AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO

Experimentos de Efeitos de Reatividade no Reator Nuclear- IPEN/MB-01

Letícia Negrão Pinto

**Dissertação apresentada como parte
dos requisitos para obtenção do Grau
de Mestre em Ciências na Área
de Tecnologia Nuclear - Reatores**

**Orientador:
Prof. Dr. Adimir dos Santos**

**São Paulo
2012**

AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO

Reactivity Effects Experiments at IPEN/MB-01 Nuclear Reactor

Letícia Negrão Pinto

Dissertação apresentada como parte
dos requisitos para obtenção do Grau
de Mestre em Ciências na Área
de Tecnologia Nuclear - Reatores

Orientador:
Prof. Dr. Adimir dos Santos

São Paulo
2012

A todos os meus professores
E a todos que acreditaram em mim.

“Sabemos o que somos, mas ignoramos
em que podemos tornar-nos”

Hamlet - Shakespeare

Agradecimentos

Antes de todos, devo agradecer aos meus pais. Não só por serem meus pais, e terem sempre me apoiado em minhas jornadas e aventuras, principalmente pelo mundo da ciência, mas também por terem participado ativamente durante meu mestrado: agradeço muitíssimo ao meu pai, que com seus contatos e muita consideração, conseguiu muitas amostras de materiais metálicos para que eu pudesse realizar meus experimentos. Agradeço especialmente pela amostra de ouro, que nos rendeu ótimos resultados; E agradeço muitíssimo a minha mãe, por ter tido carinho e paciência de revisar meus textos, de fazer comentários e sugerir ajustes muito pertinentes à dissertação.

Agradeço muitíssimo à minha prima Fabrícia e ao seu marido Gustavo, por terem me ajudado com tudo o que podiam em São Paulo e pelo carinho imenso.

Agradeço especialmente ao Gabriel, por ter me ajudado e apoiado em tudo o que foi possível e imaginável. Por ter me ajudado a estudar, pesquisar, tirar dúvidas e, principalmente, por ter estado sempre ao meu lado, nas horas boas e ruins, fantásticas e desesperadoras.

Agradeço imensamente ao Rogério, por ter feito comigo as medidas que eu precisava. Mas não somente por isso, claro. Por toda a paciência que ele teve comigo, e por tudo que ele me ensinou. E pelo que muitas vezes teve que ensinar de novo.

Agradeço a todos os meus amigos e colegas do CEN, pelas boas discussões que tivemos sobre nossas áreas de pesquisa, pela ajuda em vários momentos, e, principalmente, pelo apoio sem limites.

Agradeço aos meus outros amigos, que não são do CEN, alguns inclusive espalhados pelo mundo. Ao longo dos últimos anos tive muitas conversas com meus amigos cientistas sobre a vida, o universo e tudo o mais. Um deles uma vez me disse que não se pode agradecer pela amizade, que não faz sentido. Mas mesmo assim eu agradeço: pelas ótimas conversas e pela amizade, que eu sei ser verdadeira.

Por último, mas não menos importante, agradeço ao meu orientador, o Professor Doutor Adimir dos Santos, por ter me dado o privilégio de conhecê-lo e ter sido sua aluna. Por ter me ensinado muito além de tudo que eu deveria aprender. Agradeço infinitamente pela seriedade, paciência, preocupação, compreensão e pelo carinho constante que ele sempre me dispensou. Tenho muito orgulho de ter sido sua aluna e, assim como muitos, o considero uma inspiração.

E se eu me esqueci de agradecer a alguém... Peço desculpas. Provavelmente é porque essa pessoa foi muito importante.

EXPERIMENTOS DE EFEITOS DE REATIVIDADE NO REATOR NUCLEAR IPEN/MB-01

Letícia Negrão Pinto

Resumo

Pesquisas que tem como objetivo melhorar o desempenho de códigos de transporte de nêutrons e a qualidade de bases de dados de seções de choque nucleares são muito importantes para aumentar a acurácia de simulações e a qualidade de análises e predição de fenômenos no campo nuclear. Neste contexto, dados experimentais relevantes como medidas de reatividade induzida são necessários. O objetivo deste trabalho foi conduzir uma série de experimentos de medida de reatividade induzida, utilizando um reatímetro digital desenvolvido pelo IPEN. Os experimentos empregaram amostras metálicas inseridas na região central do núcleo do reator experimental IPEN/MB-01. A análise teórica foi realizada pelo código de física de reatores MCNP-5, desenvolvido e mantido pelo Los Alamos National Laboratory, e a biblioteca de dados nucleares ENDF/B-VII.0.

REACTIVITY EFFECTS EXPERIMENTS AT IPEN/MB-01 NUCLEAR REACTOR

Letícia Negrão Pinto

Abstract

Researches that aim to improve the performance of neutron transport codes and quality of nuclear cross section databases are very important to increase the accuracy of simulations and the quality of the analysis and prediction of phenomena in the nuclear field. In this context, relevant experimental data such as reactivity worth measurements are needed. The objective of this work was to perform a series of experiments of reactivity worth measurements, using a digital reactivity meter developed at IPEN. The experiments employed metallic samples inserted in the central region of the core of the experimental IPEN/MB-01 reactor. The theoretical analysis was performed by the MCNP-5 reactor physics code, developed and maintained by Los Alamos National Laboratory, and the ENDF/B-VII.0 nuclear data library.

Sumário

1. Introdução.....	01
1.1. Energia Nuclear.....	01
1.2. Reatores de Pesquisa.....	03
1.3. Física de Reatores Nucleares.....	04
1.4. Reatividade e Potência.....	06
1.5. Reatividade Inserida por Amostras.....	08
1.6. Histórico.....	09
1.7. Objetivos.....	10
1.8. Justificativas.....	11
 2. Descrição da Instalação.....	 12
2.1. Apresentação do Reator IPEN/MB-01.....	12
2.1.1. Detalhes do Núcleo do Reator IPEN/MB-01.....	13
2.1.2. Descrição dos Materiais Utilizados na Instalação.....	27
 3. Descrição dos Experimentos.....	 36
3.1. Calibração das Barras de Controle.....	36
3.2. Experimentos de Determinação da Reatividade Induzida por Amostras.....	40
3.2.1. Procedimento Experimental.....	40
3.2.2. Amostras.....	42
3.3. Medidas de Temperatura e Termopares.....	45
3.4. O Método da Cinética Inversa.....	47
3.5. Reatímetro.....	50
 4. Resultados Experimentais.....	 57
4.1. Dados da Calibração das Barras de Controle.....	57
4.2. Medida da Reatividade Inserida para Várias Amostras.....	61
4.2.1. Caso Sem Amostras.....	62
4.2.2. Caso com Amostra de Ouro.....	70
4.2.3. Caso com Amostra de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$	74
4.2.4. Caso com Amostra de $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-B}_4\text{C}$	77

4.2.5. Caso com Amostra de Chumbo.....	80
4.2.6. Caso com Amostra de Alumínio.....	84
4.3. Análise de Incertezas.....	90
4.3.1. Avaliação da Calibração das Barras de Controle.....	90
4.3.2. Avaliação dos Experimentos de Determinação de Reatividade Induzida.....	91
5. Descrição da Metodologia.....	94
5.1. Teoria de Transporte da Radiação.....	94
5.1.1. O Nêutron como uma Partícula Pontual.....	95
5.1.2. Polarização.....	96
5.1.3. Valor Esperado.....	97
5.2. O Método de Monte Carlo.....	99
5.2.1. O Método de Monte Carlo para Transporte de Partículas.....	100
5.3. O Código MCNP-5.....	101
6. Resultados Calculados.....	102
6.1. Modelagem do Reator IPEN/MB-01 pelo Código MCNP-5.....	102
6.2. Simulação da Calibração das Barras de Controle.....	106
6.3. Cálculo de Reatividade Considerando a Inserção de Diferentes Amostras.....	107
6.4. Cálculo da Reatividade Inserida.....	108
7. Comparação entre a Teoria e os Experimentos.....	109
8. Conclusões.....	114
ANEXO A – MODELAGEM EXPERIMENTAL COM O CÓDIGO MCNP-5...116	
Referências Bibliográficas.....	123

Capítulo 1

Introdução

1.1. Energia Nuclear

Ao considerar o efeito estufa e todas as consequências negativas das mudanças climáticas iminentes, tem-se a convicção de que é necessário que se possa, ao menos, estabilizar a liberação de gases provenientes de diversas formas de produção de energia. Para conseguir atingir esta meta e ao mesmo tempo continuar a expandir o suprimento de energia elétrica (diretamente ligado ao crescimento econômico), necessita-se urgentemente da introdução maciça de tecnologias que gerem energia com baixas emissões de gases. Neste sentido, algumas alternativas que poderiam ser utilizadas por cidades no futuro poderiam ser baterias recarregáveis e células de combustível utilizando hidrogênio a partir da hidrólise da água, por exemplo.

O tema da geração de energia elétrica a partir de usinas termonucleares, principalmente após a crise do petróleo dos anos 1970, tem retornado intensamente ao debate público. A energia nuclear continua sendo um tópico delicado a ser abordado pelas políticas públicas em razão de fatores ligados ao gerenciamento de rejeitos, às consequências de acidentes severos, à proliferação nuclear horizontal e à competitividade econômica. No entanto, tendo em vista as perspectivas dos impactos ambientais derivados de uma mudança climática, a segurança cada vez maior de reatores nucleares modernos e a constância do abastecimento de energia (por independência de ciclos naturais ambientais), a opção nuclear tem se tornado cada vez mais atraente.

Sabe-se que o potencial energético dos materiais nucleares, se bem explorado, é considerável. No último meio século, a tecnologia nuclear nos permitiu ter acesso a uma fonte farta e segura de energia em aplicações civis. Sendo assim, no momento atual em que nos encontramos, esta forma de energia não pode ser descartada.

Considerando estes fatos, GUIMARÃES, L.S. e MATTOS, J. R. L., em “Energia Nuclear e Sustentabilidade”, nos dizem que:

“Baseado nos princípios do desenvolvimento sustentável, as mais recentes análises de ciclo de vida das várias opções de geração elétrica não conseguem elaborar um cenário para os próximos 50 anos no qual não haja significativa participação da fonte nuclear para atender às demandas de geração de energia concentrada, juntamente com as renováveis, para atender às necessidades dispersas.”¹

Além disso, mesmo se considerados alguns problemas delicados, a gestão de rejeitos nucleares não conduz necessariamente a impasses. Deve-se lembrar também de que o problema é grandemente simplificado pelo fato de que as massas dos rejeitos produzidos a serem gerenciados são ínfimas em comparação com aquelas dos rejeitos das matrizes energéticas tradicionais.

Uma questão importante nessa discussão diz respeito às reservas de minério existentes no mundo. Com as reservas medidas abundantes de urânio e de tório, principalmente em nosso país, a energia de fissão pode garantir, com o ritmo atual de nossas necessidades, um futuro sem problemas energéticos por milênios. É importante ressaltar, também, que esses recursos, mesmo se mal explorados pelas tecnologias atuais, estarão disponíveis ainda em abundância para as gerações futuras².

Por outro lado, pensando-se no longo prazo, ou seja, algumas décadas à frente, pode-se considerar que a tecnologia da fusão será dominada. Em uma primeira etapa, esta nova tecnologia permitiria ganhar ao menos uma ordem de grandeza em relação à fissão; será a reação $D + T$ que deverá ser executada, e, como se deve ressaltar, a partir da utilização do deutério (amplamente disponível na natureza) e do lítio. Quando se determina um prazo mais longo ainda, pode-se esperar que as reações $D + D$ e depois H

+ H sejam, por sua vez, dominadas, e isso então abrirá uma perspectiva quase ilimitada de geração de energia para a humanidade.

1.2. Reatores de Pesquisa

Ao contrário de outras instalações, um reator de pesquisa pode ser utilizado em diversas áreas em diferentes disciplinas. Neste sentido, observa-se que, em geral, países desenvolvidos tendem a construir reatores de pesquisa especializados, enquanto países em desenvolvimento tendem a construir reatores multipropósito. Além disso, deve-se lembrar de que a escolha do tipo e da potência do reator depende de sua utilização pretendida em conjunto com determinadas características para garantir a segurança e a simplicidade de operação. É importante ressaltar ainda que, mesmo com um reator de baixa potência, é possível alcançar resultados novos e interessantes, o que permite que países em desenvolvimento possam contribuir com o conhecimento científico.

Desta forma, o treinamento, a experiência de operação e a utilização de um reator de pesquisas frequentemente resultam em um alto grau de competência técnica que se mostra muito útil também em outras áreas da indústria. Um exemplo é a produção local de radioisótopos para aplicação em medicina nuclear. Esta produção cresce em importância devido à demanda e à curta meia vida de alguns radiofármacos e isótopos utilizados. Assim, com o crescimento contínuo da oferta dos serviços de medicina nuclear, a tendência é que a demanda por radioisótopos se acelere, e, conseqüentemente, a demanda por reatores de pesquisa.

Por outro lado, foi expressa uma preocupação com relação ao combustível HEU (sigla para “Highly Enriched Uranium”, isto é, urânio com alto grau de enriquecimento, em inglês) utilizado em alguns reatores e à presença de plutônio em combustíveis já consumidos. No entanto, o enriquecimento em menos de 20% em ^{235}U é reconhecido internacionalmente como sendo uma barreira adequada para usos bélicos.

Outra questão que é frequentemente levantada é a necessidade de construção de um reator para a pesquisa, ou, em outras palavras, se um reator de pesquisa é a instalação ideal para pesquisa básica em ciência. Existe, muitas vezes, um sentimento de que um reator de pesquisa seria desnecessariamente caro, além de uma ferramenta

perigosa nas mãos de pessoas não treinadas adequadamente. Contudo, a experiência que se teve nas últimas décadas indica que este é um medo não justificado. Muitos reatores de pesquisa de países em desenvolvimento operam satisfatoriamente, apesar de seus usos para a pesquisa variarem de acordo com as prioridades do usuário. Um reator de pesquisa de baixa potência é simples e pode ser operado e utilizado por um número pequeno de cientistas e técnicos. Além disso, sabe-se que os reatores de pesquisa experimentais continuarão a ser úteis nas próximas décadas, até que outras tecnologias alternativas consigam produzir de uma forma econômica fontes de nêutrons e radioisótopos. E, finalmente, uma razão muito importante para a construção de reatores de pesquisa em qualquer país que planeja a introdução de reatores nucleares de potência, é a formação de recursos humanos ³.

No IPEN – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – existem atualmente dois reatores de pesquisa, o IEA-R1 e o IPEN/MB-01, utilizados para fins acadêmicos e científicos.

1.3. Física de Reatores Nucleares

A física de reatores nucleares é a física de sistemas em que reações de fissão em cadeia são induzidas por nêutrons. Ela engloba aplicações da física nuclear, transporte da radiação e a interação da radiação com a matéria, que determinam o comportamento dos reatores nucleares. Sendo assim, pode ser considerada tanto uma disciplina da física aplicada como uma disciplina da engenharia nuclear, em que se estuda o núcleo do reator.

Para descrever os fenômenos estudados, a física de reatores possui várias abordagens: as interações entre nêutrons e núcleos são descritas por modelos da física nuclear como uma função da energia do nêutron e características do nuclídeo; é utilizada uma abordagem da mecânica estatística para descrever a distribuição dos nêutrons no espaço de fase (vetores posição e velocidade) como uma função do tempo; a densidade neutrônica pode ser obtida como a solução da equação de transporte, similar à equação utilizada para descrever população de fótons ⁴.

Dois aspectos são responsáveis pela complexidade da física de reatores. Em primeiro lugar, um reator nuclear é geralmente uma montagem tridimensional complicada contendo diversos componentes de formas geométricas diferentes e compostos por materiais variados. Além disso, muitos materiais têm características de interação que variam fortemente de acordo com a energia dos nêutrons incidentes.

Como uma disciplina da física aplicada distinta, a física de reatores nucleares originou-se na metade do século XX na convergência de contribuições internacionais durante a guerra no projeto Manhattan. Ela se desenvolveu vigorosamente pelo mundo inteiro a partir de esforços de vários governos, indústrias e universidades. Consequentemente, a física de reatores nucleares é hoje uma disciplina madura em que os princípios básicos da física que governa o comportamento dos reatores são bem compreendidos.

