}$ para as regiões com e sem combustível, respectivamente. As densidades das regiões da

pebble foram calculadas por [19], resultando em $\rho = 10.400Kg/m^2$ e $\rho = 1750Kg/m^3$ para as regiões com e sem combustível, respectivamente.

O raio da pebble é 3 cm, dos quais 2,5 são para a região do combustível. Ela foi dividida em 6 partes iguais de $\delta = 0,5\text{ cm}$.

Os parâmetros cinéticos foram obtidos em [14]. O tempo entre o nascimento de um nêutron e sua posterior interação nuclear é $\Lambda = 8,703 \times 10^{-4} s$. As frações de nêutrons retardados e as constantes de decaimento relativas a cada um dos sete grupos é:

Grupo (i)	β_i	$\lambda_i(s^{-1})$
1	$1,806 \times 10^{-4}$	0,0127
2	$1,237 \times 10^{-3}$	0,0320
3	$1,192 \times 10^{-3}$	0,128
4	$1,971 \times 10^{-3}$	0,304
5	$6,925 \times 10^{-4}$	1,35
6	$1,314 \times 10^{-4}$	3,63
7	$1,0 \times 10^{-9}$	$1,0 \times 10^{-5}$

Tabela 4 – Parâmetros Cinéticos para o HTR-10 [14]

A fração de nêutrons retardados total foi obtida pela equação (4.6) e encontrado o valor $\beta = 5,4045 \times 10^{-3}$. A constante de decaimento média foi obtida pela equação (4.8). O valor encontrado foi $\bar{\lambda} = 0,0781 s^{-1}$. O coeficiente de reatividade foi obtido por [35] e foi atribuído o valor de $\alpha = -1,4 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ C$.

Conforme a tabela 3, as temperaturas de entrada e saída do hélio no circuito primário são, respectivamente, 250 °C e 700 °C. Considerando uma distribuição de temperatura homogênea ao longo do reator, podemos achar uma média aritmética para a temperatura do hélio, em torno de $\bar{T}_{he} = 450\text{ }^\circ C$. Para encontrarmos o valor do seu coeficiente de transferência de calor, montamos um pequeno programa para resolver as equações (A.1) à (A.8), que serão apresentadas no Apêndice A. Primeiramente, resolvemos a equação (A.8) para encontrarmos a não porosidade do núcleo, Utilizamos o volume do núcleo como $V_n = 5m^3$, conforme dado da tabela 3. O volume total das pebbles foi calculado pela equação (A.9). Encontramos $V_{total\ de\ pebbles} = 3,054m^3$. Para a não porosidade, $\varepsilon_{cheio} = 0,61$. Assim podemos, pela equação (B.7), calcular a porosidade do núcleo, obtemos $\varepsilon = 0,39$. A viscosidade dinâmica do hélio é dada pela

equação (A.6), encontrando $\mu = 3,77 \times 10^{-5} Pa.s$. A condutividade térmica média do hélio foi calculada pela equação (A.5), obtendo $\bar{k}_{He} = 0,296 W/mK$. A área do núcleo foi calculada pela equação (A.10) e encontramos $A_{nucleo} = 11,14m^2$. Com ela nos foi permitido encontrar o número de Reynolds, dado por (A.4): $Re = 616,42$. O número de Prandtl foi calculado pela equação (A.3) e obtido $Pr = 0,663$. O calor específico do hélio à pressão constante é [35] $c_p = 5195J/KgK$. Obtidos os números de Prandtl e Reynolds, encontramos o número de Nusselts através da equação (A.2). O valor obtido foi $Nu = 52,474$. Finalmente, pela equação (A.1) encontramos o coeficiente de transferência de calor do hélio, que usaremos nas equações de distribuição de temperatura. O valor encontrado foi $h_{He} = 258,746W/m^2K$.

7.2 Resultados

Como dito anteriormente, devemos utilizar uma malha temporal fina o suficiente no método de Crank-Nicolson para atingirmos melhores resultados. Escolhemos uma malha de $\Delta t = 10^{-2}$. Os testes foram feitos com uma inserção de reatividade de 0,001 $\Delta k/k$ (0,18 \$) e 0,005 $\Delta k/k$ (0,92 \$). Os resultados são mostrados nas tabelas abaixo:

Tempo t(s)	Potência P(MW)	Densidade de Potência q'''(MW/m ³)	Reatividade $\rho(\Delta k/k)$	Temperatura média $\bar{T}(^{\circ}C)$
0.0	10.00	2.00	0.00	640.85
10.0	16.72	3.34	8.59×10^{-4}	558.93
20.0	18.56	3.71	5.97×10^{-4}	560.80
30.0	18.29	3.66	2.95×10^{-4}	562.96
40.0	16.83	3.36	1.50×10^{-4}	564.96
50.0	15.07	3.01	-2.04×10^{-4}	566.53
60.0	13.51	2.70	-3.46×10^{-4}	567.54
70.0	12.24	2.45	-4.26×10^{-4}	568.11
80.0	11.29	2.26	-4.47×10^{-4}	568,27
90.0	10.65	2.13	-4.15×10^{-4}	568,04
100.0	10.27	2.05	-3.50×10^{-4}	567,57

Tabela 5 – Resultados obtidos para inserção de 0,001 $\Delta k/k$ (0,18 \$) de reatividade

Tempo t(s)	Potência P(MW)	Densidade de Potência q''' (MW/m ³)	Reatividade $\rho(\Delta k/k)$	Temperatura média \bar{T} (°C)
0.0	10.00	2.00	0.00	597.93
10.0	115.49	23.09	- 5.14 x 10 ⁻⁴	597.31
20.0	37.04	7.41	- 3.26 x 10 ⁻³	616.93
30.0	18.48	3.69	- 4.28 x 10 ⁻³	624.22
40.0	11.99	2.39	- 4.51 x 10 ⁻³	625.83
50.0	9.04	1.80	- 4.33 x 10 ⁻³	624.60
60.0	7.43	1.49	- 3.96 x 10 ⁻³	621.93
70.0	6.45	1.29	- 3.48 x 10 ⁻³	618.57
80.0	5.84	1.17	- 2.97 x 10 ⁻³	614.87
90.0	5.46	1.09	- 2.45 x 10 ⁻³	611.13
100.0	5.27	1.05	- 1.92 x 10 ⁻³	607.43

Tabela 6 – Resultados obtidos para inserção de 0,005 $\Delta k/k$ (0,92 \$) de reatividade

		Distribuição de Temperatura T(°C)						
t(s)	r(m)	0.00	0.005	0.010	0.015	0.020	0.025	0.030
0.0		736.59	728.26	703.26	661.59	603.26	528.26	524.69
10		739.48	731.18	706.17	664.49	606.01	528.57	524.89
20		744.34	736.06	711.04	669.27	610.25	529.41	525.61
30		749.65	741.36	716.28	674.40	614.49	530.60	526.68
40		754.34	746.02	720.92	678.79	617.85	531.89	527.88
50		758.00	749.65	724.50	682.01	620.03	533.02	528.97
60		760.61	752.23	726.96	684.05	621.15	533.79	529.75
70		762.34	753.93	728.49	685.14	621.50	534.30	530.26
80		763.34	754.89	729.25	685.48	621.27	534.47	530.47
90		763.81	755.29	729.44	685.27	620.65	534.27	530.34
100		763.92	755.37	729.29	684.74	619.81	533.85	529.97

Tabela 7 – Distribuição de temperatura em função do raio da pebble para 0,001 $\Delta k/k$ (0,18 \$).

		Distribuição de Temperatura (°C)						
t(s)	r(m)	0.00	0.005	0.010	0.015	0.020	0.025	0.030
0.0		736.59	728.26	703.26	661.59	603.26	528.26	524.69
10		844.20	835.90	810.87	768.89	704.15	543.04	535.38
20		878.69	870.37	845.17	801.47	725.66	559.92	552.05
30		888.51	880.11	854.43	808.03	724.31	568.99	561.65
40		891.36	882.80	856.30	806.88	718.25	572.53	565.65
50		891.34	882.54	854.96	802.63	711.12	572.88	566.37
60		889.76	880.64	851.82	796.91	703.88	571.54	565.32
70		887.15	877.66	847.55	790.44	696.79	569.37	563.40
80		883.76	873.87	842.51	783.60	689.94	566.77	561.02
90		879.78	869.49	836.94	776.63	683.39	564.09	558.51
100		875.33	864.65	831.04	769.68	677.18	561.40	556.01

Tabela 7 – Distribuição de temperatura em função do raio da pebble para 0,005 $\Delta k/k$ (0,92 \$).

7.3 Conclusão

No presente trabalho tivemos como objetivo central mostrar a segurança inerente do reator HTR-10 em caso de um transiente de reatividade induzida. Fizemos uma homogeneização da pebble na região que contém os TRISOS, tornando-a apenas com duas regiões distintas. A zona de combustível revestida pela zona de grafite. Só há geração de calor (considerada constante no espaço) na zona de combustível que propaga-se por condução para a zona do grafite e, posteriormente, propaga-se por convecção para o refrigerante. A pebble foi discretizada para o regime estacionário e para o transiente de maneiras diferentes. Para o primeiro caso, como foi uma discretização apenas espacial, utilizamos o método explícito de Euler. Após o reator manter-se estacionário, fizemos dois testes distintos inserindo valores diferentes de reatividade, 0,001 $\Delta k/k$ (0,18 \$) e 0,005 $\Delta k/k$ (0,92 \$), que, em cada caso, fez a potência total e a densidade de potência do reator aumentarem em taxas diferentes, ocasionando em um regime transiente. Este aumento da potência causou um aumento na temperatura média da pebble, que foi calculada e mostrada nas tabelas 5 e 6 para um período de 0 a 100 segundos, onde foi mostrada também como a reatividade varia em função deste

intervalo de tempo. Para este regime transiente, a equação da difusão de calor foi discretizada pelo método de Crank-Nicolson, devido a sua boa precisão em relação à malha temporal. A equação da condução de calor nos forneceu a distribuição de temperatura temporal e espacial da pebble para os sete pontos em que foi dividida na malha espacial. Os resultados desses pontos para o intervalo de 0 a 100 segundos foram tabelados em 7 e 8.

Para qualquer uma das reatividades inseridas, observamos que após pouco tempo do início do transiente, a temperatura começa a se reduzir, executando uma pequena oscilação até estabilizar-se, o que torna o reator novamente estacionário.

Para $0,001\Delta k/k$ de reatividade, a temperatura começa a queda após 77 segundos do início do transiente, quando começa a oscilar até que o reator torna-se estacionário com a temperatura média de $565,08\text{ }^{\circ}\text{C}$, após 688 segundos após o transiente acontecer, onde ele funcionará com uma potência média constante de $11,23\text{ MW}$. A temperatura média máxima registrada é $568\text{ }^{\circ}\text{C}$, em 77 segundos. A temperatura máxima da pebble, localizada em seu centro é $763\text{ }^{\circ}\text{C}$. Na superfície, a temperatura máxima registrada foi $530\text{ }^{\circ}\text{C}$.

Quando foi inserida $0,005\Delta k/k$ de reatividade, o reator demorou 44 segundos para atingir a temperatura média máxima de $696,95\text{ }^{\circ}\text{C}$. Após esse tempo, ela começou a oscilar até estabilizar-se 474 segundos após o início do transiente, quando atingiu a temperatura média de $593,65\text{ }^{\circ}\text{C}$, o que tornou o reator novamente estacionário a uma potência média de $14,88\text{ MW}$. Neste caso, a temperatura máxima, no centro da pebble foi $891\text{ }^{\circ}\text{C}$, enquanto a temperatura máxima na superfície foi $566\text{ }^{\circ}\text{C}$, 44 segundos após o transiente.

Nossos testes mostraram que a temperatura máxima, em qualquer inserção de reatividade não atingiu a temperatura limite de $1230\text{ }^{\circ}\text{C}$ [13]. Isto deve-se ao coeficiente negativo de reatividade dos reatores HTGRs. Se não atinge a temperatura limite dos materiais, quer dizer que não há riscos de comprometimento total nem parcial do núcleo e assim, elimina-se a chance de ocorrer um acidente severo.

7.4 Sugestões Para Trabalhos Futuros

Fazer a análise termohidráulica de reatores é sempre um passo importante em relação à sua segurança. Baseando-se neste trabalho, existem diversas ideias para trabalhos futuros. Posso destacar:

1. Fazer uma análise termohidráulica completa do núcleo do reator onde se considere a temperatura média de todos os componentes internos do HTR10.
2. Fazer a distribuição de temperatura utilizando uma homogeneização diferente da que foi usada aqui, onde fosse considerado além da região de combustível, as regiões das 3 camadas de carbono existentes no TRISO.
3. Simular outros tipos de acidentes no reator além de inserção de reatividade.
4. Refazer a distribuição de temperatura considerando as variáveis físicas variando em função da temperatura, já que neste trabalho tomamos um valor médio para todos esses parâmetros.
5. Estender todas essas ideias para outros tipos de reatores refrigerados a gás, como os HTGRs de maior potência térmica e outros reatores comerciais, como o próprio PWR e reatores de IV Geração.
6. Comparar o perfil de temperatura do combustível pebble com outros tipos de combustível, como por exemplo, o combustível anular ou pastilhas do PWR.
7. Estender as ideias para canais contendo várias pebbles.

Referência Bibliográfica

- [1] DEBEBE, Eskinder. “*World Population Projected to Reach 9.6 billion by 2050*” – UN Report. United Nations: 13.06.2013. Disponível em http://www.un.org/apps/news/story.asp?NewsID=45165&Cr=population&Cr1=#.Utfq_BCwI2T. Acessado em 16.01.2014.
- [2] WALD, Matthew L. “*Quando a Energia Nuclear é Competitiva*”. Scientific American Brasil, São Paulo. n.42. p.12-19. jun.2011.
- [3] CONCA, James. “*How Deadly is Your Killowatt? We Rank the Killer Energy Sources*”. Forbes: 06.10.2012. Disponível em <http://www.forbes.com/sites/jamesconca/2012/06/10/energys-deathprint-a-price-always-paid/>. Acessado em 07.11.2013.
- [4] Eletrobras (Brasil). Eletronuclear. “*Estudo do Impacto Ambiental da Unidade 3 da Central Nuclear Almirante ÁlvaroAlberto*”. Rio de Janeiro. v.6. Disponível em http://www.eletronuclear.gov.br/hotsites/eia/v06_00_indices.html. Acessado em 11.01.2013.
- [5] IAEA, “*Nuclear Power Reactors in the World*”. Viena, Áustria. n.2. 2013.
- [6] NAGATOMI, Fernanda. “*Reator Nuclear*”. Instituto de Engenharia, São Paulo. n.65. p.14-17. mai/jun/jul.2011.
- [7] Eletrobras (Brasil). Eletronuclear. “*Critérios de Segurança Adotados para as Usinas Nucleares Angra 1, Angra 2 e Angra 3*”. Rio de Janeiro. 10.05.2011.
- [8] PETRANGELI, Gianni, “*Nuclear Safety*”. 1ª ed. Oxford, UK. Elsevier Butterworth-Heinemann, 2006.
- [9] MELO, P. F. F., “*Análise de Segurança de Reatores*”, Rio de Janeiro. Programa de Engenharia Nuclear – COPPE/UFRJ jul.2006.
- [10] MELO, P. F. F., “*Condições Limites de Operação*”, Rio de Janeiro. Programa de Engenharia Nuclear – COPPE/UFRJ. Jul.2010.
- [11] HOCHQEMUTH, Marco, “*Crise Nuclear no Japão Abre Espaço para Novas Tecnologias*”. Radio Nederland Wereldomroep Brasil: 18.03.2011. Disponível em <http://archieff.rnw.nl/portugues/article/crise-nuclear-no-japao-abre-espaco-para-novas-usinas>. Acessado em 14.01.2012. Acessado em 14.01.2012.
- [12] JUN, J. S., LIN, H. S., LEE, W. J., “*The Benchmark Calculation of the GAMMA+ Code With the HTR-10 Safety Demonstration Experiments*”. Daejeon, Coreia do Sul. Nuclear Engineering and Technology. v.41. n.3. p.307-318. abr.2009.
- [13] VERKERK, Ewout. “*Dynamics of the Pebble Bed Nuclear Reactor in the Direct Brayton Cycle*”. Delft, Holanda. nov.2000.