Para a utilização de reatores de forma segura e economicamente viável, é necessário que exista um bom projeto e análise neutrônica, nos quais a física de reatores é fundamental, pois permite simular o comportamento de diversos parâmetros neutrônicos, entre eles a reatividade, durante a utilização do reator nuclear.

Existem vários parâmetros que podem alterar a reatividade de um reator nuclear, como a temperatura de operação e o consumo do combustível. Sendo assim, é fundamental que se tenha uma boa perspectiva dos parâmetros envolvidos a fim de utilizar o reator com segurança e obter os resultados desejados.

A maior parte dos dados nucleares necessários para análise de reatores tem sido medida e avaliada, e a metodologia computacional é altamente desenvolvida e validada. Com isso, hoje é possível prever com acurácia o comportamento físico dos reatores nucleares existentes sob condições normais de operação⁵.

Para tanto, é necessário que se utilizem parâmetros neutrônicos, os quais podem ser simulados a partir de códigos computacionais específicos. Como exemplo, podemos citar os códigos HAMMER-TECHNION⁶ e CITATION⁷.

Em consequência, é importantíssima a existência de problemas padrões (*benchmarks*) para a validação dos códigos computacionais e das bibliotecas associadas. Neste ponto, o reator IPEN/MB-01 pode dar uma grande contribuição pelo fato de ser uma instalação de características e composições bem estabelecidas.

Finalmente, deve-se mencionar que recentemente foi estabelecido no NEA Data Bank (www.nea.fr) um comitê internacional para avaliação de experimentos padrões na área de Física de Reatores (IRpHE, www.nea.fr/html/dbprog/IRPhE-latest.htm). O Brasil, através do IPEN, participa desse projeto tendo inclusive já contribuído⁸ com três avaliações de experimentos realizados no reator IPEN/MB-01, os quais versaram sobre coeficiente isotérmico de reatividade, parâmetros cinéticos efetivos e distribuição de taxa de fissão.

1.4. Reatividade e Potência

A noção de reatividade, que é constantemente utilizada em cinética de reatores nucleares, é a medida do afastamento de um reator nuclear em relação à sua criticalidade, em qualquer instante do tempo, e é igual à diferença entre a unidade e o inverso do fator de multiplicação⁹. Matematicamente, tem-se que:

$$\rho = \frac{k-1}{k} = 1 - \frac{1}{k} \quad (1.4.-1)$$

Onde “ ρ ” é a reatividade e “ k ” é o coeficiente de multiplicação do sistema.

Alternativamente, podemos também definir a reatividade como sendo a variação fracional da população de nêutrons entre duas gerações sucessivas.

A partir da equação (1.4.-1), pode-se observar que qualquer variável que afete o valor de “ k_{eff} ” irá também, consequentemente, alterar o valor da reatividade “ ρ ”.

Além disso, é fácil perceber também que a reatividade vai a zero na criticalidade, isto é, quando “ $k = 1$ ”. Além disso, temos que seu sinal define o sentido da evolução do sistema: há uma evolução crescente se a reatividade é positiva (e o sistema caminha para um estado super-crítico) e há uma evolução decrescente se a reatividade é negativa (e o sistema caminha para um estado sub-crítico).

Em resumo, pode-se dizer que o estado do núcleo de um reator nuclear é regido por dois parâmetros principais:

- A **reatividade**, que mede transitoriamente o distanciamento da população neutrônica com relação às condições de equilíbrio e, em condições estacionárias, a falta de balanço neutrônico. Em se tratando de uma grandeza integral, este parâmetro é a todo instante e para uma dada configuração de núcleo, única e independente da posição.
- A **potência**, que é diretamente proporcional à população de nêutrons, e que traduz, em termos macroscópicos, a distribuição espacial dos eventos de fissão no núcleo do reator nuclear. Este parâmetro depende das características do meio e da distribuição espacial e em energia dos nêutrons do interior do sistema multiplicativo e pode ser, desta forma, extremamente sensível às condições locais.

Portanto, apenas para fazer uma comparação entre estes dois parâmetros, podemos dizer que enquanto a **potência** é, a todo instante, a imagem da distribuição instantânea das fissões no sistema multiplicativo, a **reatividade** é uma grandeza que, em condições estacionárias, não possui significado físico verdadeiro. Nestas condições a reatividade é vista como um objeto matemático, traduzindo a exigência de descrever, por equações estatísticas e homogêneas, situações nas quais a população neutrônica não estaria em equilíbrio.¹⁰

1.5. Reatividade Inserida por Amostras

Um dos focos deste trabalho foi realizar medidas de reatividade inserida por amostras de materiais introduzidas na região central do núcleo do reator IPEN/MB-01, utilizando o reatímetro desenvolvido no mesmo.

Medidas como estas nos permitem: estudar as propriedades neutrônicas de materiais (inclusive de amostras de tamanho reduzido, como é o caso deste trabalho), testar bancos de dados de seções de choque nucleares ou também extrair informações sobre a massa crítica de elementos físséis.

Neste experimento, utilizaram-se amostras metálicas e uma liga de $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-B}_4\text{C}$. Isto porque esses tipos de material apresentam uma maior resistência às condições físicas que são impostas no interior de um reator nuclear, além de ser possível manipulá-los com maior facilidade.

Uma vantagem deste tipo de experimento, em que amostras são inseridas na região central do núcleo de reatores experimentais, é que há necessidade de apenas pequenas quantidades de material. A massa da amostra deve ser a menor possível por duas razões: primeiro, porque o tamanho da vareta do reator é limitado; e segundo porque, quanto mais leve a amostra é, menos influência exerce no espectro neutrônico no interior da cavidade, simplificando bastante o problema e facilitando em muito os cálculos neutrônicos que deverão ser feitos posteriormente.¹¹

1.6. Histórico

O interesse em dados integrais de referência (*benchmarks*) de alta qualidade tem aumentado, assim como os esforços para quantificar e reduzir incertezas provenientes de cálculos computacionais teóricos que procuram atender à demanda dos conceitos da próxima geração de reatores e do ciclo do combustível avançados.

O Projeto Internacional de Avaliação de Experimentos em Física de Reatores (IRPhEP) e o Projeto Internacional de Avaliação em Segurança de Criticalidade (ICSBEP) continuam a aumentar seus esforços e expandir seu escopo para identificar, avaliar e prover dados de referência integrais para validação de dados e métodos. Especificações de modelos de referência providos por esses dois projetos são utilizados intensamente pela comunidade internacional de física de reatores, de dados nucleares e de segurança de criticalidade. Até o momento, 14 países têm contribuído com o IRPhEP e 20 com o ICSBEP.

Desde o começo do projeto do IRPhEP, a NEA tem coletado principalmente documentações antigas e transformado em meio digital para facilitar a busca e a disseminação desses dados, de forma a estabelecer um arquivo contendo estes documentos.

As atividades dos projetos do IRPhEP e ICSBEP sistematicamente: consolidam e preservam informações de base internacionais de física de reatores e segurança de criticalidade; identificam áreas onde mais dados são necessários; dão uma visão geral dos recursos das comunidades internacionais de física de reatores e segurança de criticalidade para ajudar a identificar e superar necessidades e identificam discrepâncias entre cálculos e experimentos.

Estes projetos já ajudaram a eliminar uma larga porção de pesquisas redundantes e tediosas e a processar dados experimentais, tornando mais efetiva a validação de processos. Referências produzidas pelos projetos IRPhEP e ICSBEP dão nova dimensão à esforços de validação e expandem grandemente a coleção de referências integrais disponíveis para testes de dados nucleares e determinação de incertezas. Com isso, é esperado que os *Handbooks* derivados destes projetos sejam valiosos recursos para toda

a área nuclear por décadas.¹²

Neste contexto, este trabalho é considerado extremamente interessante, não apenas para a comunidade brasileira, mas também para a comunidade internacional, podendo contribuir com dados de referência que poderão ser incluídos em *handbooks* da área de física de reatores nucleares.

1.7. Objetivos

O objetivo deste trabalho é o de apresentar experimentos de medidas de efeitos de reatividade do núcleo do reator nuclear IPEN/MB-01. Nesses experimentos foi utilizado um reatímetro digital desenvolvido pelo próprio IPEN, sendo que a metodologia experimental emprega o método da cinética inversa para transformar o sinal do detector em reatividade. Os parâmetros cinéticos efetivos necessários para a aplicação do método foram todos medidos na própria instalação.

Desta forma, os experimentos considerados neste trabalho são:

- Calibração dos bancos de controle para a configuração padrão do reator IPEN/MB-01;
- Efeitos de reatividade induzida por pequenas amostras metálicas e não metálicas inseridas em meio a uma vareta combustível no centro do núcleo do reator IPEN/MB-01.

Este último experimento considerado é tema de pesquisas na área de Física de Reatores, como pode ser visto na Referência¹³.

Deve-se frisar que este trabalho é apenas uma pequena parte de um projeto cujo objetivo final será submeter uma série de experimentos como os descritos aqui para apreciação do NEA Data Bank para inclusão no banco de *benchmarks* de Física de Reatores.

Desta forma, buscamos realizar um experimento de alto nível para a verificação de programas de projeto de reator e principalmente de bibliotecas de dados nucleares associadas.

1.8. Justificativas

Pesquisas que visam melhorar o desempenho de códigos de transporte de nêutrons e a qualidade de bases de dados de seções de choque nucleares são de extrema importância e amplamente utilizadas para aumentar a acurácia de simulações e a qualidade de análises e predição de fenômenos no campo nuclear¹⁴. Neste contexto, dados experimentais relevantes como medidas de reatividade induzida são necessárias.

Capítulo 2

Descrição da Instalação

2.1. Apresentação do Reator IPEN/MB-01

Figura 2.1.-1: Foto do Prédio da Instalação do Reator IPEN/MB-01.

O reator de pesquisa IPEN/MB-01 é uma instalação nuclear de potência zero. Este tipo de reator constitui um laboratório para a montagem segura e eficiente de conjuntos críticos com baixa potência (da ordem de Watts), enfatizando-se a flexibilidade em se realizar mudanças experimentais. A função principal deste tipo de instalação é permitir estudos das características neutrônicas para diferentes composições e configurações de núcleos de reatores de potência, mediante simulações em escala de

potência zero. Desta forma, pelo fato de operar à temperatura ambiente e potência bastante baixa, este tipo de reator não necessita de sistemas de refrigeração.

Assim, estas características permitem a realização de medidas de uma grande variedade de parâmetros de física de reatores, os quais são utilizados como dados experimentais de referência (*benchmarks*) para a verificação de metodologias de cálculos e bibliotecas de dados nucleares comumente utilizadas na área de física de reatores.

Deve-se ressaltar que a unidade crítica IPEN/MB-01 é o único reator de potência zero do Brasil, possui potência máxima de 100 W, e está localizado nas dependências do Instituto de Pesquisas Energéticas e nucleares (IPEN/CNEN-SP) situado no Campus da Universidade de São Paulo, na cidade de São Paulo.

O moderador utilizado é água leve e desmineralizada, já o núcleo do reator está contido em um tanque de aço inoxidável, com dimensões ativas de 39 cm x 42 cm x 54,6 cm. Além disso, aquele é composto por um arranjo de 28 x 26 varetas cilíndricas, das quais 680 são varetas combustíveis, 24 são barras de controle e 24 são barras de segurança.

2.1.1. Detalhes do Núcleo do Reator IPEN/MB-01

Tanque Moderador

O tanque moderador, como mostrado nas figuras 2.1.1.-1 e 2.1.1.-2, é cilíndrico e possui uma abertura superior. Seu diâmetro externo mede 1830 mm, possui 2750 mm de altura, 8,5 mm de espessura e é feito de aço SS-304. Além disso, possui duas válvulas para uma rápida remoção de água (≈ 5 seg) de seu interior. Durante operações normais, o nível de água permanece em pelo menos 450 mm acima da parte ativa do núcleo. Lateralmente, a água chega a 600 mm de espessura e abaixo da parte ativa do núcleo a água chega a pelo menos 530 mm de profundidade.

Figura 2.1.1.-1: Diagrama esquemático do Tanque Moderador

Os experimentos realizados neste trabalho empregaram a configuração padrão de varetas combustíveis (28x26). Como mostrado na figura (2.1.1.-2), a seguir, existem dois bancos de controle no reator IPEN/MB-01. Eles estão localizados diagonalmente em oposição um ao outro no núcleo.

Os símbolos “A” e “B” na figura (2.1.1.-2) referem-se, respectivamente, às localizações dos bancos de controle BC#1 e BC#2, enquanto “S” é o símbolo que se refere à localização dos dois bancos de segurança. Em todas as configurações críticas o banco de controle BC#1 foi sempre mantido em uma posição específica e o controle fino da criticalidade foi alcançado pelo sistema automático de controle que posiciona continuamente o banco BC#2 em torno da posição crítica verdadeira. Sendo assim, pode-se considerar que a posição do banco de controle BC#2 é um dos parâmetros mais importantes para todo o grupo de experimentos deste trabalho.

Figura 2.1.1.-2: Diagrama esquemático do tanque moderador visto do alto mostrando a distribuição de detectores ao redor do núcleo. No detalhe pode-se ver o núcleo do reator e o posicionamento de suas barras de controle e tubos guia.

Placas Matriz

Todas as placas matriz possuem um formato quadrado (lado de $588 \pm 0,5$ mm) e são feitas de aço SS-304. A Figura 2.1.1.-3 mostra todas as três placas matriz. A placa inferior possui $22 \pm 0,1$ mm de espessura e consiste em uma matriz quadrada de 30 x 30 em que 852 são cavidades (não furos) de 10,4 mm de diâmetro, 12 mm de profundidade, cujo propósito é de suportar as varetas combustíveis. As 48 posições restantes são furos usados para fixar os tubos guia para as varetas de segurança e controle. O *pitch* das cavidades e furos é de $1,50 \pm 0,01$ cm. A figura 2.1.1.-4 mostra em detalhes as cavidades.

Tabela 2.1.1.-1: Dados Geométricos Médios das Placas Matriz e Suas Incertezas Associadas.

Quantidade	Placa Matriz	Valor Médio (mm)	Desvio Padrão (mm)
<i>Pitch</i>	Superior	15.000	0.018
	Intermediário	14.999	0.011
	Inferior	14.999	0.023
Diâmetro do furo das Varetas Combustíveis	Superior	10.454	0.034
	Intermediário	10.449	0.019
	Inferior	10.463	0.016
Profundidade da Cavidade	Inferior	12.000	0.010
Nivelamento (mm)	Inferior	-0.0566	0.046

Figura 2.1.1.- 3: Diagrama Esquemático da Localização das Placas Matriz

Figura 2.1.1.-4: Diagrama Esquemático da Cavity da Grade Inferior.

A matriz quadrada de 30 x 30 refere-se ao número máximo de varetas combustíveis e de controle e segurança que se pode colocar no núcleo do reator IPEN/MB-01. Neste trabalho usou-se uma configuração de 28 x 26.

As placas matriz intermediária e superior possuem $10,5 \pm 0,1$ mm e $20 \pm 0,1$ mm de espessura, respectivamente. Estas placas contém 852 furos de $10,5 \pm 0,2$ mm de diâmetro para varetas combustíveis, 48 furos de $12,2 \pm 0,2$ mm de diâmetro para tubos guia de varetas de controle e segurança, e ainda outros 209 furos menores de 5 mm de diâmetro para a instalação de termopares, detectores em miniatura e etc. A placa matriz superior também é utilizada como suporte para os tubos guia das varetas de controle e segurança.

As figuras 2.1.1.-5 e 2.1.1.-6 mostram detalhes do suporte das placas. Como mostrado, as placas são suportadas por molduras.

Este conjunto de placas mantém todas as varetas combustíveis, de controle e segurança em uma posição vertical.

Figura 2.1.1.-5: Diagrama Esquemático do Suporte das Placas Matriz

Figura 2.1.1.-6: Detalhes do Suporte da Placa Matriz Inferior

Varetas Combustíveis

Um total de 705 varetas foram fabricadas para o reator IPEN/MB-01. Cada vareta combustível consiste em um encamisamento de aço (SS-304), pastilhas de UO_2 , pastilhas de alumina (Al_2O_3), uma mola (Inconel-600), um tubo espaçador (SS-304) e plugues superiores e inferiores (SS-304). Suas dimensões são mostradas na figura 2.1.1.-7.