- [14] GAO, Zuying, SHI, Lei, “*Thermal Hydraulic Calculation of the HTR-10 for the initial and Equilibrium Core*”. Pequim, China. Nuclear Engineering and Design. v.218. p.51-64. mar.2002.
- [15] GAO, Zuying, SHI, Lei, “*Thermal Hydraulic Transient Analysis of the HTR-10*”. Pequim, China. Nuclear Engineering and Design. v.218. p.65-80. mar.2002.
- [16] NAHLA, Abdallah, ZAYED, Elsayed, “*Solution of the Nonlinear Point Nuclear Reactor Kinetics Equations*”. Al Haweiah, Arábia Saudita. Progress in Nuclear Energy. v.52. p.743-746. Jun.2010.
- [17] ROHDE, U., et al. “*Development and Verification of the Coupled 3D Neutron Kinetics/Thermal-hydraulics code DYN3D-HTR for the Simulation of Transients in Block-type HTGR*”. Helmholtz-Zentrum, Alemanha. Nuclear Engineering and Design. v.251. p.412-422. Set.2011.
- [18] CHO, N. Z., YU, H., KIM, J. W., “*Two-Temperature Homogenized Model for Steady-State and Transient Thermal Analysis of a Pebble with Distributed Fuel Particles*”. Daejeon, Coreia do Sul. Annals of Nuclear Energy. v.36. p.448-457. Jan.2009.
- [19] Department of Energy National Laboratory (EUA). INL – Idaho National Laboratory, “*HTGR Mechanistic Source Terms White Paper*”. Idaho, EUA. jul.2010.
- [20] FAINER, Gerson, “*Simulação de Acidentes de Reatividade no Reator Tipo HTGR – Fort Saint Vrain*”. Dissertação de M.Sc., IPEN/USP, São Paulo. 1980.
- [21] IAEA, “*Current Status and Future Development of Modular High Temperature Gas Cooled Reactor Technology*”. Viena, Áustria. n. 2001.
- [22] REITSMA, F., “*The Pebble Bed Modular Reactor Design and Technology Features*”. África do Sul. IAEA International Workshop. jul.2011.
- [23] TODREAS, N. E., KAZIMI, M. S., “*Nuclear System I – Thermal Hydraulic Fundamentals*”. Hemisphere Publishing Corporation, Massachusetts, EUA. 1990.
- [24] PESSOA, C. V., “*Modelos de Parâmetros Concentrados e Distribuídos para Análise Térmica de Elementos Combustíveis Particulados*”. Tese de D. Sc., PEN/COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro. 2010.
- [25] IAEA, “*Accident Analysis for Nuclear Power Plants with Modular High Temperature Gas Cooled Reactors*”. Viena, Áustria. n.54. 2008.
- [26] SILVA, A. M. S., LINARDI, M. “*Hidrogênio Nuclear – Possibilidades para o Brasil*”. Centro de Células a Combustível e Hidrogênio, IPEN-CNEN/SP, São Paulo.
- [27] IAEA, “*High Temperature Gas Cooled Reactor Fuels and Materials*”. Viena, Áustria. 2010.

- [28] MALHERBE, J. B., “*The South African Pebble Bed Modular Reactor and its Fuel*”. Department of Physics - University of Pretoria. Pretoria, África do Sul.
- [29] IAEA, “*Evaluation of High Temperature Gas Cooled Reactor Performance: Benchmark Analysis Related to Initial testing of the HTTR and HTR-10*”. IAEA-TECDOC-1382. nov.2003.
- [30] DUDERSTADT, J. J., HAMILTON, L. J. “*Nuclear Reactor Analysis*”, 1a ed. Nova York, EUA. John Wiley & Sons, 1976.
- [31] OZISIK, Necati, “*Finite Difference Methods in Heat Transfer*”, Nova York, EUA. John Wiley & Sons, 1980.
- [32] KREYSZIG, Erwin, “*Matemática Superior para Engenharia*”. v.2. ed.9. Rio de Janeiro: LTC, 2009.
- [33] FORTUNA, Armando, “*Técnicas Computacionais para Dinâmica dos Fluidos Conceitos Básicos e Aplicações*”. São Paulo. EDUSP, 2000.
- [34] ALVIM, A. C. M. “*Métodos Numéricos em Engenharia Nuclear*”, 1ª ed. Curitiba: Editora Certa, 2007.
- [35] HU, S., WANG, R., GAO, Z. “*Safety Demonstration Tests on HTR-10*”. Pequim, China. Institute of Nuclear Energy Technology, Tsinghua University. #Paper H06. set, 2004.
- [36] Safety Standards Commission. “*Reactor Core Design of High Temperature Gas-Cooled Reactors: Heat Transfer Spherical Fuel Elements – Part 2*”. KTA 3102.2. jun, 1983.
- [37] Safety Standards Commission. “*Reactor Core Design for the High-Temperature Gas-Cooled Reactor – Part 1: Calculation of the Material Properties of Helium*”. KTA 3102.1. jun,1978.

Apêndice A

Parâmetros Termohidráulicos Para o Hélio Refrigerante

Agora que já apresentamos todas as equações de distribuição de temperatura, vamos apresentar as relações complementares realizadas neste trabalho para calcularmos os parâmetros termohidráulicos envolvidos nelas.

Para conhecermos a temperatura no núcleo de um reator é fundamental que conheçamos as características termofísicas do refrigerante em questão para o HTR-10, o hélio. Neste tópico iremos apresentar essas características, bem como esclarecer o significado dos números e variáveis que os envolvem, em seguida.

A.1 - Coeficiente de Transferência de Calor (h_{He}) [36]:

$$h_{He} = \frac{k_{He}Nu}{D_{pebble}} \quad (A.1)$$

Onde:

k_{He} - Condutividade térmica do hélio [W/mK].

D_{pebble} - Diâmetro da pebble [m].

Nu - Número de Nusselt.

A.2 - Número de Nusselt (Nu) [36] - Sempre que houver transferência de calor de uma superfície sólida para um fluido, haverá um número que fará a medida dessa transferência convectiva. Esse número é o número de Nusselt, que na verdade, é a razão entre a transferência de calor por convecção e por condução. Para convecção forçada, (Nu) vale:

$$Nu = \frac{1,27Pr^{0,33}}{\varepsilon^{1,18}} Re^{0,36} + \frac{0,033Pr^{0,5}}{\varepsilon^{1,07}} Re^{0,86} \quad (A.2)$$

Onde:

Pr - Número de Prandlt.

Re - Número de Reynolds.

ε - Porosidade do núcleo.