Figura 2.1.1.-7: Diagrama Esquemático das Especificações das Varetas Combustíveis.

Tabela 2.1.1.-2: Dados Geométricos Médios da Vareta Combustível e Suas Incertezas Associadas.

Quantidade	Valor Médio	Desvio Padrão
Diâmetro Externo da Vareta Combustível (mm)	9.8074	0.0169
Diâmetro Interno da Vareta Combustível (mm)	8.5746	0.0243
Diâmetro da Pastilha (mm)	8.4894	0.0048
Extensão da parte Ativa (mm)	548.400	3.544
Massa de UO_2 por Vareta Combustível (g)	315.912	2.386
Altura da Alumina Inferior (mm)	90.28	0.09
Altura da Pastilha (mm)	10.51	0.07

Bancos de Controle e Segurança e Tubos Guia

Cada um dos quatro bancos de controle e segurança é composto por 12 varetas agrupadas e suportadas por um mecanismo de controle acima do tanque. A figura 2.1.1.-8 nos mostra detalhes do mecanismo de controle. Os bancos de controle e segurança movem-se no núcleo dentro de tubos guia. As varetas absorvedoras são recobertas por aço SS-304. As varetas de controle são preenchidas com uma liga de Ag-In-Cd, enquanto as varetas de segurança são preenchidas com B_4C . As dimensões verticais das varetas de controle são mostradas na figura 2.1.1.-9.

Figura 2.1.1.-8: Vista do Alto do Núcleo do Reator IPEN/MB-01 Mostrando Detalhes do Mecanismo de Controle.

Drawing not to scale
Dimensions in mm

04-GA50001-23

Figura 2.1.1.-9: Diagrama Esquemático das Varetas Absorvedoras dos Bancos de Controle.

O tubo guia é feito de aço SS-304. Tem diâmetro externo é de $12,00 \pm 0,05$ mm e diâmetro interno é de $11,30 \pm 0,05$ mm. Durante as operações do reator os tubos guia são preenchidos com água. Para isto, existem três pequenos furos no fundo dos tubos guia para permitir que a água possa entrar e sair.

Vale ressaltar que o sistema de controle do reator IPEN/MB-01 é montado de forma que o posicionamento da vareta de controle no núcleo é dado em termos da distância entre a parte inferior do absorvedor e a parte inferior da parte ativa do núcleo. Com isso, a unidade utilizada é a percentagem retirada, que é definida como a percentagem da altura da parte ativa do núcleo abaixo das regiões absorvedoras das varetas de controle. Sendo assim, se as varetas de controle estão completamente inseridas, a percentagem retirada é 0%. No outro extremo, se as varetas de controle estão totalmente retiradas a percentagem retirada é de 100%. A incerteza no posicionamento do banco de controle é dada pelo indicador de posição da vareta de controle. Além disso, este equipamento pode determinar o posicionamento do banco de controle com quatro dígitos de acurácia. A menor indicação é 00,00% e a maior é de 99,99%, sendo que a incerteza no indicador da posição é 0,01%.

Falando mais rigorosamente, a posição crítica real do banco de controle é raramente atingida. O que acontece, na realidade, é que o sistema de controle automático mantém o banco de controle posicionado continuamente em torno do valor real.

É importante notar que o sistema de controle automático alcança um controle fino no nível de potência e na criticalidade do reator monitorando continuamente os sinais de um conjunto de detectores estrategicamente posicionados ao redor do núcleo do reator. O sistema de controle automático realiza estas tarefas ajustando continuamente a posição dos bancos de controle.

A partir destas considerações, pode-se concluir que a aquisição da posição dos bancos de controle durante a operação do reator pode ser realizada com um excelente nível de acurácia.

2.1.2. Descrição dos Materiais Utilizados na Instalação

A composição química do aço inoxidável do encamisamento, como informado pelo fabricante (PROSIT) e medido duas vezes pelo IPEN com o emprego da técnica de fluorescência de raios-x, de cada componente principal é dado na tabela 2.1.2.-1 junto com os valores médios e seus desvios padrões. Os valores médios são a média aritmética das três composições disponíveis. Os desvios padrões são calculados de acordo com a fórmula conhecida:

$$\sigma(x) = \sqrt{\frac{1}{n-1} \sum_{k=1}^n \left(X_k - \bar{X} \right)^2} \quad (2.1.2.-1)$$

Tabela 2.1.2.-1: Composição do Encamisamento de Aço Inoxidável (%Massa).

Elemento	Fabricante PROSIT	IPEN (1)	IPEN (2)	Média
C	0.020	0.0323	0.0326	0.0283 ± 0.0072
Mn	1.80	1.58	1.68	1.6867 ± 0.1102
P	0.04	0.018	0.020	0.0260 ± 0.0122
S	0.007	0.0135	0.0111	0.0105 ± 0.0033
Si	0.390	0.350	0.460	0.4000 ± 0.0557
Ni	10.13	9.90	10.10	10.0433 ± 0.1250
Cr	18.52	18.10	18.40	18.3400 ± 0.2163
Co	-	0.21	0.22	0.2150 ± 0.0071
Mo	-	0.16	0.18	0.1700 ± 0.0141
Fe ^(a)	-	-	-	69.0802 ± 0.2795

(a) Fe é considerado como o restante, e sua incerteza é a raiz quadrada da soma dos quadrados da incerteza de cada componente.

O combustível do reator IPEN/MB-01 foi fabricado em oito bateladas. A tabela 2.1.2.-2 mostra os enriquecimentos medidos para cada batelada assim como suas incertezas (desvios padrões) e o número de varetas combustíveis feitas para cada processo na configuração padrão de 28x26. As quantidades medidas na tabela 2.1.2.-2 são a massa total de urânio e o enriquecimento. A massa de ^{235}U é derivada dessas duas quantidades. Não existe incerteza disponível associada à massa total de urânio. A tabela 2.1.2.-2 mostra que as medidas da massa total de urânio foram realizadas de forma precisa devido ao número de dígitos disponíveis para esta quantidade.

De acordo com isso, a incerteza na massa total foi considerada desprezível. O enriquecimento citado na tabela é, de fato, o enriquecimento médio para cada batelada porque existiram diversas medidas realizadas em cada processo. O desvio padrão é calculado de acordo com a fórmula apresentada anteriormente. Cada vareta combustível foi feita a partir de um único processo de fabricação. As varetas combustíveis foram distribuídas aleatoriamente pelo núcleo do reator.

O enriquecimento médio de ^{235}U foi obtido ponderando-se cada batelada de acordo com sua fração de massa no núcleo de acordo com a expressão:

$$\bar{\epsilon} = f_1 \epsilon_1 + f_2 \epsilon_2 + f_3 \epsilon_3 + \dots + f_8 \epsilon_8 \quad (2.1.2.-2)$$

Onde “ ϵ_i ” e “ f_i ” são, respectivamente, o enriquecimento e a fração de massa do urânio para a batelada “i”.

A incerteza associada ao enriquecimento médio de ^{235}U foi obtida pela fórmula de propagação de erros dada por:

$$\sigma_{\bar{\epsilon}} = \sqrt{\sum_{i=1}^8 (f_i \sigma_{\epsilon_i})^2} \quad (2.1.2.-3)$$

Onde a única incerteza considerada é “ σ_{ei} ”, a incerteza do enriquecimento em ^{235}U dada na tabela 2.1.2.-2. A incerteza na massa do urânio é muito pequena e não é considerada na propagação de erros.

Tabela 2.1.2.-2: Características do Combustível para cada Batelada.

Batelada	Número de Varetas no Núcleo	Massa de U (g)	Massa de ^{235}U (g)	Enriquecimento (% massa)
1	90	25,083.62	1,091.11	4.350 ± 0.003
2	88	24,525.88	1,065.65	4.345 ± 0.006
3	91	25,340.37	1,097.74	4.332 ± 0.003
4	88	24,355.16	1,058.96	4.348 ± 0.003
5	86	24,166.81	1,053.67	4.360 ± 0.004
6	92	25,586.81	1,113.79	4.353 ± 0.013
7	85	23,633.95	1,030.20	4.359 ± 0.001
8	60	16,617.60	721.20	4.340 ± 0.004

A quantidade de ^{234}U foi determinada a partir de uma análise de espectrometria de massa realizada no IPEN em 2008. Os resultados das medidas são mostrados na tabela 2.1.2.-3. Incertezas citadas são 1 sigma.

Tabela 2.1.2.-3: Espectrometria de Massa do combustível de UO_2 ^(a).

Amostra	Razão Isotópica $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$	Fração de Massa ^{234}U (%)	Fração de Massa ^{235}U (%)	Fração de Massa ^{238}U (%)
1	0.0462 ± 0.0007	0.042	4.347	95.566
2	0.0462 ± 0.0009	0.045	4.357	95.553
3	0.0459 ± 0.0011	0.037	4.333	95.589
Dados Médios		0.041 ± 0.004	4.346 ± 0.012	95.569 ± 0.018

^(a) A fração de massa foi derivada pelo equipamento de medida a partir de razões atômicas utilizando-se valores de massa atômica que não foram citados.

A tabela 2.1.2.-4 lista detalhadamente as informações sobre a composição dos materiais do combustível, barras de controle e todos os outros materiais do reator. Não existem incertezas citadas para as impurezas (Al, Mg, Fe, B, e Mo) no combustível. A concentração de cálcio, cloretos, ferro, níquel e zinco são menores que o limite de detecção. Consequentemente foram desprezados na tabela 2.1.2.-4. Todas as composições foram obtidas a partir de análises químicas detalhadas realizadas pelo IPEN. Todas as incertezas dadas na tabela 2.1.2.-4 são desvios padrões.

Para obter a densidade média de combustível e sua incerteza correspondente, a abordagem a seguir baseada na conservação da massa total de UO_2 foi empregada. A partir da tabela 2.1.1.-2, a massa média de UO_2 por vareta foi de 315.912 ± 2.386 gramas. A densidade média de combustível, “ ρ_{UO_2} ”, foi calculada a partir da expressão:

$$\rho_{\text{UO}_2} = \frac{4M}{\pi D^2 L} \quad (2.1.2.-4)$$

Onde “D” é o diâmetro da pastilha combustível, “L” é a extensão da parte ativa da vareta combustível e “M” é a massa média de UO_2 por vareta combustível.

Assumindo que “M”, “D” e “L” não são correlacionadas, a incerteza “ $\sigma_{\rho_{UO_2}}$ ” pode ser determinada pela seguinte propagação de erros:

$$\sigma_{\rho_{UO_2}}^2 = \left(\frac{\partial \rho_{UO_2}}{\partial M} \right)^2 \sigma_M^2 + \left(\frac{\partial \rho_{UO_2}}{\partial D} \right)^2 \sigma_D^2 + \left(\frac{\partial \rho_{UO_2}}{\partial L} \right)^2 \sigma_L^2$$

$$= \left(\frac{4}{\pi D^2 L} \right)^2 \sigma_M^2 + \left(\frac{8M}{\pi D^3 L} \right)^2 \sigma_D^2 + \left(\frac{4M}{\pi D^2 L^2} \right)^2 \sigma_L^2 \quad (2.1.2.-5)$$

Da tabela 2.1.1.-2: $M = 315.912 \pm 2.386$ g, $D = 8.4894 \pm 0.0048$ mm e $L = 548.400 \pm 3.544$ mm; o que leva a: $\rho_{UO_2} = 10.1771 \pm 0.1018$ g/cm³.

Todas as densidades dos aços inoxidáveis foram medidas pelo IPEN. A técnica de medida segue o procedimento descrito em ASTM-B-328-96(2003).¹ Não existem dados de medida de densidade para as placas matriz.

Como o recomendado por experimentalistas, a temperatura em que todas as análises dos materiais foram realizadas foi de 20,5 °C.

Tabela 2.1.2.-4: Descrição dos Materiais

Material	Densidade (g/cm ³)	Nuclídeos Presentes ^(c)	Fração de Massa ($\pm 1\sigma$)
Combustível UO₂ ^(a) Enriquecimento: 4.3486 % Urânio contido em UO ₂ : 88.125 ± 0.023 %m	10.1771 ^(b) $\pm$ 0.1013	²³⁴ U	0.000361 $\pm$ 0.000036
		²³⁵ U	0.038319 $\pm$ 0.000019
		²³⁸ U	0.842565 $\pm$ 0.000019
		O	0.118740 $\pm$ 0.000003
		Al	0.000024
		Mg	0.000017

¹ ASTM-B-328-96(2003) “Standard Test Method for Density, Oil Content and Interconnected Porosity of Sintered Metal Structural Parts and Oil-Impregnated Bearings”

Vetor Isotópico de Urânio (%m): $^{234}\text{U} = 0.041 \pm 0.004$ $^{235}\text{U} = 4.3486 \pm 0.0021$ $^{238}\text{U} = 95.6104 \pm 0.0021$		Fe	0.000037
		B	0.0000002
		Mo	0.000002
Encamisamento do Combustível SS-304	7.9207 ± 0.0005	C	0.000283 ± 0.000072
		Mn	0.016867 ± 0.001102
		P	0.000260 ± 0.000122
		S	0.000105 ± 0.000033
		Si	0.004000 ± 0.000557
		Ni	0.100433 ± 0.001250
		Cr	0.183400 ± 0.002163
		Co	0.002150 ± 0.000071
		Mo	0.001700 ± 0.000141
		Fe	0.690802 ± 0.002775
Barra de Segurança Carboneto de Boro	1.45 ± 0.01	B	0.764300
		C	0.23570
		Fe	0.000300
		Si	0.00020
		Ti	0.00040
Barra de Controle Ag-In-Cd	10.007 ± 0.004	Ag	0.7934 ± 0.0015
		In	0.1496 ± 0.0014
		Cd	0.0483 ± 0.001
		C	0.003
		S	0.001
		O	0.0047

Material	Densidade (g/cm ³)	Nuclídeos Presentes	Fração de Massa (1σ) (c)
Placa Matriz SS-304	-	C	0.00020
		Mn	0.01440
		P	0.00036
		S	0.00003
		Si	0.00510
		Ni	0.09430
		Cr	0.18210
		Mo	0.00060
		Fe	0.70291
Tubo Guia para as Varetas de Controle e Segurança SS-304	7.7150 ± 0.0005	Fe	0.68447
		C	0.00023
		Cr	0.18240
		Ni	0.11500
		Mn	0.0136
		P	0.0003
		Si	0.0040
Mola Inconel-600 – utilizada nas varetas combustíveis, de segurança e controle. (massa medida de 11.476 g)	8.1480 ± 0.0001	Ni	0.7460
		C	0.00027
		Mn	0.0030
		P	0.00012
		S	0.00001
		Si	0.0020
		Fe	0.0900
		Cr	0.1563
		Ti	0.0017
Encamisamento das Barras de Controle e Segurança SS-304	7.9207 ± 0.0005	Cu	0.00060
		Fe	0.6771
		C	0.00021
		Mn	0.0136
		P	0.00027
		S	0.00003
		Si	0.00450
		Ni	0.11680
		Cr	0.18360
		Mo	0.00030
		Sn	0.00008
		Cu	0.00180
		Co	0.0017
Alumina (Al ₂ O ₃) O balanço é Al ₂ O ₃ (0.9989)	3.792 ± 0.007	B	<0.0000002
		Fe	0.0007
		Cr	0.0003
		Ni	0.0001

Material	Densidade (g/cm³)	Nuclídeos Presentes	Fração de Massa (1σ) (c)
Tubo Espaçador na Vareta Combustível SS-304	8.0040 $\pm$ 0.0005	Co	0.0014
		Cr	0.1810
		Mn	0.0132
		P	0.0002
		Si	0.0065
		Fe	0.7171
		Ni	0.0800
		C	0.0006

- (a) O combustível do IPEN/MB-01 foi fabricado em oito bateladas. Aqui é mostrado somente os valores médios e seus desvios padrões correspondentes.
- (b) Quantidades calculadas a partir da massa e do volume medidos.
- (c) Todas as impurezas citadas possuem uma incerteza de aproximadamente 50%.

As impurezas na água do moderador foram medidas e estão listadas na tabela abaixo (tabela 2.1.2.-5):

Tabela 2.1.2.-5: Análise das Impurezas do Moderador do reator IPEN/MB-01.

Nuclídeos Presentes	Concentração
K	2.5 a 12 mg/kg
Cl	0.1 mg/kg
F	0.1 mg/kg
Na	0.1 mg/kg
Si	1.0 mg/l
Fe	7.0 µg/kg
Ca	0.1 mg/l
Mg	0.1 mg/l
pH	6.5 a 7.5
Condutividade Elétrica	1.0 µmhos/cm

Capítulo 3

Descrição dos Experimentos

Neste trabalho foram realizados diversos experimentos. Primeiramente, foi realizada a calibração de barras de controle e então experimentos para a determinação da reatividade induzida por amostras inseridas no centro do reator nuclear IPEN/MB-01.

3.1. Calibração das Barras de Controle

Sabe-se que o fluxo de nêutrons de um reator tem seu perfil alterado quando é introduzido um material absorvedor. Além disso, o fator de utilização térmica, “ f ”, é o mais fortemente alterado na fórmula dos seis fatores quando é introduzido este tipo de material. O fator “ f ” pode ser dado a partir da seguinte expressão:

$$f = \frac{(\Sigma_a \phi V)_{(comb)}}{(\Sigma_a \phi V)_{(comb)} + (\Sigma_a \phi V)_{(mod)} + (\Sigma_a \phi V)_{(absorv.)}} \quad (3.1.-1)$$

Como a barra de controle é feita de um material absorvedor de nêutrons, ao ser introduzida no núcleo do reator provoca uma alteração em “ f ” que, conseqüentemente, provoca uma alteração em “ k ”. Além disso, sabendo que a reatividade é um parâmetro proporcional à variação de “ k ”, pode-se dizer também que a inserção ou retirada de uma barra de controle provoca uma inserção ou retirada de reatividade do núcleo de um reator.

Assim, a determinação de vários efeitos de reatividade em reatores nucleares é geralmente executada compensando a reatividade dada com as barras de controle para manter o estado do reator crítico.

A calibração das barras de controle é, portanto, essencial quando as barras de controle são usadas como padrões de reatividade para medir mudanças na reatividade causadas por qualquer outra perturbação em um reator.

Para tanto, deve-se conhecer, na operação de um reator, não só a magnitude da reatividade total da barra, como também em cada um de seus trechos. Assim, utiliza-se normalmente o termo calibração de uma barra, como a determinação do valor da reatividade em cada trecho, bem como a reatividade total ou integral da mesma.

Além disso, deve-se lembrar de que dados de calibração de barras de controle também são importantes para a operação do reator, pois, a partir desses dados, o operador pode estimar a reatividade causada pelo movimento da barra de controle e será capaz de operar o reator de forma segura.

As barras de controle de um reator nuclear podem ser produzidas a partir de diversos materiais, e a escolha destes geralmente é feita levando-se em consideração o projeto do reator. Isto é feito de tal modo que, em geral, o material selecionado deve ter uma boa seção de choque de absorção para nêutrons e ter uma longa vida como absorvedor (isto é, não ser consumido rapidamente). Deve-se ressaltar ainda que a capacidade de absorção de nêutrons de uma barra de controle pode ser ajustada durante sua fabricação, adicionando-se mais material absorvedor caso se quera que a barra absorva mais nêutrons.

Neste sentido, uma barra de controle é considerada “negra” para nêutrons se é capaz de absorver essencialmente todos os nêutrons incidentes. Já uma barra considerada “cinza”, é capaz de absorver apenas parcialmente os nêutrons incidentes. E, apesar de serem necessárias mais barras cinza que negras para gerar um dado efeito de reatividade, barras cinza são frequentemente preferíveis e mais utilizadas porque

causam depressões menores no fluxo de nêutrons e na potência na vizinhança da barra. Isto leva a um perfil de fluxo neutrônico mais suave e a uma distribuição mais homogênea de potência no núcleo.

Outro fator na seleção de materiais de barras de controle é que materiais que absorvem nêutrons de ressonância são frequentemente preferíveis àqueles que meramente possuem altas seções de choque de absorção de nêutrons térmicos. Absorvedores de nêutrons de ressonância absorvem nêutrons na faixa de energia epitérmica. Assim, a dimensão do caminho percorrido por nêutrons epitérmicos em um reator é maior que a dimensão do caminho percorrido por nêutrons térmicos. Portanto, um absorvedor de nêutrons de ressonância absorve nêutrons que sofreram sua última colisão mais distante (em média) de uma barra de controle que um absorvedor de nêutrons térmicos. Isto tem o efeito de fazer a área de influência em torno de um absorvedor de nêutrons de ressonância maior que em torno de um absorvedor de nêutrons térmicos e isto é útil na manutenção de um perfil mais suave do fluxo neutrônico.

Além disso, a eficácia de uma barra de controle depende largamente do valor da razão entre o fluxo neutrônico no local da barra e o fluxo neutrônico médio no reator. Desta forma, a barra de controle tem efeito máximo (insere a maior reatividade negativa) se é colocada no reator onde o fluxo é máximo. Se um reator tivesse apenas uma barra de controle, por exemplo, esta barra deveria ser colocada no centro do núcleo desse reator.

O efeito da inserção desta barra no fluxo neutrônico pode ser visto na figura 3.1.-1.

Figura 3.1.-1: Efeito da Barra de Controle na distribuição do fluxo radial

Chama-se de **Reatividade diferencial das barras de controle** a mudança da reatividade do reator de acordo com a mudança das posições das barras de controle. Pode ser expressa pela razão entre a reatividade e uma unidade de deslocamento, como:

$$\frac{\rho}{cm}, \frac{\Delta k/k}{cm} \text{ ou } \frac{pcm}{cm}.$$

Figura 3.1.-2: Curva Diferencial

Chama-se de **Reatividade integral das barras de controle** a medida da reatividade do reator correspondente a cada variação da posição da barra de controle. É a integral da reatividade diferencial.

Figura 3.1.-3: Curva Integral

O procedimento de como foi efetuada a calibração de barras de controle bem como os gráficos obtidos neste trabalho serão descritos mais a frente, no capítulo 4, item 4.2.1.

3.2. Experimentos de Determinação da Reatividade Induzida por Amostras

3.2.1. Procedimento Experimental

O procedimento experimental adotado para serem realizadas as medidas de reatividade inserida por amostras seguiu-se como o descrito a seguir:

1. Posicionar todas as varetas combustíveis de acordo com configuração padrão 28x26;

2. Preencher o tanque moderador com água e verificar a temperatura do moderador com termopares posicionados no interior do núcleo. Se necessário deve-se aquecer ou resfriar a água de modo que a temperatura permaneça próxima dos 20,5°C;
3. Remover a vareta combustível cuja posição é identificada por M-14;
4. Inserir uma vareta especial desmontável na posição identificada por M-14 preenchida com UO_2 contendo uma amostra de Alumínio de mesmo diâmetro da pastilha combustível e altura de 2,0 cm na região ativa;
5. Criticalizar o reator, anotar a posição crítica de barras e medir a reatividade em relação à configuração padrão;
6. Inserir uma vareta especial desmontável na posição identificada por M-14 preenchida por UO_2 contendo uma amostra metálica posicionada na região ativa. As amostras a serem irradiadas são de Ouro, $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-B}_4\text{C}$, $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ e de chumbo.

Figura 3.2.1.-1: Foto da Vareta Experimental Utilizada e de seus Componentes Internos.

3.2.2. Amostras

Como já foi mencionado, foram utilizadas diversas amostras metálicas e não metálicas para este trabalho. Algumas destas amostras foram cortadas pela Empresa Usinácio (eletroerosão a fio) em cilindros maciços de aproximadamente 8 mm de diâmetro (diâmetro menor que o diâmetro interno das varetas combustíveis utilizadas); e alturas adequadas (de acordo com o que foi calculado nas simulações utilizando o código MCNP-5). Já outras amostras, como as de ouro e chumbo, por serem consideradas inadequadas para sofrerem a eletroerosão, foram moldadas por um ourives no formato adequado.

Uma das características principais da interação dos nêutrons com a matéria é o fato de os nêutrons interagirem diretamente com as forças nucleares internas ao núcleo. Consequentemente, as seções de choque variam com o meio, mas não apenas conforme o elemento químico pelo qual o meio é composto, também conforme cada isótopo.

Levando em conta estas considerações, saber exatamente a composição das amostras utilizadas torna-se imprescindível para se fazer uma análise de dados precisa. E como as amostras disponíveis se tratavam de amostras muitas vezes naturais, sem enriquecimento e contendo impurezas, foram feitas análises de modo a identificar-se a composição exata de cada amostra.

Neste trabalho, foram utilizadas amostras de ouro, chumbo, alumínio, uma liga de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ e uma liga de $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-B}_4\text{C}$.

Análise das Amostras

Algumas amostras (as ligas de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ e a de $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-B}_4\text{C}$) já estavam caracterizadas e analisadas. As outras amostras, como a de ouro e a de chumbo, foram analisadas pelo Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo, pelo Departamento de Materiais Nucleares. As impurezas nas amostras foram determinadas por Espectrometria de Emissão Óptica com Fonte de Plasma Acoplado (ICP-OES). No caso da amostra de chumbo, a determinação do enxofre foi feita por Combustão Direta (Analisador de Carbono e Enxofre LECO).

Característica/ Rastreabilidade: Ouro 99,99

Tabela 3.2.1.-1: Composição da Amostra de Ouro.

Elementos	% em massa
Zn	0,07 ± 0,01
Bi	< 0,0007
Cd	< 0,0002
Ni	< 0,0004
Fe	< 0,0020
Pb	0,06 ± 0,01
Cr	< 0,0005
Sn	< 0,0010
Cu	7,61 ± 0,05
Ag	3,52 ± 0,01
Au	88,74 (Rem)

*Rem=remanescente

Análise Química da Liga Al₂O₃-B₄C (60,45 mg/cm³)

Tabela 3.2.1.-2: Composição da Amostra de Al₂O₃-B₄C.

Componentes	Concentração (átomos/barn-cm)
¹⁰ B	6,7016E+00
¹¹ B	2,6975E+01
C	8,4191E+00
Al	3,6498E+02
O	5,4746E+02
Fe	1,0261E-01
Cr	3,6739E-02
Ni	3,2549E-02
Mg	7,8598E-01
Na	8,3094E-02
Hf	2,1406E-03
Sm	2,5410E-03

Análise Química da liga $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ ^(a)

Tabela 3.2.1.-3: Composição da Amostra de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$.

Componentes	Fração de massa	Fração de massa
	$\mu\text{g/gU}$	%
Al	$18,593 \pm 1,057$	
C	$28,06 \pm 5,18$	
Ca	$<0,006$	
Cloretos	$<0,50$	
Fluoretos	$2,58 \pm 0,14$	
Fe	$<0,049$	
N	$9,03 \pm 0,86$	
Ni	$<0,157$	
Si	$1,239 \pm 0,550$	
Zn	$<0,264$	
Gases Residuais	$28,89 \pm 4,96$	
H	$1,47 \pm 0,42$	
Gd_2O_3	-	$6,89 \pm 0,03$
UO_2	-	restante

^(a) Não há informação disponível sobre o tamanho de grão.

A razão atômica O/U nas pastilhas de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ é de $2,07 \pm 0,01$.

Espectroscopia de Massa da Amostra de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$

Tabela 3.2.1.-4: Enriquecimento e Incerteza Correspondente da Amostra de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$.

Amostra	Razão Atômica	Fração em Massa ^(b)
	$^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$	$^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$
1	$0,002058 \pm 0,000028$	$0,002029 \pm 0,000026$
2	$0,002072 \pm 0,000026$	$0,002042 \pm 0,000026$
Média	$0,002065 \pm 0,000026$	$0,002036 \pm 0,000026$

^(b) A fração em massa foi obtida pelo equipamento de medida a partir de razões atômicas utilizando-se valores de massa desconhecidos.

A densidade medida para a amostra de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ é de $(10,04 \pm 0,025) \text{ g/cm}^3$.

Característica/ Rastreabilidade: Chumbo 99,9

Tabela 3.2.1.-5: Impurezas da Amostra de Chumbo (sendo o chumbo o material remanescente).

Elementos	ppm	% em Massa
Sn	< 4	-
Sb	< 15	-
Bi	< 15	-
Cu	< 1	-
As	< 1	-
Ag	< 2	-
Zn	< 2	-
Cd	< 1	-
Ni	< 8	-
Ca	< 2	-
Al	< 8	-
Fe	< 3	-
Na	< 6	-
P	< 16	-
S	-	< 0,001

3.3. Medidas de Temperatura e Termopares

O reator IPEN/MB-01 possui um sistema de aquecimento, resfriamento e circulação de água que permite um controle preciso da temperatura no núcleo do reator. A água entra no tanque moderador pela sua parte inferior por um difusor, cuja função é homogeneizar a temperatura da água, e então a água é continuamente circulada para dentro e para fora do tanque.

Além disso, há um tanque de armazenamento de água, acoplado a um aquecedor e a um resfriador, que pode ser utilizado para preestabelecer a temperatura da água em algum nível específico. Desta forma, a temperatura do núcleo do reator pode ser mantida em qualquer ponto entre 7 °C e 90 °C e esta água pode ser colocada no tanque moderador para permitir um controle fino de temperatura para experimentos específicos.

Neste trabalho, a temperatura na região do combustível foi monitorada por meio de um conjunto de termopares estrategicamente posicionados no núcleo do reator. Estes termopares são feitos de uma liga de Cu-Ni (55% de Cu e 45% de Ni). O diâmetro de cada um deles é de 1,6mm. Foram utilizados 12 termopares no experimento, e suas localizações são mostradas na figura 3.3.-1. Deve-se ressaltar que todos os termopares foram calibrados por um procedimento padrão e sua acurácia assumida é de $\pm 0,02$ °C para medidas absolutas.

O efeito da reatividade dos termopares foi medido: $(-12,5 \pm 2,0)$ pcm. As medidas foram realizadas medindo-se a posição crítica para os casos com e sem termopares. Deste modo, considerando o caso com os termopares dentro do núcleo, o reator foi criticalizado e subsequentemente as barras de controle foram posicionadas na posição crítica para o caso sem os termopares. A reatividade entre essas duas posições de barras de controle foi medida pelo reatímetro. Neste caso, devido ao pequeno coeficiente de temperatura de reatividade ($-2,5$ pcm/ °C) e controle preciso da temperatura, o impacto da temperatura na medida do ganho de reatividade dos termopares é considerado insignificante. Desta forma, o resultado final é a reatividade induzida pelo conjunto de termopares.

Neste trabalho, em especial, manteve-se a temperatura o mais estável possível a fim de que a reatividade medida sofresse mudanças mínimas com a flutuação da temperatura.

Figura 3.3.-1: Localização dos Termopares no Núcleo do Reator IPEN/MB-01.

3.4. O Método da Cinética Inversa

No estudo dos problemas de cinética, pode-se em geral admitir que o fluxo neutrônico varia em amplitude sem mudar de distribuição espacial. Desta forma, podemos fatorizá-lo:

$$\Phi(\vec{r}, v, \vec{\Omega}, t) = \varphi(\vec{r}, v, \vec{\Omega}) \cdot n(t) \quad (3.4.-1)$$

Esta hipótese permite limitar o estudo da cinética ao único fator temporal, ou, em outros termos, como se o reator estivesse reduzido a um ponto (e por isso chamamos esta abordagem de cinética pontual).

Sabe-se que alguns nêutrons são emitidos de modo atrasado em relação à fissão por conta de um decaimento beta que precede a emissão de um nêutron. Existem duas vias que conduzem a retardos mais longos. As outras (uma centena de processos similares) são, na prática, reagrupadas em quatro outras “pseudo-cadeias” (formando

assim um total de seis grupos de nêutrons atrasados) cujas características são ajustadas a partir de dados experimentais.

Para um dado núcleo físsil, cada grupo “i” de nêutrons atrasados é caracterizado por dois parâmetros nucleares:

- A proporção β_i de nêutrons atrasados deste grupo entre o grupo de nêutrons emitidos por fissão (*prompts* e atrasados), expressa, na prática em pcm;
- A constante de decaimento radioativo λ_i do precursor, isto é, da desintegração beta que vai conduzir ao núcleo capaz de emitir (de maneira praticamente instantânea) um nêutron.