A.3 - Número de Prandlt (Pr) [36] - É a razão entre a viscosidade cinemática e a difusividade térmica. Mede o quanto o calor pode difundir-se comparado a velocidade do fluido. (Pr) é dado por:

$$Pr = \left[\frac{C_p \mu}{k} \right]_{He} \quad (A.3)$$

Onde:

C_p - Calor específico do hélio a pressão constante [J/Kg.K].

μ - Viscosidade do hélio [Pa.s].

A.4 - Número de Reynolds (Re) [36] - Determina se o escoamento do fluido é laminar ou turbulento.

Se $Re < 2000$ - escoamento laminar

Se $Re > 3000$ - escoamento turbulento

Se $2000 < Re < 3000$ - escoamento instável

(Re) será dado por:

$$Re = \frac{\dot{m} D_{pebble}}{\mu A_{núcleo}} \quad (A.4)$$

Onde:

\dot{m} - Vazão mássica no núcleo [kg/s].

A.5 - Condutividade Térmica do Hélio (k_{He}) [37]:

$$k_{He} = 2,682 \times 10^{-3} (1 + 1,123 \times 10^{-3} p) T^{0,71(1-2 \times 10^{-4} p)} \quad (A.5)$$

Onde:

T – Temperatura média do hélio [K].

p - Pressão do hélio [bar].

A.6 - Viscosidade dinâmica (μ) [37]:

$$\mu = 3,674 \times 10^{-7} T^{0.7} \quad (A.6)$$

A.7 - Porosidade do núcleo (ϵ)

$$\epsilon = 1 - \epsilon_{cheio} \quad (A.7)$$

Sendo:

$$\epsilon_{cheio} = \frac{V_{total\ de\ pebbles}}{V_{total\ do\ núcleo}} \quad (A.8)$$

O volume total das pebble foi calculado por [m³]:

$$V_{total\ de\ pebbles} = 27000 \cdot \frac{4}{3} \pi r^3 \quad (A.9)$$

E a área do núcleo por [m²]:

$$A_{núcleo} = 2\pi r l \quad (A.10)$$

Onde:

r – raio da pebble

l – a altura do núcleo.

Devemos salientar que para um núcleo com altura de pelo menos quatro vezes o diâmetro da pebble e um diâmetro de pelo menos 20 vezes o diâmetro da pebble, alguns limites devem ser estabelecidos em relação à porosidade e ao número de Reynolds [36].

Os limites do Número de Reynolds são:

$$100 < Re < 10^5 \quad (\text{A.11})$$

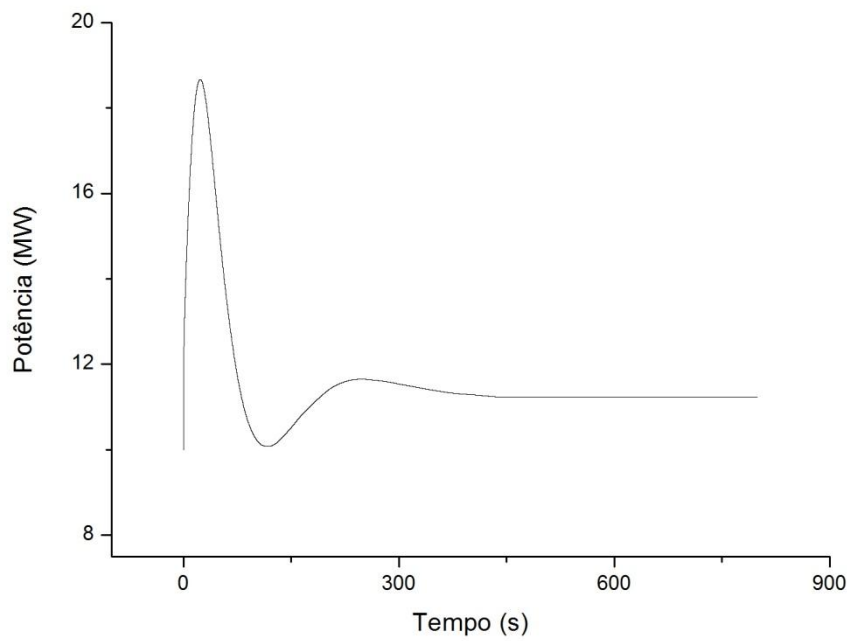
Os limite da porosidade são:

$$0,36 < \varepsilon < 0,42 \quad (\text{A.12})$$

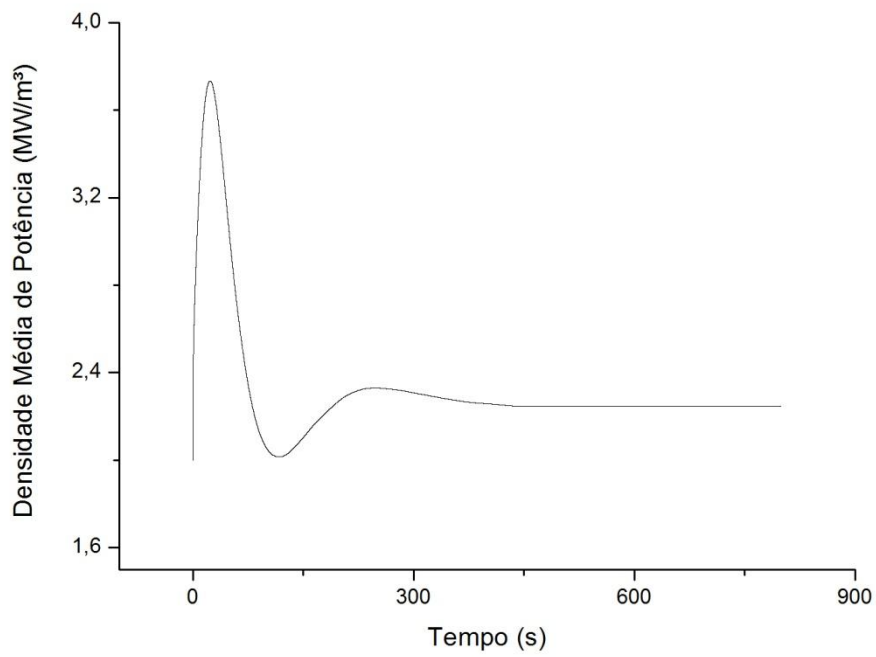
Apêndice B

Gráficos

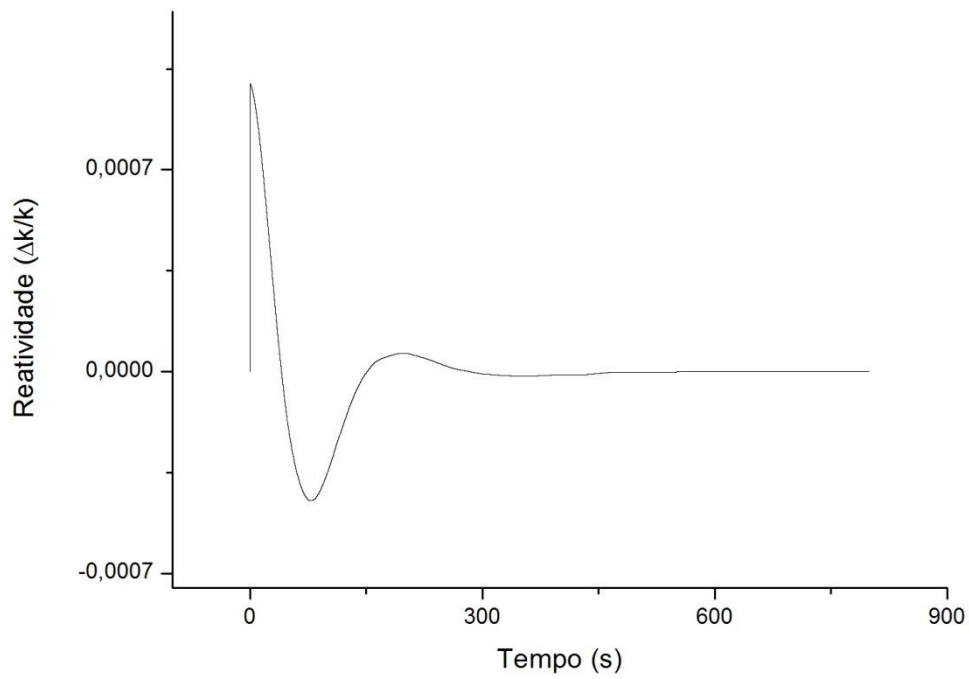
B.1 Para inserção de 0,001 $\Delta k/k$ de reatividade.