Tabela 3.4.-1: Parâmetros Neutrônicos Totalmente Experimentais para o Reator IPEN/MB-01. ¹⁵

i	β_i	λ_i (s ⁻¹)
1	(2,679 ± 0,023) E-4	0,012456 (fixo)
2	(1,463 ± 0,069) E-3	0,0319 ± 0,0032
3	(1,34 ± 0,13) E-3	0,1085 ± 0,0054
4	(3,10 ± 0,10) E-3	0,3054 ± 0,0055
5	(8,31 ± 0,62) E-4	1,085 ± 0,044
6	(4,99 ± 0,27) E-4	3,14 ± 0,11
$\beta_{\text{eff}} = (7,50 \pm 0,19) \text{ E-3}$		$\Lambda = 31,96 \pm 1,06$ (μs)

O método mais utilizado para a determinação da reatividade é o Método da Cinética Inversa, que parte das equações de cinética pontual. As equações de cinética pontual podem ser dadas por: ^{16,17,18}

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\rho(t_j) - \beta}{\Lambda} n(t_j) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t_j) + S \quad (3.4.-2)$$

e:

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} n(t) - \lambda_i C_i(t) \quad (3.4.-3)$$

Onde: “ $n(t_j)$ ” é o número total de nêutrons no núcleo do reator no instante (t_j) ; “ $C_i(t_j)$ ” é o número total de precursores de nêutrons atrasados para cada grupo de nêutrons atrasados i , no instante “ (t_j) ”; “ S ” é o valor da fonte externa, que é considerado constante ao longo do tempo; “ Λ ” é o tempo de geração de nêutrons prontos; “ ρ ” é a reatividade a ser determinada; “ β_i ” e “ λ_i ” são a fração de precursores de nêutrons atrasados e a constante de decaimento para cada grupo i ; $\beta_{eff} = \sum_{i=1}^6 \beta_i$ é a fração efetiva de nêutrons atrasados, citada na equação (3.4.-2) como “ β ”.

A partir dessas equações, chegamos às equações que chamamos de cinética inversa, que são:

$$\rho(t_j) = \frac{\Lambda}{n(t_j)} \frac{dn}{dt} + \beta - \frac{\Lambda}{n(t_j)} \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t_j) - \frac{\Lambda}{n(t_j)} S \quad (3.4.-4)$$

Onde:

$$C_i(t_j) = C_i(0) \exp(-\lambda_i t_j) + \frac{\beta_i}{\Lambda} \exp(-\lambda_i t_j) \int_0^{t_j} n(t') \exp(\lambda_i t') dt' \quad (3.4.-5)$$

Este método é comumente utilizado para determinar-se a reatividade em alta potência, ou com o reator crítico.

É importante ressaltar que, no reator IPEN/MB-01, existe um programa em linguagem gráfica LABVIEW (reatímetro) que é capaz de resolver esse sistema de equações através do sinal de corrente de um detector, inferindo, desta forma, a reatividade do sistema. A partir daí, pode-se obter a reatividade em várias situações diferentes no reator IPEN/MB-01.

3.5. Reatímetro

Para uma determinação precisa da reatividade, foi utilizado um dispositivo chamado “reatímetro”, desenvolvido pelo IPEN. O reatímetro é capaz de medir tanto reatividade positiva quanto negativa e a conversão dos sinais do detector em reatividade é feita por um algoritmo baseado na teoria da cinética inversa, mostrada anteriormente.

Neste sentido, vale destacar que o reatímetro foi essencial para o experimento, já que ele permitiu a determinação em tempo real da reatividade como uma função tanto da temperatura quanto da posição da barra de controle no núcleo do reator. Deve-se destacar que todos os parâmetros cinéticos foram medidos na instalação.

Uma vez que o sinal desejado é adquirido pela placa de aquisição, todo o processamento matemático posterior é feito através de um software, podendo ainda gerar telas, gráficos e todos os itens existentes em um instrumento real de bancada.

O reatímetro utiliza um algoritmo para o cálculo de reatividade obtido a partir das equações de cinética pontual rearranjadas de modo a explicitar a reatividade em função do tempo.

O painel frontal do reatímetro contém telas gráficas, janelas para entrada de parâmetros cinéticos, botões de liga/desliga e interrompe aquisição, seletor de taxa de aquisição, unidades de medida e modo de entrada de sinal, todos eles acessíveis através do mouse. Os dados lidos e manipulados em tempo real podem ser gravados continuamente em formato tipo “nome.dat” ou “nome.txt” para posterior análise ou apresentação.

Além disso, no mesmo painel há janelas para entrada das equações de conversão de tensão em temperatura bem como botões para escolha dos canais digitais e taxa de amostragem para a aquisição do sinal de posição de bancos.

A figura 3.5.-1 mostra o painel do instrumento virtual o qual possui um canal analógico para medidas de reatividade, dois canais analógicos para medidas de temperatura e quatro canais digitais para a tomada da posição de bancos de controle de reatores nucleares. Se necessário, o número de canais pode ser alterado via software dependendo da placa de aquisição disponível.

Figura 3.5.-1: Painel frontal do instrumento virtual desenvolvido pelo CENF.

A figura 3.5.-2 mostra uma parte do “código fonte”, chamado de diagrama, o qual é responsável por todas as operações matemáticas e a comunicação com a placa de aquisição ou outros instrumentos:

Figura 3.5.-2: Parte do diagrama (código fonte) que constitui o algoritmo do reatímetro. Os quadrados indicados por uma seta são o análogo das subrotinas em linguagem de programação comum.

O sistema de aquisição foi testado em várias ocasiões e os resultados obtidos estão em excelente acordo com os valores calculados e/ou medidos por meios independentes.

Algoritmo do Reatímetro

Figura 3.5.-1: Fluxograma do Reatímetro

O algoritmo para o cálculo de reatividade é obtido partindo-se das equações de cinética pontual:

$$\frac{dN(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} N(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) \quad (3.5.-1)$$

e:

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} N(t) - \lambda_i C_i(t), \quad (3.5.-2)$$

Onde:

$N(t)$ = população neutrônica no instante t.

$\rho(t)$ = reatividade ao instante t.

β = fração efetiva de nêutrons atrasados.

β_i = abundância de nêutrons atrasados do i-ésimo grupo de precursores.

λ_i = constante de decaimento do i-ésimo grupo de precursores.

$C_i(t)$ = concentração de precursores do i-ésimo grupo no instante t.

Λ = tempo de geração de nêutrons prontos.

Integrando a equação (3.5.-2), entre $t'=0$ e $t'=t$, chegamos à equação que já foi mencionada anteriormente:

$$C_i(t) = C_i(0)e^{-\lambda_i t} + \frac{\beta_i}{\Lambda} e^{-\lambda_i t} \int_0^t N(t') e^{\lambda_i t'} dt' \quad (3.5.-3)$$

Substituindo (3.5.-3) em (3.5.-1) tem-se:

$$\begin{aligned} \rho(t) = & \frac{\Lambda}{N(t)} \frac{dN(t)}{dt} + \beta - \frac{\Lambda}{N(t)} \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(0) e^{-\lambda_i t} \\ & - \frac{1}{N(t)} \sum_{i=1}^6 \lambda_i \beta_i e^{-\lambda_i t} \int_0^t N(t') e^{\lambda_i t'} dt' \end{aligned} \quad (3.5.-4)$$

Supondo o reator crítico em $t = 0$ obtemos, para cada i,

$$C_i(0) = \frac{\beta_i}{\lambda_i \Lambda} N_0 \quad (3.5.-5)$$

Substituindo (3.5.-5) em (3.5.-4),

$$\begin{aligned} \rho(t) = & \frac{\Lambda}{N(t)} \frac{dN(t)}{dt} + \beta - \frac{N_0}{N(t)} \sum_{i=1}^6 \beta_i e^{-\lambda_i t} \\ & - \frac{1}{N(t)} \sum_{i=1}^6 \lambda_i \beta_i e^{-\lambda_i t} \int_0^t N(t') e^{\lambda_i t'} dt' \end{aligned} \quad (3.5.-6)$$

O algoritmo final para o cálculo da reatividade é obtido a partir da equação (3.5.-6), avaliando a derivada e a integral em termos de pequenos intervalos de tempo, $t_0, t_k, t_{k+1}, \dots, t_{k+n}$.

Definindo:

$$A_k = \frac{\Lambda}{N_k} \frac{dN}{dt} \Big|_{t_k} + \beta, \quad (3.5.-7)$$

$$D_{i,k} = \lambda_i C_i(0) e^{-\lambda_i t_k} \quad (3.5.-8)$$

e

$$F_{i,k} = \lambda_i \beta_i e^{-\lambda_i t_k} \int_0^{t_k} N(t) e^{\lambda_i t} dt, \quad (3.5.-9)$$

Temos que a reatividade no instante t_k pode ser escrita como:

$$\rho_k = A_k - \frac{\Lambda}{N_k} \sum_{i=1}^6 D_{i,k} - \frac{1}{N_k} \sum_{i=1}^6 F_{i,k} \quad (3.5.-10)$$

Já no instante imediatamente posterior, t_{k+1} , a reatividade pode ser dada por:

$$\rho_{k+1} = A_{k+1} - \frac{\Lambda}{N_{k+1}} \sum_{i=1}^6 D_{i,k+1} - \frac{1}{N_{k+1}} \sum_{i=1}^6 F_{i,k+1} \quad (3.5.-11)$$

Em que, pode ser demonstrado que:

$$A_{k+1} = \frac{\Lambda}{N_{k+1}} \frac{dN}{dt} \Big|_{t_{k+1}} + \beta, \quad (3.5.-12)$$

$$D_{i,k+1} = D_{i,k} e^{-\lambda_i \Delta t}, \quad (3.5.-13)$$

e

$$F_{i,k+1} = F_{i,k} e^{-\lambda_i \Delta t} + \lambda_i \beta_i e^{-\lambda_i t_{k+1}} \int_{t_k}^{t_{k+1}} N(t) e^{\lambda_i t} dt, \quad (3.5.-14)$$

Nas expressões (3.5.-13) e (3.5.-14), temos que $\Delta t = (t_{k+1} - t_k)$ representa o intervalo de tempo utilizado pelo algoritmo do reatímetro para o cálculo da reatividade.

Assim, a equação (3.5.-11), juntamente com as equações (3.5.-12), (3.5.-13) e (3.5.-14), constituem um algoritmo tipo passo, onde a reatividade no instante t_{k+1} é obtida utilizando os parâmetros conhecidos no instante imediatamente anterior, t_k .

Capítulo 4

Resultados Experimentais

Os experimentos realizados no reator IPEN/MB-01 foram conduzidos com cuidado e bem documentados. Todos os detalhes do experimento estão arquivados nos relatórios internos do IPEN e nos livros de registro do reator.

4.1. Dados da Calibração das Barras de Controle

Para ser realizada esta calibração, a barra de controle BC#2 foi inicialmente totalmente inserida e a barra BC#1 inteiramente retirada da região ativa. As medidas foram sendo realizadas movendo-se aos poucos BC#1 (inserindo-a cada vez mais no núcleo) e então BC#2 (retirando-a cada vez mais) e medindo-se, desta forma, a diferença de reatividade e a reatividade acumulada em cada etapa.

A tabela 4.1.-1 mostra os Dados Experimentais da Calibração das Barras de Controle; ou os valores obtidos em cada etapa (item) para a porcentagem de inserção das barras de controle BC#1 e BC#2, a temperatura medida (°C), a reatividade acumulada (pcm) e a diferença de reatividade (pcm).

Tabela 4.1.-1: Dados Experimentais da Calibração das Barras de Controle.

						$\Delta\rho$					
ITEM	BC1	BC2	T	ρ Acumulada	Erro	PRETO	Erro	VERMELHO	Erro	Média	Erro
1	32,7	99,74	21,13	3231	12,1	Crítico		Crítico		Crítico	
2	35,08	99,74	21,08			100,67	1,04	100,66	0,75	100,67	0,90

3	35,08	91,4	21,07	3130	12,1	Crítico		Crítico		Crítico	
4	37,63	91,4	21,07			114,96	1,1	114,91	0,62	114,94	0,86
5	37,63	85,68	21,08	3015,3	12	Crítico		Crítico		Crítico	
6	39,73	85,68	21,04			99,99	1	100,03	0,88	100,01	0,94
7	39,72	81,83	21,1	2915,3	12	Crítico		Crítico		Crítico	
8	42,12	81,83	21,13			120,89	0,9	120,84	0,65	120,87	0,78
9	42,12	77,92	21,19	2797,4	11,9	Crítico		Crítico		Crítico	
10	44,17	77,92	21,2			108,97	1,1	108,99	0,86	108,98	0,98
11	44,17	74,73	21,22	2685,4	11,9	Crítico		Crítico		Crítico	
12	46,13	74,73	21,14			103,79	1	103,89	0,9	103,84	0,95
13	46,13	71,99	21,17	2581,7	11,8	Crítico		Crítico		Crítico	
14	48,11	71,99	21,11			108,07	1,1	108,09	0,8	108,08	0,95
15	48,11	69,33	21,04	2473,6	11,8	Crítico		Crítico		Crítico	
16	49,95	69,33	21,08			101,14	1,1	101,02	0,7	101,08	0,90
17	49,95	67,02	21,16	2372,4	11,7	Crítico		Crítico		Crítico	
18	51,76	67,02	21,16			99,5	1,1	99,7	0,9	99,60	1,00
19	51,76	64,8	21,16	2272,9	11,7	Crítico		Crítico		Crítico	
20	53,64	64,8	21,18			101,57	0,95	101,67	0,82	101,62	0,89
21	53,64	62,63	21,16	2171,2	11,7	Crítico		Crítico		Crítico	
22	55,58	62,63	21,21			102,78	1	102,9	0,8	102,84	0,90
23	55,58	60,52	21,19	2068,5	11,6	Crítico		Crítico		Crítico	
24	57,56	60,52	21,19			103,4	1	103,34		103,37	1,00
25	57,56	58,49	21,16	1965,1	11,6	Crítico		Crítico		Crítico	
26	59,55	58,49	21,24			103,15	1,1	103,22	1	103,19	1,05
27	59,55	56,53	21,24	1861,8	11,6	Crítico		Crítico		Crítico	
28	61,44	56,53	21,21			95,81	1,1	95,83	0,8	95,82	0,95
29	61,44	54,73	21,22	1766,1	11,5	Crítico		Crítico		Crítico	
30	63,59	54,73	21,22			105,6	0,7	105,11	0,77	105,36	0,74
31	63,59	52,76	21,2	1660,25	11,5	Crítico		Crítico		Crítico	
32	65,74	52,76	21,23			99,3	0,96	99,21	0,73	99,26	0,85
33	65,74	50,92	21,25	1561	11,4	Crítico		Crítico		Crítico	
34	68,13	50,92	21,25			105,8	1,09	105,7	0,54	105,75	0,82
35	68,13	48,99	21,07	1455,3	11,4	Crítico		Crítico		Crítico	
36	70,24	48,99	21,25			90,14	0,75	90,11	0,93	90,13	0,84
37	70,24	47,32	21,14	1365,2	11,3	Crítico		Crítico		Crítico	
38	72,35	47,32	21,14			84,53	0,9	84,51	0,8	84,52	0,85
39	72,35	45,78	21,15	1280,7	11,3	Crítico		Crítico		Crítico	
40	74,72	45,78	21,18			90,9	1	90,84	1	90,87	1,00
41	74,72	44,06	21,19	1189,9	11,3	Crítico		Crítico		Crítico	
42	77,35	44,06	21,18			91,9	0,8	91,9	0,8	91,90	0,80
43	77,35	42,29	21,17	1098	11,2	Crítico		Crítico		Crítico	
44	80,44	42,29	21,17			97,6	1,1	97,7	1	97,65	1,05
45	80,44	40,38	21,18	1000,4	11,2	Crítico		Crítico		Crítico	
46	84,04	40,38	21,17			101,3	1,1	101,5	1	101,40	1,05
47	84,04	38,21	21,17	899	11,1	Crítico		Crítico		Crítico	
48	88,36	38,21	21,2			96,7	1	96,7	0,8	96,70	0,90
49	88,36	36,14	21,19	802,3	11,1	Crítico		Crítico		Crítico	
50	93,52	36,14	21,19			90,8	0,8	90,8	0,7	90,80	0,75
51	93,52	34,06	21,17	711,5	11	Crítico		Crítico		Crítico	
52	99,63	34,06	21,17			68,4	0,9	68,7	0,9	68,55	0,90

53	99,63	32,39	21,17	643	11	Crítico	Crítico	Crítico
----	-------	-------	-------	-----	----	---------	---------	---------

Deve-se ressaltar que a análise das incertezas é encontrada no item 4.3. deste capítulo.