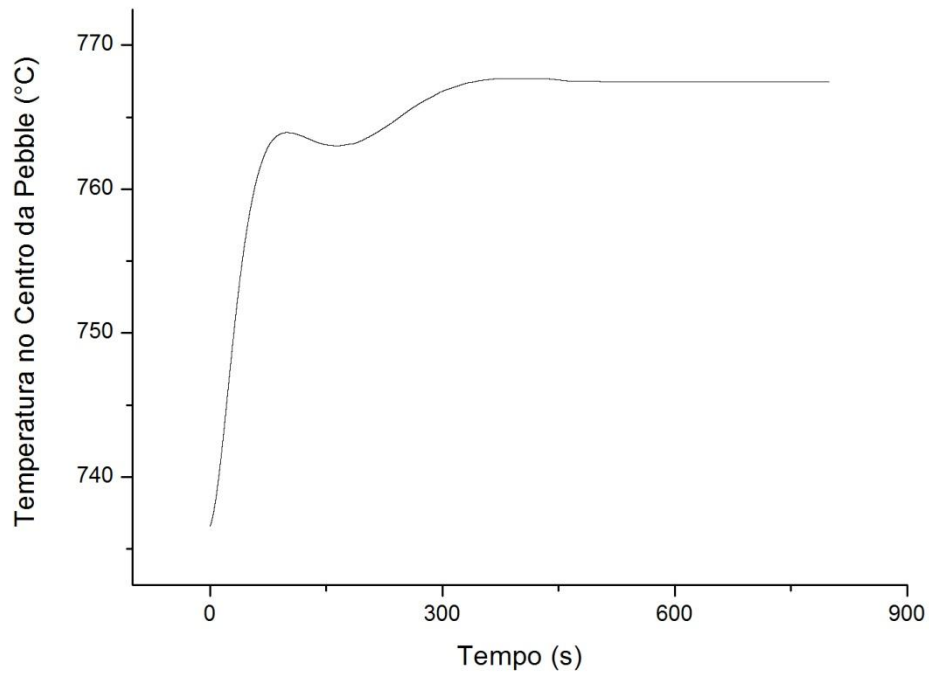
Potência em função do tempo.



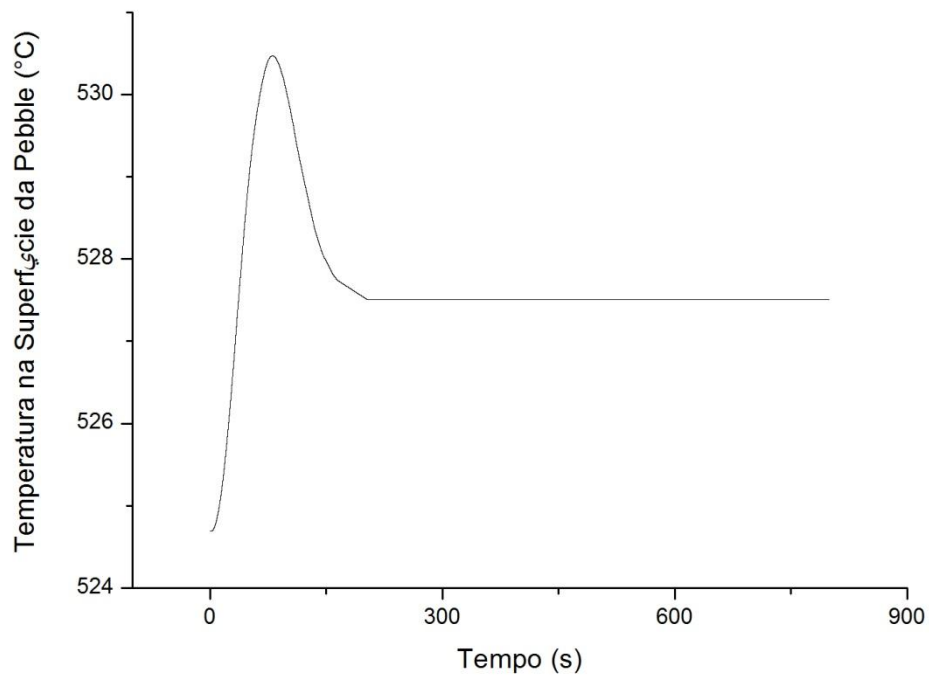
Densidade média de potência em função do tempo.



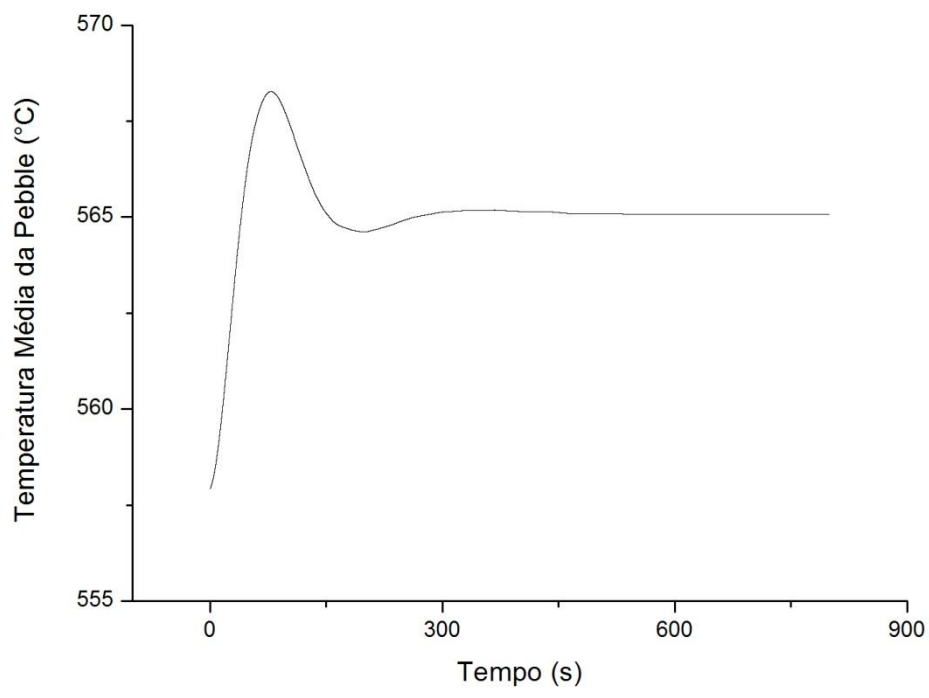
Reatividade em função do tempo.



Temperatura no centro da pebble em função do tempo.

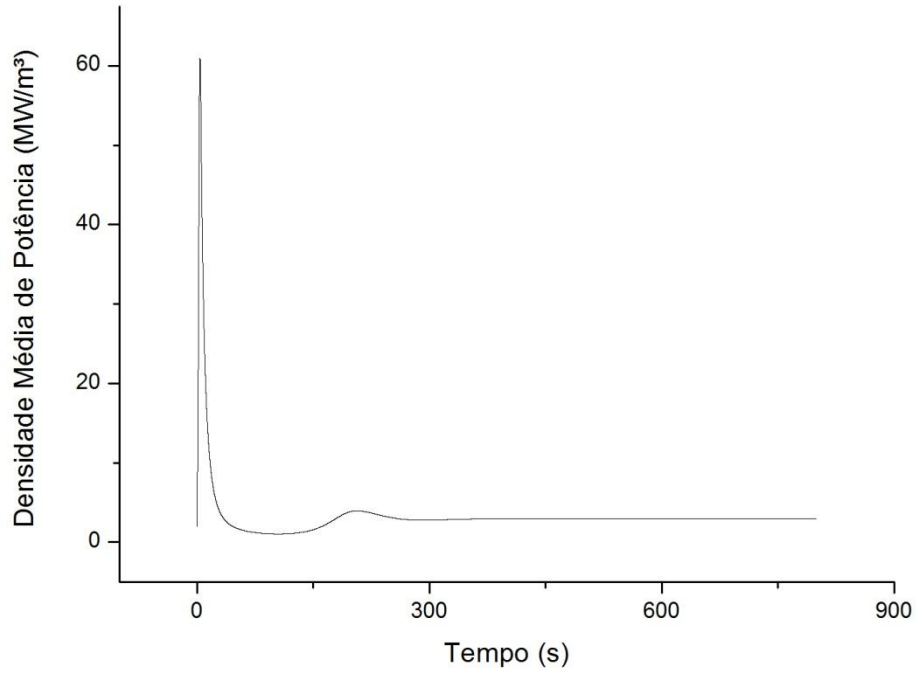


Temperatura na superfície da pebble em função do tempo.

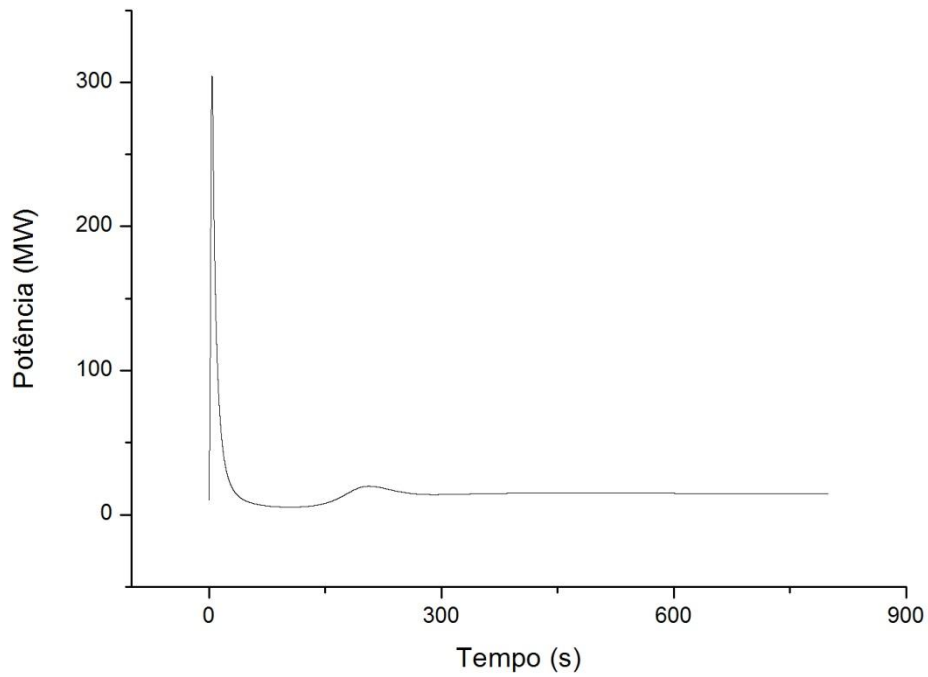


Temperatura média da pebble em função do tempo.

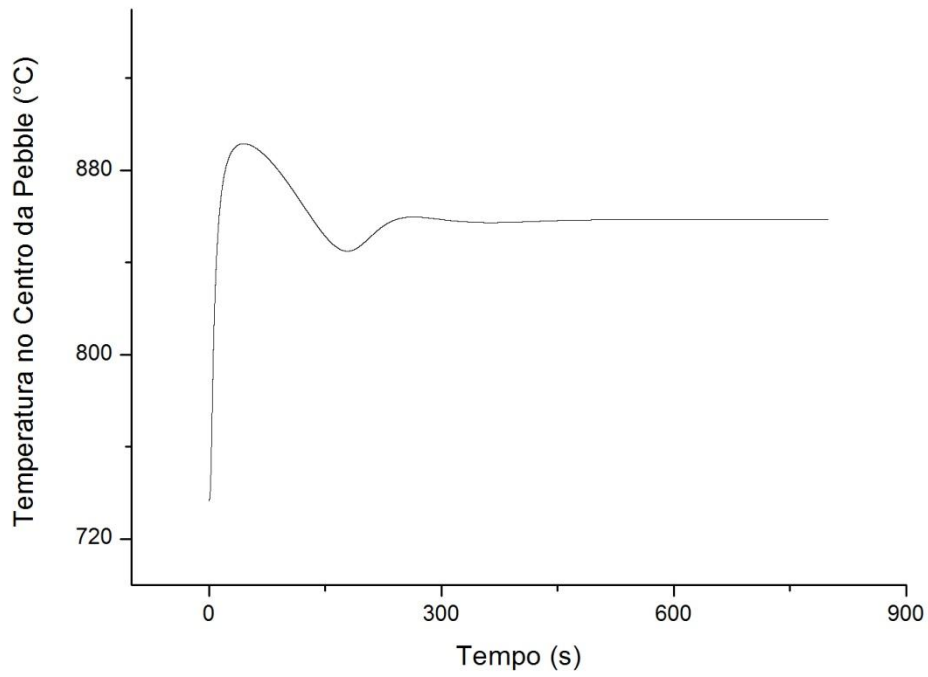
B.2 Para inserção de 0,005 $\Delta k/k$ de reatividade.



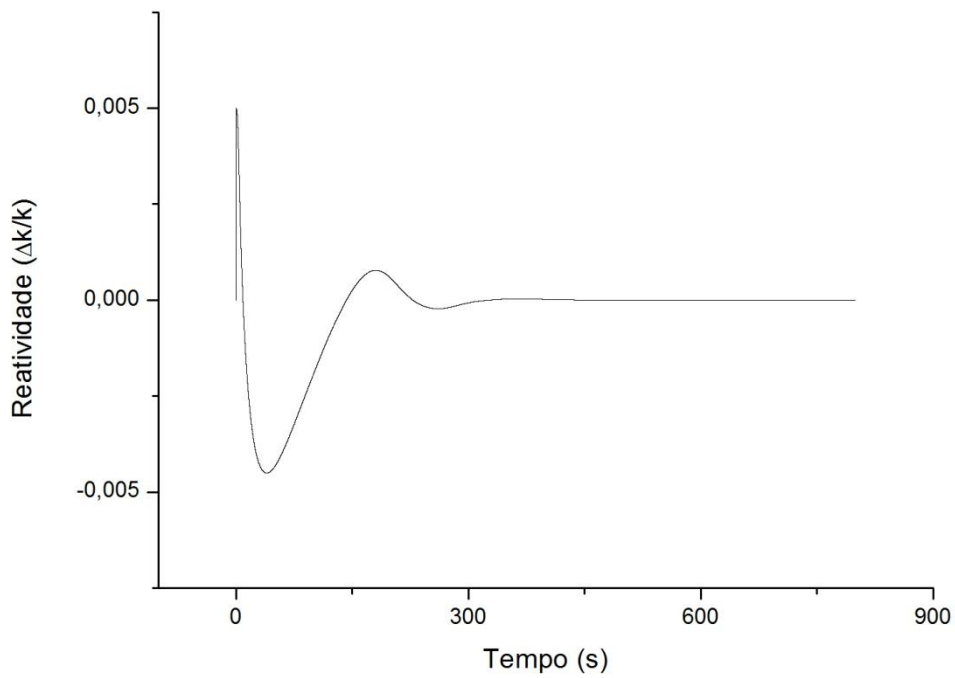
Densidade média de potência em função do tempo.