O item 53 da tabela 4.1.-1, mostrada anteriormente, deve ser analisado de forma cuidadosa: como BC#1 se iniciou na posição 32,7% retirada, ao final do experimento foi necessário realizar o *rod-drop*, ou a inserção total do banco de controle BC#2, para que se pudesse obter a reatividade equivalente entre a posição totalmente retirada e a posição inicial do experimento.

A partir da tabela 4.1.-1 foi possível fazer os gráficos comentados no capítulo 3 deste trabalho, item 3.1. Para a obtenção das curvas diferenciais foi utilizado um modelo de ajuste senoidal do tipo: $Dif(x) = A \cdot \sin\left(\pi \frac{x-x_c}{w}\right)$.

Gráfico 4.1.-1: Calibração do Banco de Controle 1 (BC#1) utilizando o Valor Diferencial.

Gráfico 4.1.-2: Calibração do Banco de Controle 2 (BC#2) utilizando o Valor Diferencial.

Para a obtenção das curvas integrais, foi utilizado um modelo de ajuste de Boltzmann:

Gráfico 4.1.-3: Valor Integral da BC#1 pelo Método da Cinética Inversa.

Gráfico 4.1.-4: Valor Integral da BC#2 pelo Método da Cinética Inversa.

4.2. Medida da Reatividade Inserida para as Várias Amostras

Para a realização dos experimentos de reatividade inserida por amostras, deve-se, antes de tudo, estabelecer padrões de referência. Primeiramente, foram realizadas medidas, utilizando-se uma vareta desmontável, contendo apenas pastilhas combustíveis e, por último, foram realizadas medidas, utilizando-se uma vareta desmontável contendo, além de pastilhas combustíveis, uma pequena amostra de alumínio (de 2 cm de altura).

O experimento contendo uma amostra de alumínio foi realizado para ser utilizado como padrão de comparação, pois se sabe que a seção de choque de absorção deste material é extremamente pequena, podendo-se considerar, em física de reatores e neste tipo de experimento, que, ao ser inserida uma amostra de alumínio no núcleo do reator, é inserido um vazio. Este experimento, análogo ao com pastilhas de UO_2 , foi utilizado para ser possível verificar até que ponto a retirada destas pastilhas combustíveis influenciou as reatividades medidas.

É importante observar que medidas de reatividade são muito delicadas e facilmente influenciáveis pela temperatura. Por esta razão, em todas as medidas a serem

realizadas deve-se procurar manter a temperatura do experimento o mais estável possível, e, além de estável, deve-se procurar manter a temperatura idêntica em todos os experimentos, para a comparação posterior dos dados.

Para tornar esta tarefa factível, nos experimentos de referência, foram realizadas medidas de *steps* de temperatura e foi analisada a variação da reatividade. A partir dessas medidas, pôde-se calcular um fator de correção que permitiu a comparação dos resultados a uma única temperatura. Foi escolhida, então, a temperatura de 20,5°C, pois esta é a temperatura em que os cálculos do MCNP-5 são feitos. Sendo assim, tendo os dados experimentais corrigidos para 20,5°C pôde-se compará-los aos resultados teóricos calculados a partir do código computacional.

Nos experimentos que se seguiram, todas as irradiações foram realizadas à potência de 1 Watt e, como já mencionado, a posição de irradiação utilizada foi a posição central identificada por M- 14 no núcleo do reator nuclear IPEN/MB-01. Além disso, o banco de controle BC#1 foi fixado na altura 58,00 para todas as operações.

4.2.1. Caso Sem Amostras (Vareta Especial Preenchida por pastilhas de UO₂)

Como mencionado anteriormente, no experimento contendo apenas pastilhas combustíveis foram realizadas medidas de *steps* de temperatura. A tabela 4.2.1.-1. mostra a temperatura média dos *steps* medidos e a posição correspondente do banco de controle BC#2:

Tabela 4.2.1.-1: Temperatura Média dos *Steps* e Posição do Banco de Controle BC#2.

Temperatura Média do Step (°C)	SD	SDM	BC#2	SD	SDM
18,090	0,031	0,004	57,8383	0,0118	0,0008
19,511	0,032	0,003	57,9083	0,0124	0,0007
20,552	0,031	0,003	57,9584	0,0140	0,0008
21,695	0,037	0,005	58,0160	0,0131	0,0009
22,428	0,035	0,005	58,0575	0,0133	0,0010
23,243	0,023	0,003	58,1050	0,0106	0,0008

Na tabela acima e nas seguintes a serem mostradas, “SD” indica o desvio padrão e “SDM” indica o desvio padrão da média. “Ro₆₁₇” e “Ro₆₅₁₄” indicam as reatividades medidas por dois detectores diferentes.

O gráfico 4.2.1.-1 mostra os *steps* de temperatura obtidos pelos doze diferentes termopares dispostos pelo núcleo do reator.

Gráfico 4.2.1.-1: Temperatura x Tempo

O gráfico 4.2.1.-2 mostra os *steps* de temperatura obtidos pela média das medidas dos doze diferentes termopares dispostos pelo núcleo do reator em função do tempo.

Gráfico 4.2.1.-2: Temperatura Média x Tempo

Durante o processo de mudança de temperatura, o reator se manteve crítico, e sua reatividade média pode ser vista na tabela 4.2.1.-2, abaixo:

Tabela 4.2.1.-2: Reatividade medida pelos dois detectores.

Ro₆₁₇ (pcm)	SD	SDM	Ro₆₅₁₄ (pcm)	SD	SDM
3,412E-04	1,6205	0,0190	4,969E-04	1,7329	0,0203

Além disso, foi feito o gráfico da posição da barra de controle BC#2 versus a temperatura do sistema (ver gráfico 4.2.1.-3) para que fossem feitas as correções necessárias da posição das barras de controle no caso crítico considerando a temperatura de 20,5 °C.

A partir do gráfico, pode-se perceber que a inserção da barra de controle BC#2 aumenta com a temperatura. Assim, fazendo um ajuste linear dos pontos experimentais, obtém-se a equação:

$$P = 0,0514 \cdot T + 56,899 \quad (4.2.1.-1)$$

Onde “P” é a posição da barra de controle e “T” é a temperatura do sistema.

Sabe-se que o coeficiente de determinação, simbolizado por R^2 , indica quantos por cento a variação explicada pela regressão representa da variação total, indicando, portanto, a qualidade da regressão.

O R^2 obtido foi de 0,9545. Deve-se lembrar de que, quanto mais próximo da unidade for o coeficiente de determinação, maior será a validade da regressão. Desta forma, considerando o valor obtido, pode-se considerar que o ajuste para os dados foi muito bom.

Gráfico 4.2.1.-3: Posição da Barra de Controle BC#2 x Temperatura do Sistema.

De acordo com a equação obtida (equação 4.2.1.-1), para $T = 20,5 \text{ } ^\circ\text{C}$, temos que $BC\#2 = 57,9527$.

Fixando BC#2 no ponto **57,85** (ponto inicial da Tabela 4.2.1.-1), obtiveram-se os seguintes resultados:

Tabela 4.2.1.-3: Reatividade medida pelos dois detectores com BC#2 Fixada em **57,85**.

Ro₆₁₇ (pcm)	SD	SDM	Ro₆₅₁₄ (pcm)	SD	SDM
-12,6534	1,6475	0,1225	-12,6184	1,9116	0,1421

E a temperatura média obtida, nesta situação foi de:

Tabela 4.2.1.-4: Temperatura média obtida nos pontos onde a reatividade foi colhida na tabela 4.2.1.-3.

Temperatura (°C)	SD	SDM
23,280	0,025	0,004

A temperatura medida, durante as medidas de criticalidade e de reatividade, pelos 12 termopares dispostos por entre o núcleo, se manteve bem estável, como pode ser comprovado analisando-se o gráfico 4.2.1.-4, abaixo:

Gráfico 4.2.1.-4: Temperatura Durante a Realização do Experimento, após os *steps* de temperatura serem medidos.

Já a reatividade medida quando o reator ficou crítico para ser iniciado o experimento, e a reatividade medida quando BC#2 foi forçada à sua posição inicial, antes do aumento de temperatura, podem ser conferidas a partir da análise do gráfico 4.2.1.-5, abaixo:

Gráfico 4.2.1.-5: Reatividade x Tempo

O gráfico 4.2.1.-5 descreve como a reatividade do sistema se comportou ao longo do tempo. Nesta etapa foram percebidos claramente dois momentos distintos: em um primeiro momento, a reatividade permaneceu estável em torno de zero, como se pode confirmar pela tabela 4.2.1.-2. Em um segundo momento, a reatividade caiu abruptamente e permaneceu em torno de -12,6 pcm (ver tabela 4.2.1.-3).

Isto aconteceu porque, até este momento em que a reatividade caiu abruptamente, a barra de controle BC#2 estava com seus movimentos em automático. Com o aumento da temperatura, o sistema compensava a reatividade, mudando a posição de BC#2 (ver tabela 4.2.1.-1 e gráfico 4.2.1.-3), mantendo o sistema crítico e a reatividade sempre em torno de zero. No momento em que BC#2 foi forçado a ficar na posição inicial, o sistema ficou subcrítico.

Para uma correção da temperatura ser feita, foi eleita a temperatura de 20,5 °C. Como dito anteriormente, esta marca foi definida, porque é a que o código MCNP-5 utiliza em seus cálculos, e só assim poder-se-ia comparar de uma forma confiável os dados experimentais com os resultados teóricos.

Para a correção, assumiu-se que a reatividade varia linearmente com a temperatura. Sendo assim, pôde-se calcular o valor da reatividade para a temperatura de 20,5 °C através da equação:

$$\rho(20,5) = (20,5 - T_0) \cdot \alpha_T + \rho_0 \quad (4.2.1.-2)$$

Onde “ T_0 ” é obtido a partir da tabela 4.2.1.-1 e “ ρ_0 ” a partir da tabela 4.2.1.-2. Além disso, tem-se que o modo como a reatividade varia com a temperatura pode ser dado pela expressão: $\alpha_T = \frac{\Delta\rho}{\Delta T}$, também chamado de **coeficiente de temperatura**¹⁹.

Os resultados calculados são mostrados a seguir:

Correção da Temperatura

Primeiramente, para se fazer a correção da temperatura, calculou-se o coeficiente de temperatura a partir dos dados colhidos²⁰. Na tabela abaixo (tabela 4.2.1.-5), pode-se ver o valor destes coeficientes de temperatura ($\Delta\rho/\Delta T$) calculados a partir dos dados obtidos pelos dois detectores utilizados.

Tabela 4.2.1.-5: Dados da Correção feita para a Temperatura.

Temperatura (°C)	$\Delta\rho_{617}/\Delta T$ (pcm/°C)	Erro $\Delta\rho/\Delta T$	$\Delta\rho_{6514}/\Delta T$ (pcm/°C)	Erro $\Delta\rho/\Delta T$
20,5	-2,4384	-0,4454	-2,4317	-0,4973

ρ_{617} (à 20,5 °C) (pcm)	Erro (pcm)	ρ_{6514} (à 20,5 °C) (pcm)	Erro (pcm)
-5,8758	1,6206	-5,8595	1,7330

Após calcular os coeficientes de temperatura, a equação 4.2.1.-2 foi utilizada para calcular-se a reatividade a 20,5°C. A tabela 4.2.1.-5, mostrada anteriormente, mostra os valores destas reatividades calculadas para os dois detectores utilizados no experimento, juntamente com suas incertezas associadas.

A partir dos cálculos realizados percebeu-se que, a cada aumento em 1 °C na temperatura, o sistema terá sua reatividade diminuída em aproximadamente -2,4 pcm.

4.2.2. Caso com Amostra de Ouro

Inserindo uma amostra de ouro na vareta combustível especial no lugar de duas pastilhas combustíveis, chegou-se aos seguintes resultados para a configuração crítica:

Tabela 4.2.2.-1: Temperatura e Posição da barra de controle BC#2.

Temperatura (°C)	SD	SDM	BC#2	SD	SDM
20,8456	0,0289	0,0019	58,8979	0,0135	0,0004

A partir da equação (4.2.1.-1), obtida no item anterior, a posição da barra de controle foi corrigida considerando-se uma temperatura de 20,5 °C:

Valor corrigido para 20,5 °C: BC#2 = **58,8798**

Gráfico 4.2.2.-1: Temperatura x Tempo

A partir do gráfico 4.2.2.-1, podemos perceber que a temperatura permaneceu extremamente estável durante o experimento.

A reatividade média do sistema, quando o reator se manteve crítico, pode ser vista na tabela 4.2.2.-2, logo abaixo:

Tabela 4.2.2.-2: Reatividade medida pelos dois detectores.

Ro₆₁₇ (pcm)	SD	SDM	Ro₆₅₁₄ (pcm)	SD	SDM
0,0598	1,6609	0,0554	0,0439	1,7435	0,0581

Gráfico 4.2.2.-2: Reatividade x Tempo

Ao considerar o gráfico acima (gráfico 4.2.2.-2), nota-se rapidamente, a partir da queda abrupta descrita pela figura, que a amostra de ouro inseriu uma reatividade negativa bem visível no sistema. Isto já era esperado, considerando que o ouro possui uma seção de choque de absorção de nêutrons alta.

Fixando BC#2 no ponto **57,95** (posição obtida no item anterior), os seguintes resultados foram obtidos:

Tabela 4.2.2.-3: Reatividade medida pelos dois detectores com BC#2 Fixada em 57,95.

Ro₆₁₇ (pcm)	SD	SDM	Ro₆₅₁₄ (pcm)	SD	SDM
-45,8422	1,9767	0,1499	-45,5983	2,3447	0,1778

E a temperatura média obtida, nesta situação foi de:

Tabela 4.2.2.-4: Temperatura média obtida, em °C, nos pontos onde a reatividade foi colhida na tabela 4.2.2.-3.

Temperatura (°C)	SD	SDM	ΔT (°C)	Erro ΔT
20,832	0,028	0,004	0,332	0,020

Correção da Reatividade:

Como explicado em detalhes no item anterior, uma correção no valor da reatividade com relação à temperatura foi feita. A tabela 4.2.2.-5 mostra em quanto a reatividade foi corrigida:

Tabela 4.2.2.-5: Correção da reatividade pela variação da temperatura, em pcm.

ΔRo_{617}	Erro	ΔRo_{6514}	Erro
-0,8103	0,1562	-0,8081	0,1726

E então, o valor final a ser considerado como o Valor da Reatividade Corrigido para uma temperatura de $T = 20,5$ °C pode ser dado por:

Tabela 4.2.2.-6: Valor da Reatividade Corrigido, em pcm.

Ro_{617}	Erro	Ro_{6514}	Erro
-45,0319	1,9829	-44,7902	2,3511

4.2.3. Caso com Amostra de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$

Inserindo duas pastilhas de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ na vareta combustível especial no lugar de duas pastilhas combustíveis, chegou-se aos seguintes resultados para a configuração crítica:

Tabela 4.2.3.-1: Temperatura e Posição da barra de controle BC#2.

Temperatura (°C)	SD	SDM	BC#2	SD	SDM
20,963	0,026	0,003	58,2907	0,0166	0,0007

A partir da equação (4.2.2.1.-1), obtida no item 4.2.2.1., a posição da barra de controle foi corrigida considerando-se uma temperatura de 20,5 °C:

Valor corrigido para 20,5 °C: BC#2 = **58,2667**

Gráfico 4.2.3.-1: Temperatura x Tempo

A reatividade média do sistema, quando o reator se manteve crítico, pode ser vista na tabela 4.2.3.-2, logo abaixo:

Tabela 4.2.3.-2: Reatividade medida pelos dois detectores.

Ro ₆₁₇ (pcm)	SD	SDM	Ro ₆₅₁₄ (pcm)	SD	SDM
-0,0315	1,5816	0,1021	-0,0181	1,8186	0,1174

Gráfico 4.2.3.-2: Reatividade x Tempo

A partir do gráfico 4.2.3.-2, pode-se notar que a reatividade não cai tão abruptamente como no caso do ouro, do item anterior. Isto acontece porque a seção de choque de absorção do $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ não é tão alta, mas ainda assim pode-se ver claramente a reatividade negativa inserida no sistema.