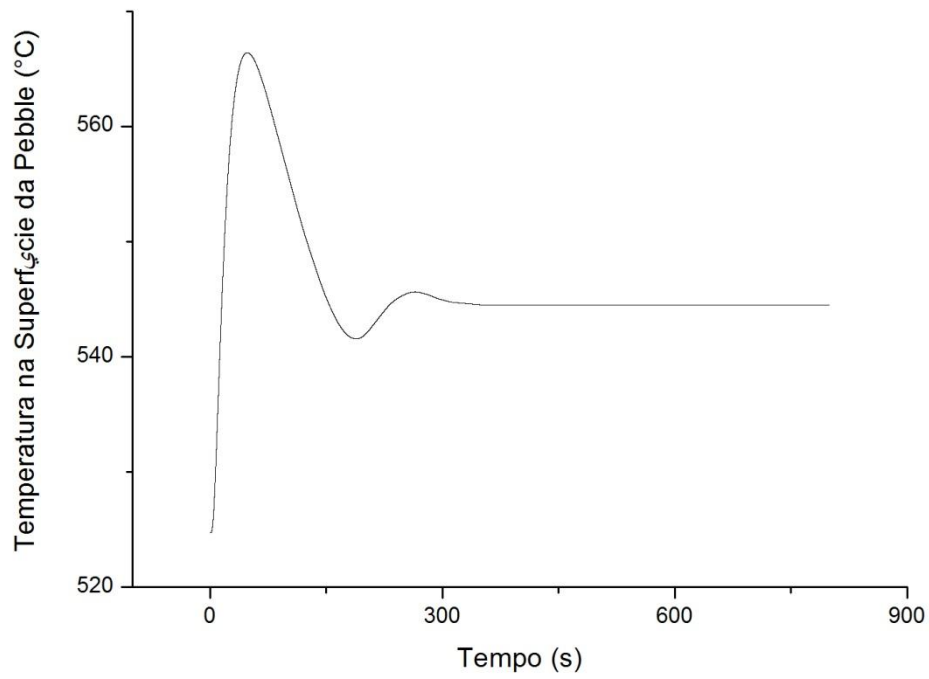
Potência em função do tempo.



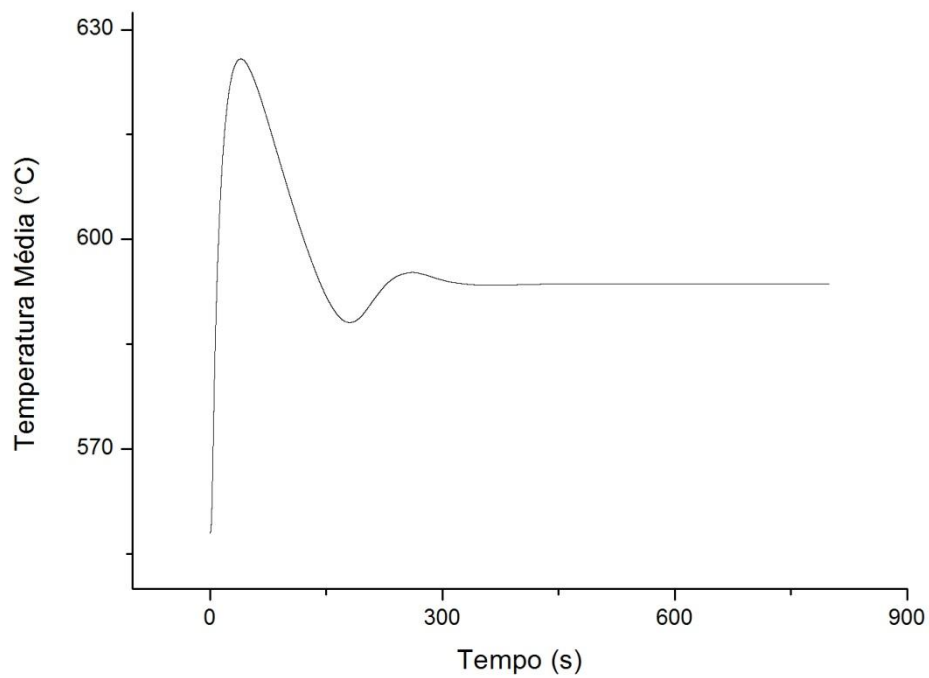
Temperatura no centro da pebble em função do tempo.



Reatividade em função do tempo.



Temperatura na superfície da pebble em função do tempo.



Temperatura Média da Pebble em função do tempo.

Apêndice C

Dados de Outros Autores

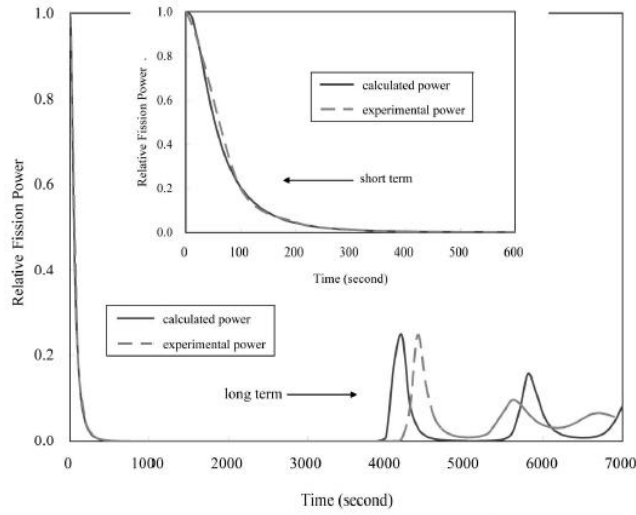
Segundo dados da IAEA [29], os dados de referência para o HTR-10, operando com potência total, são:

Temperatura Máxima da Pebble	867 °C
Densidade de Potência	3,41 MW/m ³

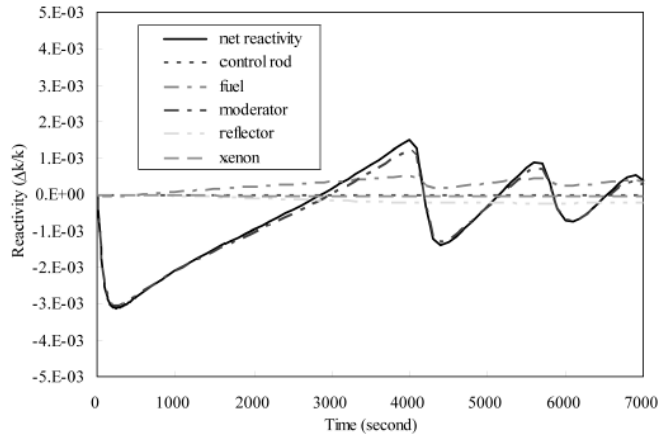
Nas referências citadas no capítulo 2, os autores simularam diversos transientes ocasionando inserção de reatividade. Os resultados obtidos por estes autores mostraram que mesmo sob estas condições, o núcleo do reator não atingiu a temperatura limite e ocorreu a recriticalidade.

Em [12], os resultados são para o teste de um LOFC ATWS e dois testes CRW ATWS, com inserções diferentes de reatividades e são mostrados abaixo:

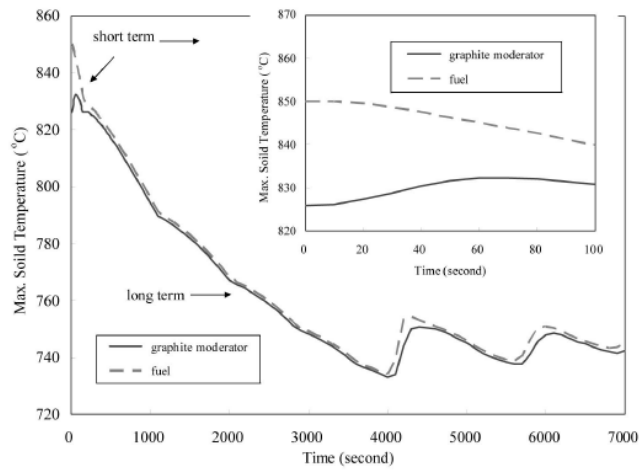
Acidente	Inserção de reatividade	Temperatura máxima do combustível	Tempo de recriticalidade
LOFC ATWS	Não especificado	850 °C	4200 segundos
CRW ATWS	1×10^{-3}	850 °C	4100 segundos
CRW ATWS	5×10^{-3}	Não especificado	3200 segundos



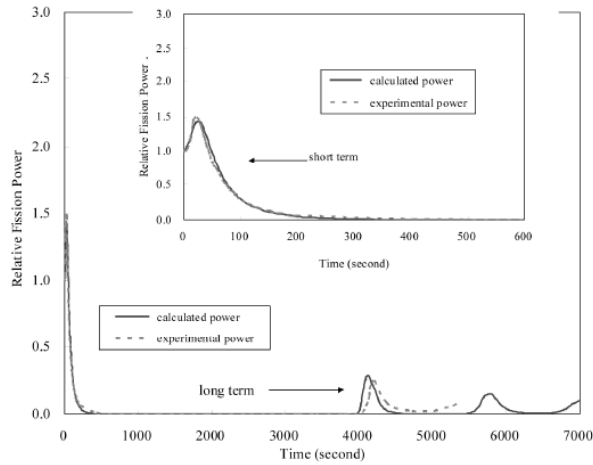
Reactor Power Transient after the LOFC ATWS



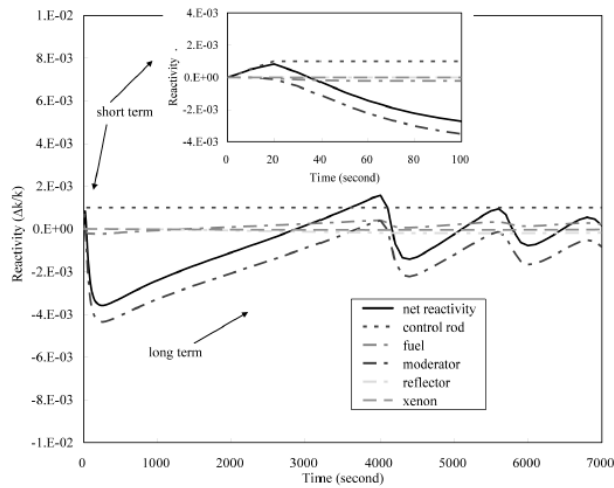
Reactivity Transient after the LOFC ATWS



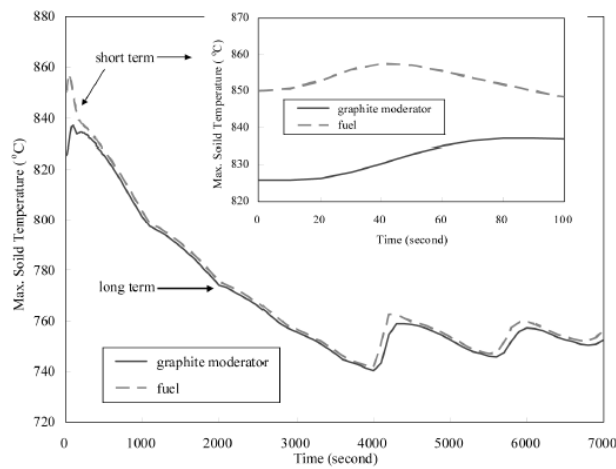
Maximum Temperature Transient of the Fuel and Graphite Moderator after the LOFC ATWS



Reactor Power Transient after the 1mk-CRW ATWS



Reactivity Transient after the 1mk-CRW ATWS



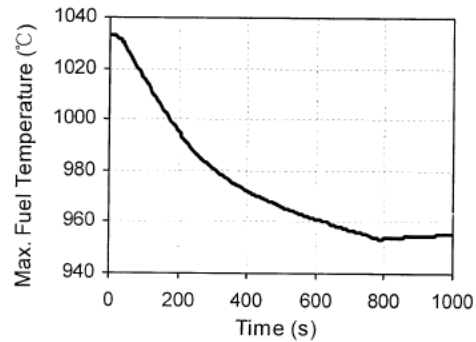
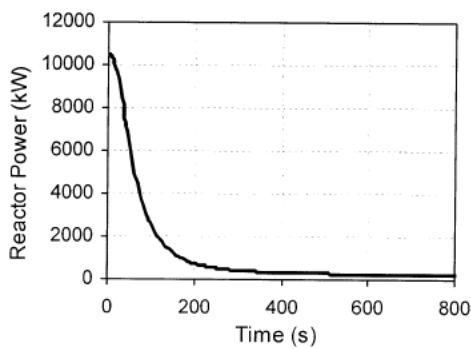
Maximum Temperature Transient of the Fuel and Graphite Moderator after the 1mk-CRW ATWS

Em [14] foi feito o cálculo termohidráulico utilizando o HTRSIMU. Os resultados foram, funcionando à potência:

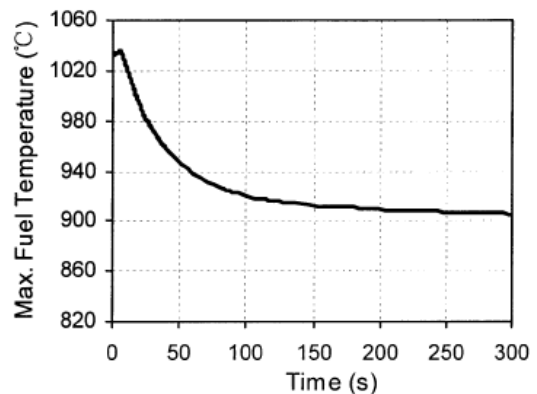
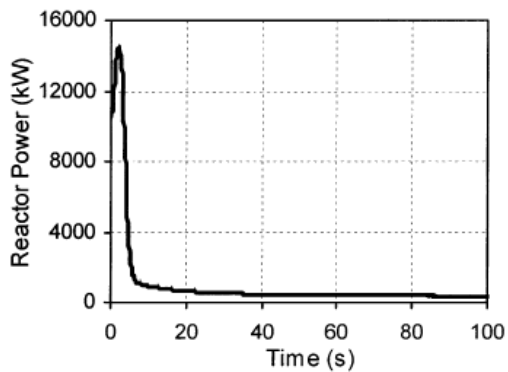
Densidade máxima de potência	2,84 MW/m ³
Temperatura Máxima do Combustível	918,7 °C
Temperatura Máxima na Superfície	876,7 °C

A análise de quatro acidentes foram feitas por [15]. Os resultados foram:

Acidente	Temperatura Máxima da Pebble
Acidente de Reatividade	1209,9 °C
Perda de Energia Interna	1033 °C
Despressurização do Circuito Primário	1033 °C
Acidente de Ingresso de Água	1036,2 °C



Distribuição de potência temperatura máxima do combustível em função do tempo para acidente de perda de energia interna.



Distribuição de potência temperatura máxima do combustível em função do tempo para um acidente de ingresso de água.

Em todos os artigos observados, nota-se que em nenhum deles a temperatura máxima do combustível ultrapassou o valor limite de 1600 °C, o que também aconteceu com os resultados obtidos neste trabalho, que serão mostrados a seguir.