Fixando BC#2 no ponto **57,95**, obtemos os seguintes resultados:

Tabela 4.2.3.-3: Reatividade medida pelos dois detectores com BC#2 Fixada em 57,95.

Ro₆₁₇ (pcm)	SD	SDM	Ro₆₅₁₄ (pcm)	SD	SDM
-17,0424	1,9071	0,1099	-17,0589	2,0438	0,1178

E a temperatura média obtida, nesta situação é de:

Tabela 4.2.3.-4: Temperatura média obtida nos pontos onde a reatividade foi colhida na tabela 4.2.3.-3.

Temperatura (°C)	SD	SDM	ΔT	Erro ΔT
20,985	0,031	0,004	0,485	0,020

Correção da Reatividade:

A tabela 4.2.3.-5 mostra em quanto a reatividade foi corrigida:

Tabela 4.2.3.-5: Correção da reatividade pela variação da temperatura.

ΔRo_{617}	Erro	ΔRo_{6514}	Erro
-1,1819	0,2215	-1,1787	0,2461

Valor da Reatividade Corrigido para uma temperatura de T= 20,5 °C:

Tabela 4.2.3.-6: Valor da Reatividade Corrigido.

Ro₆₁₇	Erro	Ro₆₅₁₄	Erro
-15,8605	1,9199	-15,8802	2,0585

4.2.4. Caso com Amostra de $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-B}_4\text{C}$

Inserindo duas pastilhas de $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-B}_4\text{C}$ na vareta combustível especial no lugar de duas pastilhas combustíveis, chegou-se aos seguintes resultados para a configuração crítica:

Tabela 4.2.4.-1: Temperatura e Posição da barra de controle BC#2.

Temperatura (°C)	SD	SDM	BC#2	SD	SDM
20,532	0,034	0,003	58,5893	0,0197	0,0010

A partir da equação (4.2.2.1.-1), obtida no item 4.2.2.1., a posição da barra de controle foi corrigida considerando-se uma temperatura de 20,5 °C:

Valor corrigido para 20,5 °C: BC#2 = **58,5876**

Gráfico 4.2.4.-1: Temperatura x Tempo

A reatividade média do sistema, quando o reator se manteve crítico, pode ser vista na tabela 4.2.4.-2, logo abaixo:

Tabela 4.2.4.-2: Reatividade medida pelos dois detectores.

Ro ₆₁₇ (pcm)	SD	SDM	Ro ₆₅₁₄ (pcm)	SD	SDM
0,2152	1,6684	0,0873	0,2404	1,7301	0,0906

Gráfico 4.2.4.-2: Reatividade x Tempo

A partir do gráfico 4.2.4.-2 pode-se notar que novamente existe uma clara queda na reatividade do sistema, indicando a inserção de reatividade negativa pela amostra. Além disso, pode-se notar que existe uma queda brusca por volta de 14:32h e logo depois a reatividade se estabiliza. Variações como estas são consideradas normais antes da estabilização da reatividade.

Fixando BC#2 no ponto **57,95**, obtemos os seguintes resultados:

Tabela 4.2.4.-3: Reatividade medida pelos dois detectores com BC#2 Fixada em **57,95**.

Ro₆₁₇ (pcm)	SD	SDM	Ro₆₅₁₄ (pcm)	SD	SDM
-29,8881	1,8817	0,1399	-29,7988	1,9971	0,1484

E a temperatura média obtida, nesta situação é de:

Tabela 4.2.4.-4: Temperatura média obtida nos pontos onde a reatividade foi colhida na tabela 4.2.4.-3.

Temperatura (°C)	SD	SDM	ΔT	Erro ΔT
20,504	0,032	0,005	0,004	0,021

Correção da Reatividade:

A tabela 4.2.4.-5 mostra em quanto a reatividade foi corrigida:

Tabela 4.2.4.-5: Correção da reatividade pela variação da temperatura.

ΔRo_{617} (pcm)	Erro	ΔRo_{6514} (pcm)	Erro
-0,0108	0,0502	-0,0107	0,0501

Valor da Reatividade Corrigido para uma temperatura de $T = 20,5\text{ }^{\circ}\text{C}$:

Tabela 4.2.4.-6: Valor da Reatividade Corrigido

$R_{o_{617}}$	Erro	$R_{o_{6514}}$	Erro
-29,8773	1,8824	-29,7880	1,9977

4.2.5. Caso com Amostra de Chumbo

Inserindo uma amostra de 2 cm de chumbo na vareta combustível especial, no lugar de duas pastilhas combustíveis, chegou-se aos seguintes resultados para a configuração crítica:

Tabela 4.2.5.-1: Temperatura e Posição da barra de controle BC#2.

Temperatura	SD	SDM	BC#2	SD	SDM
20,671	0,065	0,005	58,0323	0,0137	0,0005

A partir da equação (4.2.2.1.-1), obtida no item 4.2.2.1., a posição da barra de controle foi corrigida considerando-se uma temperatura de $20,5\text{ }^{\circ}\text{C}$:

Valor corrigido para $20,5\text{ }^{\circ}\text{C}$: BC#2 = **58,0235**

A temperatura se manteve estável, como pode ser conferido ao analisar-se o gráfico abaixo (gráfico 4.2.5. -1). O valor médio da temperatura foi dado já na tabela 4.2.5. -1.

Gráfico 4.2.5. -1: Temperatura x Tempo

A reatividade média do sistema, quando o reator se manteve crítico, pode ser vista na tabela 4.2.5.-2, logo abaixo:

Tabela 4.2.5.-2: Reatividade medida pelos dois detectores.

R_{o617}	SD	SDM	R_{o6514}	SD	SDM
0,0031	1,6091	0,0555	-0,0033	1,7036	0,0587

Depois de manter o reator crítico e depois fixando-se BC#2 na posição 57,95, chegaram-se aos resultados que podem ser resumidos pelo gráfico apresentado abaixo (gráfico 4.2.5. -2):

Gráfico 4.2.5. -2: Reatividade x Tempo

A partir do gráfico acima (gráfico 4.2.5. -2), vemos que a reatividade negativa inserida pela amostra de chumbo é bem suave se comparada às outras amostras analisadas anteriormente. Mesmo assim, ainda é possível ver uma queda clara na figura. Como já foi visto, isto acontece quando a barra de controle BC#2 é fixada. É interessante notar, neste caso, que, considerando uma reatividade tão baixa ainda foi possível realizar as medidas de reatividade induzida.

Fixando BC#2 no ponto **57,95**, obtemos os seguintes resultados:

Tabela 4.2.5.-3: Reatividade medida pelos dois detectores com BC#2 Fixada em **57,95**.

Ro₆₁₇	SD	SDM	Ro₆₅₁₄	SD	SDM
-5,6825	2,6095	0,2382	-5,6161	2,8861	0,2635

E a temperatura média obtida, nesta situação é de:

Tabela 4.2.5.-4: Temperatura média obtida nos pontos onde a reatividade foi colhida na tabela 4.2.5.-3.

Temperatura	SD	SDM	ΔT	Erro ΔT
20,751	0,028	0,003	0,251	0,020

Correção da Reatividade:

A tabela 4.2.5.-5 mostra em quanto a reatividade foi corrigida:

Tabela 4.2.5.-5: Correção da reatividade pela variação da temperatura.

ΔR_{0617}	Erro	ΔR_{0617}	Erro
-0,6123	0,1222	-0,6123	0,1342

Valor da Reatividade Corrigido para uma temperatura de $T = 20,5\text{ }^{\circ}\text{C}$:

Tabela 4.2.5.-6: Valor da Reatividade Corrigido

R_{0617}	Erro	R_{06514}	Erro
-5,070	2,612	-5,738	2,889

Analisando a tabela 4.2.5.-6, não se pode deixar de perceber o grande erro percentual em relação ao valor da reatividade corrigido. O que acontece é que as barras de controle estão sempre se movendo para deixar o sistema em torno da criticalidade; Isto gera flutuações na reatividade, e como a reatividade considerada neste caso é muito pequena, a consequência são erros da magnitude dos avaliados.

4.2.6. Caso com Amostra de Alumínio

Como discutido anteriormente, devido à baixíssima seção de choque de absorção de nêutrons do alumínio, uma amostra deste material pode ser considerada um vazio em física de reatores. Por este motivo, foi decidido que seria utilizada uma amostra deste material para realizar outro experimento de referência, análogo ao caso com pastilhas de UO_2 , para ser possível verificar até que ponto a retirada destas pastilhas influenciou as reatividades medidas.

A tabela 4.2.6.-1. mostra a temperatura média dos *steps* medidos e a posição correspondente da barra BC#2:

Tabela 4.2.6.-1: Temperatura Média dos *Steps* e Posição da Barra de Controle BC#2.

Temperatura Média do <i>Step</i> (oC)	SD	SDM	BC#2	SD	SDM
17,713	0,037	0,000	57,8090	0,0186	0,0002
18,903	0,086	0,001	57,8518	0,0118	0,0002
20,504	0,032	0,000	57,9384	0,0168	0,0002
21,731	0,040	0,001	58,0025	0,0112	0,0002
22,707	0,030	0,000	58,0639	0,0093	0,0002

A seguir, são mostrados os gráficos correspondentes à temperatura pelo tempo (gráfico 4.2.6.-1), medidas pelos 12 termopares, e à temperatura média pelo tempo (gráfico 4.2.6.-2). Nestes gráficos é possível ver com muita clareza os *steps* de temperatura e é possível também observar o terceiro *step*, o qual ficou estável em 20,50 °C (ver gráfico 4.2.6.-3), e em que foram feitos outros experimentos.

Gráfico 4.2.6.-1: Temperatura x Tempo

Gráfico 4.2.6.-2: Temperatura Média x Tempo

Gráfico 4.2.6.-3: Temperatura do Terceiro *Step* x Tempo

A partir do gráfico acima (gráfico 4.2.6.-3), pode-se perceber que o terceiro *step* se manteve com uma temperatura extraordinariamente estável, em aproximadamente 20,5 °C, como já foi observado anteriormente.

Neste *step*, mantendo o reator crítico, foi medida a reatividade média, que é mostrada na tabela abaixo (tabela 4.2.6.-2):

Tabela 4.2.6.-2: Reatividade medida pelos dois detectores no terceiro *step* de temperatura.

Ro-1	SD	SDM	Ro-2	SD	SDM
0,04958	0,83913	0,00241	0,04169	0,81308	0,00234

Para serem realizados os experimentos no terceiro *step*, quando a temperatura foi mantida em uma média de 20,5 °C, BC#2 foi fixada nas posições críticas de cada amostra metálica mostradas anteriormente, corrigidas para a temperatura de 20,5 °C (ver

gráfico 4.2.6.-4). Isto foi feito para que pudesse ser comparada a reatividade inserida por cada amostra ao caso de referência com amostra de alumínio.

Gráfico 4.2.6.-4: Reatividade x Tempo

No gráfico acima (gráfico 4.2.6.-4), pode-se observar cinco degraus, ou *plateaus*. Estes *plateaus* referem-se, respectivamente: à criticalidade do sistema ao ser inserida a amostra de alumínio (notar que neste primeiro plateau a reatividade varia em torno de zero, como é o esperado); à reatividade do sistema quando a barra de controle é fixada na posição crítica de barra para a amostra de chumbo; UO₂-Gd₂O₃; Al₂O₃-B₄C e ouro.

Os resultados obtidos podem ser vistos a seguir:

BC#2 foi fixada nas posições críticas corrigidas para 20,5 °C para cada amostra.

➤ **BC#2 fixada em 58,88 (Ouro)**

Conjunto de tabelas 4.2.6.-3: Reatividade medida fixando-se BC#2 na posição crítica corrigida para o ouro; A temperatura em que as medidas foram feitas e a Reatividade final a ser considerada.

Ro-1	SD	SDM	Ro-2	SD	SDM
45,3343	0,7524	0,0123	45,3048	0,7613	0,0125

Temperatura	SD	SDM	ΔT	Erro ΔT
20,504	0,032	0,000	0,004	0,020

$\Delta Ro-1$	Erro $\Delta Ro-1$	$\Delta Ro-2$	Erro $\Delta Ro-2$
45,2847	1,1270	45,2631	1,1138

Ro-1 e Ro-2 indicam a reatividade apenas com a posição crítica de barras corrigida; Já $\Delta Ro-1$ e $\Delta Ro-2$ são as reatividades finais a serem consideradas, com a posição crítica de barras e a temperatura corrigidas.

➤ **BC#2 fixada em 58,27 (UO₂-Gd₂O₃)**

Conjunto de tabelas 4.2.6.-4: Reatividade medida fixando-se BC#2 na posição crítica corrigida para a liga de UO₂-Gd₂O₃; A temperatura em que as medidas foram feitas e a Reatividade final a ser considerada.

Ro-1	SD	SDM	Ro-2	SD	SDM
16,0695	1,5508	0,0254	16,0572	1,5078	0,0247

Temperatura	SD	SDM	ΔT	Erro ΔT
20,504	0,032	0,000	0,004	0,020

ΔR_o-1	Erro ΔR_o-1	ΔR_o-2	Erro ΔR_o-2
16,0199	1,7633	16,0155	1,7130

➤ **BC#2 fixada em 58,59 (Al_2O_3 - B_4C)**

Conjunto de tabelas 4.2.6.-5: Reatividade medida fixando-se BC#2 na posição crítica corrigida para a liga de Al_2O_3 - B_4C ; A temperatura em que as medidas foram feitas e a Reatividade final a ser considerada.

R_o-1	SD	SDM	R_o-2	SD	SDM
31,6041	0,9749	0,0160	31,5839	1,1082	0,0182

Temperatura	SD	SDM	ΔT	Erro ΔT
20,504	0,032	0,000	0,004	0,020

ΔR_o-1	Erro ΔR_o-1	ΔR_o-2	Erro ΔR_o-2
31,5545	1,2863	31,5422	1,3745

➤ **BC#2 fixada em 58,02 (Chumbo)**

Conjunto de tabelas 4.2.6.-6: Reatividade medida fixando-se BC#2 na posição crítica corrigida para a amostra de Chumbo; A temperatura em que as medidas foram feitas e a Reatividade final a ser considerada.

R_o-1	SD	SDM	R_o-2	SD	SDM
3,8020	1,4563	0,0239	3,7782	1,4031	0,0230

Temperatura	SD	SDM	ΔT	Erro ΔT
20,504	0,032	0,000	0,004	0,020

ΔR_o-1	Erro ΔR_o-1	ΔR_o-2	Erro ΔR_o-2
3,7525	1,6808	3,7365	1,6217

4.3. Análise de Incertezas

4.3.1. Avaliação da Calibração das Barras de Controle

A avaliação da calibração das barras de controle começa com a análise de várias medidas feitas pelo reatímetro. O gráfico 4.3.1.-1 mostra uma pequena porção destas medidas. Essa figura mostra uma sequência de padrões que se repetem durante a aquisição de dados e medidas.

Como visto anteriormente, inicialmente, o reator é mantido crítico (com a reatividade próxima de zero) e então BC#1 é movida para uma posição que perturba o sistema de modo que a reatividade induzida é positiva e em torno de 100 pcm. Depois, BC#2 é inserida e o sistema de controle automático posiciona o banco de controle em uma nova posição crítica. Todo este procedimento é repetido até que BC#1 alcance sua posição mais retirada (do núcleo) para a criticalidade. A reatividade média para cada etapa na sequência é obtida após uma estabilização, isto é, após a reatividade alcançar um valor estável. Deve-se ressaltar que algumas flutuações nos dados, como mostrado no gráfico são eliminadas. Os valores finais médios da reatividade medida são obtidos após uma análise estatística completa.

Gráfico 4.3.1...-1: Medidas do Reatímetro para a Calibração das Barras de Controle.

4.3.2. Avaliação dos Experimentos de Determinação de Reatividade Induzida

O reatímetro foi rodado novamente e como dados de entrada foram utilizadas as correntes de cada detector utilizados nos experimentos. Na tabela 4.3.2.-1 pode-se ver que existem dois grupos de resultados: um para o detector 1 e outro para o detector 2.

Tabela 4.3.2.-1: Análise de Dados dos Experimentos de Determinação de Reatividade Induzida pela Inserção de Amostras.

Amostra			Detector 1 (Ro ₆₁₇)					Detector 2 (Ro ₆₅₁₄)					Resultados Finais	
			ρ	σ	σ_m	σ_p	Σt	ρ	σ	σ_m	σ_p	σ_t	ρ_m	σ_{pm}
			(pcm)	(pcm)	(pcm)	(pcm)	(pcm)	(pcm)	(pcm)	(pcm)	(pcm)	(pcm)	(pcm)	(pcm)
Ouro	step 1	$\rho+$	0,057	1,751	0,002			0,044	1,827	0,002				
		ρ	0,058	1,661	0,002	0,000	0,002	0,044	1,744	0,002	0,000	0,002	0,051	0,001
		$\rho-$	0,057	1,592	0,002			0,045	1,661	0,002				
	step 2	$\rho+$	-45,255	2,284	0,013			-45,017	2,530	0,015				
		ρ	-45,842	1,977	0,011	0,663	0,663	-45,598	2,345	0,013	-0,075	0,076	-45,720	0,335
		$\rho-$	-46,581	1,953	0,011			-46,329	2,418	0,014				

UO ₂ -Gd ₂ O ₃	step 1	ρ^+	-0,032	1,667	0,007			-0,021	1,904	0,008				
		ρ	-0,031	1,582	0,007	0,016	0,017	-0,018	1,819	0,008	0,000	0,008	-0,025	0,009
		ρ^-	0,000	0,000	0,000			-0,016	1,730	0,007				
	step 2	ρ^+	-16,744	1,994	0,007			-16,761	2,142	0,007				
		ρ	-17,042	1,907	0,006	0,149	0,149	-17,059	2,044	0,007	-0,043	0,043	-17,051	0,075
		ρ^-	0,000	0,000	0,000			-17,442	1,955	0,006				
Al ₂ O ₃ -B ₄ C	step 1	ρ^+	0,367	1,777	0,004			0,379	1,884	0,004				
		ρ	0,368	1,706	0,004	0,005	0,006	0,381	1,804	0,004	0,004	0,006	0,374	0,003
		ρ^-	0,377	1,633	0,004			0,390	1,730	0,004				
	step 2	ρ^+	-29,487	2,026	0,011			-29,403	2,119	0,012				
		ρ	-29,888	1,882	0,010	0,450	0,450	-29,799	1,997	0,011	-0,049	0,050	-29,843	0,226
		ρ^-	-30,388	1,821	0,010			-30,292	1,965	0,011				
Chumbo	step 1	ρ^+	0,003	1,681	0,002			-0,003	1,785	0,002				
		ρ	0,003	1,609	0,056	0,001	0,056	-0,003	1,704	0,059	0,000	0,059	0,000	0,029
		ρ^-	0,002	1,528	0,002			-0,003	1,622	0,002				
	step 2	ρ^+	-5,532	2,668	0,022			-5,461	2,966	0,025				
		ρ	-5,683	2,610	0,238	0,174	0,295	-5,616	2,886	0,264	-0,020	0,264	-5,649	0,182
		ρ^-	-5,880	2,560	0,021			-5,811	2,811	0,023				

Onde:

$\rho \rightarrow$ é o valor nominal da reatividade medido, isto é: medido com os valores de abundância dos nêutrons atrasados, constantes de decaimento e tempo de vida dos nêutrons prontos.

$\rho^- \rightarrow$ é a reatividade inferida quando os parâmetros cinéticos inseridos no reatímetro são aqueles obtidos subtraindo deles as incertezas associadas.

E, de maneira oposta:

$\rho^+ \rightarrow$ é a reatividade inferida quando a incerteza dos parâmetros cinéticos é adicionada aos seus correspondentes valores nominais.

Consequentemente, a incerteza na medida da reatividade devida à incerteza dos parâmetros neutrônicos atrasados efetivos é completamente levada em consideração.

Temos que: “ ρ ” é a reatividade medida, “ σ ” é o desvio padrão, “ σ_m ” é o desvio padrão da média, “ σ_ρ ” é dado pela expressão:

$$\sigma_\rho = \frac{(|\rho^+ - \rho| + |\rho^- - \rho|)}{2} \quad (4.3.-1)$$

Onde “ σ_t ” é a incerteza total dada pela raiz quadrada da soma dos quadrados de “ σ_m ” e “ σ_p ”, “ ρ_m ” é a reatividade média dos detectores, “ $\sigma_{\rho m}$ ” é a sua incerteza associada dada pela raiz quadrada dos quadrados dos seus correspondentes “ σ_t ” dividido por 2. “ ρ_m ” é a reatividade final para cada *step* inferida a partir de dados experimentais.

Tabela 4.3.2.-2: Resultados Obtidos da Análise de Dados dos Experimentos de Determinação de Reatividade Induzida pela Inserção de Amostras sem correções na temperatura.

Amostra		Resultados Finais	
		ρ_m	$\sigma_{\rho m}$
		(pcm)	(pcm)
Ouro	step 1		
		0,051	0,001
	step 2	-45,720	0,335
UO ₂ -Gd ₂ O ₃	step 1		
		-0,025	0,009
	step 2	-17,051	0,075
Al ₂ O ₃ -B ₄ C	step 1		
		0,374	0,003
	step 2	-29,843	0,226
Chumbo	step 1		
		0,000	0,029
	step 2	-5,649	0,182

Capítulo 5

Descrição da Metodologia

5.1. Teoria de Transporte da Radiação

Pode-se dizer que um nêutron é “transportado” quando ele sofre qualquer mudança no espaço de fase. Assim, diz-se que o comportamento de um reator nuclear é governado pela distribuição em espaço, energia e tempo de nêutrons no sistema. Desta forma, em princípio, é possível prever esta distribuição ao resolver-se a equação de transporte para nêutrons.

Essa equação de transporte, também chamada de Equação Linear de Transporte, é uma forma linearizada da Equação de Boltzmann, da Teoria Cinética dos Gases, e é simplesmente uma afirmação da conservação de nêutrons aplicada a um elemento infinitesimal de volume, direção e energia²¹. A solução da equação é o fluxo angular $\Phi(\mathbf{r}, E, \Omega, t)$, que contém praticamente toda a informação sobre o comportamento da distribuição de nêutrons em um reator.

A equação de transporte é uma equação íntegro-diferencial para o fluxo de nêutrons. Além disso, também é uma equação de 7 variáveis independentes ($x, y, z, \varphi, \theta, E, t$) e há uma dependência das seções de choque macroscópicas em espaço e energia. Desta forma, e por causa de todos esses fatores, esta é uma equação considerada muito complexa e de difícil resolução, sendo necessário utilizar métodos numéricos e computacionais para resolvê-la (como o Método de Monte Carlo), mesmo em casos mais simples²².

Na derivação da equação de transporte de nêutrons, algumas aproximações são feitas. Essas aproximações serão analisadas e justificadas nos próximos tópicos, mas, primeiramente, serão listadas as mais importantes:

- O nêutron é descrito como uma partícula pontual completamente caracterizada por sua posição e velocidade;
- O meio contém um número grande o bastante de nêutrons de modo que desvios do número esperado (ou provável) podem ser ignorados; mas um número não tão grande a ponto de eles mudarem de meio na escala de tempo estudada.

5.1.1. O Nêutron como uma Partícula Pontual

Na teoria de transporte, um nêutron é considerado uma partícula pontual no sentido de poder ser completamente descrito por sua posição e velocidade. Esta descrição pontual é considerada razoável, já que o comprimento de onda reduzido de um nêutron é pequeno em comparação com dimensões macroscópicas e com seu livre caminho médio.

Primeiramente, deve-se lembrar de que, de acordo com a equação de de Broglie, o comprimento de onda reduzido “ λ ” de uma partícula é dado por:

$$\lambda = \frac{\hbar}{p} \quad (5.1.1.-1)$$

Onde “ $\hbar$ ” é a constante de Planck dividida por 2π e “ p ” é o momento da partícula.

Com isso, para um nêutron, vamos ter que:

$$\lambda = \frac{4,55 \times 10^{10}}{\sqrt{E}} \text{ cm} \quad (5.1.1.-2)$$

Onde “E” é a energia do nêutron em elétron volts.

A partir da equação anterior, pode-se perceber que até para um nêutron com energia de 0,01eV, “ λ ” é $4,55 \times 10^{-9}$ cm, ou seja, é quase uma ordem de grandeza menor que as distâncias entre átomos em um sólido e muitas ordens de grandeza menor que dimensões macroscópicas e que o livre caminho médio. Portanto, é razoável considerar a posição do nêutron como sendo uma quantidade que pode ser especificada com precisão suficiente.

É possível, de fato, escolher a posição e a velocidade (ou momento) de um nêutron com precisão suficiente e não violar o princípio de incerteza de Heisenberg. Assim, se uma incerteza na posição de 10^{-4} pode ser tolerada, a incerteza do momento corresponderá a uma incerteza desprezível na energia:

$$\Delta E \cong 10^{-5} \sqrt{E} \quad (5.1.1.-3)$$

Onde “ ΔE ” e “E” estão em elétron volts.

Já no caso de nêutrons com energia muito baixa, o comprimento de onda se torna muito grande e o nêutron deve, portanto, ser tratado de acordo com a Mecânica Quântica. No entanto, este problema não tem importância prática na física de reatores, uma vez que apenas um número desprezível de nêutrons têm energias tão baixas a ponto de a descrição convencional de partícula pontual não ser válida.

5.1.2. Polarização

Considerando o nêutron uma partícula pontual, o efeito da polarização, que poderia influenciar o transporte de nêutrons, é desconsiderado.

Os efeitos de polarização acontecem pelo fato de o nêutron possuir spin e momento magnético. Em particular, quando um feixe de nêutrons ($E \geq 100\text{KeV}$) é

espalhado por um alvo não polarizado, os nêutrons tornam-se polarizados devido à interação nêutron-núcleo (spin-órbita) e esta polarização afeta seu espalhamento subsequente.

De qualquer modo, com apenas uma pequena modificação adequada para as seções de choque, pode-se contornar este detalhe e utilizar a equação de transporte sem problemas.

5.1.3. Valor Esperado

Na derivação da equação de transporte para o valor esperado (ou provável) da densidade de nêutrons, flutuações da média não são levadas em conta. Como regra geral, em um reator de potência as flutuações são pequenas em comparação com a densidade de nêutrons média e então a equação de transporte pode ser usada para expressar o comportamento "esperado".

Além disso, flutuações não têm efeito sobre a densidade média de nêutrons e, portanto, a equação de transporte é válida para a densidade angular média de nêutrons, não importando quão grandes as flutuações possam ser.

Existem algumas situações práticas, no entanto, em que o desvio da média é relativamente grande e não pode ser ignorado. Em particular, desvios da média comumente ocorrem logo no início de operação de um reator em que o sistema é levado à criticalidade por meio de uma fonte fraca. Existe então, por exemplo, certa probabilidade de que o reator possa ficar "*prompt*" crítico (alcançar a criticalidade desconsiderando-se nêutrons atrasados) antes que qualquer sinal de nêutrons seja detectado. Para lidar com este tipo de comportamento, podem-se utilizar teorias estocásticas de transporte e multiplicação de nêutrons em que as probabilidades de vários eventos excepcionais são consideradas juntas com situações mais normais.

Vale ressaltar que, mesmo quando um reator está operando no estado estacionário, existem flutuações menores no fluxo de nêutrons, geralmente referentes ao ruído do reator. Este ruído é consequência direta do próprio processo de fissão. No

entanto, flutuações no estado estacionário não representam grandes desvios da densidade angular neutrônica (ou fluxo) previstos pela teoria de transporte.

Deve-se acrescentar ainda que a não menção das colisões nêutron-nêutron na teoria de transporte pode ser facilmente justificada. Mesmo em um reator térmico operando a alto fluxo neutrônico (10^{16} n/cm².s), a densidade de nêutrons é menor que 10^{11} n/cm³, o que é considerado pequeno se comparado a densidades nucleares, que são da ordem de 10^{22} núcleos/cm³ em sólidos. Portanto, colisões nêutron-nêutron são muito menos frequentes que colisões nêutron-núcleo. Como resultado da desconsideração do espalhamento nêutron-nêutron, a equação de transporte é linear. Por outro lado, na Teoria Cinética dos Gases, onde colisões entre partículas são importantes, a equação de transporte (Boltzmann) inclui termos não-lineares de colisão.

5.2. O Método de Monte Carlo

O método de Monte Carlo é frequentemente utilizado em problemas de física e tem sido cada vez mais procurado com o avanço dos recursos computacionais. Métodos como este são considerados extremamente úteis porque podem lidar com problemas complexos fazendo um mínimo de aproximações.

Uma das principais características do método de Monte Carlo é a utilização de técnicas de amostragem para se chegar à solução do problema físico, ao contrário de métodos numéricos convencionais, que partem de modelos matemáticos do sistema físico através da discretização de equações diferenciais, resolvendo um conjunto de equações algébricas.²³

Em muitas aplicações práticas de Monte Carlo, o processo físico é simulado diretamente, sem a necessidade de descrever as equações matemáticas que representam o comportamento do sistema. Neste caso, o único requisito necessário é que o processo físico possa ser descrito por funções densidade de probabilidade. Assim, uma vez que estas funções sejam conhecidas, a simulação de Monte Carlo é realizada através de sua amostragem aleatória, e então o resultado desejado é obtido através da estimativa do valor médio das grandezas observadas durante um determinado número de simulações (tentativas ou histórias). Para a construção de séries de amostras independentes, são utilizados números aleatórios seguindo as distribuições da variável a ser estimada.²⁴

No entanto, a desvantagem do método é que ele necessita de muitas simulações e, portanto, consome muito tempo computacional, principalmente quando é necessário obter resultados com grande acurácia. Isto porque a incerteza estatística obtida como resultado do método de Monte Carlo decresce com o número de simulações apenas com o inverso da raiz quadrada. Isto significa que, para aumentar em dez vezes a acurácia, devem-se fazer cem vezes mais simulações, aumentando em muito o tempo computacional consumido.

5.2.1. Método de Monte Carlo para Transporte de Partículas

Ao trabalhar-se com um reator nuclear, deve-se saber de que forma a radiação interage com a matéria, como ela se comporta no interior do reator nuclear (transporte da radiação) e quais efeitos secundários podem ser gerados. Sabe-se que estes são processos estatísticos complexos impossíveis de serem calculados por métodos determinísticos. Desta forma, para simular estes tipos de processos, utilizamos o método de Monte Carlo.

No caso específico do transporte de radiação, o método de Monte Carlo consiste em seguir cada partícula desde a fonte, onde é gerada, até o momento em que termina sua história, isto é, até o momento em que a partícula escapa do sistema ou é absorvida, por exemplo. Neste procedimento, as distribuições de probabilidade são aleatoriamente amostradas utilizando-se dados de transporte.²⁵

Neste sentido, de acordo com o método, podemos caracterizar completamente uma partícula a partir de um conjunto de parâmetros. Estes parâmetros são tais que devem ser suficientes para determinar seu comportamento em todas as situações que podem ocorrer durante sua história (ou desde o momento em que a partícula é gerada até o momento em que sai do sistema). E dentre esses parâmetros, incluem-se as coordenadas de posição, direção e energia.

Vale ressaltar que se chama de processo estocástico aquele que se utiliza de variáveis aleatórias. Neste caso, o processo estocástico pode ser visto como um conjunto de partículas cujas coordenadas individuais mudam aleatoriamente em cada colisão. O comportamento médio destas partículas é descrito em termos de grandezas macroscópicas como fluxo ou densidade de partículas, sendo que o valor esperado destas grandezas corresponde à solução determinística da equação de Boltzmann (que rege o fenômeno de transporte da radiação).²⁶

Para tanto, existe uma rotina geral designada para decidir se a partícula, partindo de um ponto qualquer, sofrerá colisão na região em que se encontra ou alcançará uma interface com outra região sem sofrer interação. Neste contexto, vale destacar que o conceito físico essencial envolvido nesta decisão é o de livre caminho médio. Os

parâmetros da partícula no ponto de fuga ou colisão são determinados antes de prosseguir; a rotina de colisão depende do meio e o objetivo é determinar a natureza da colisão e o destino da partícula. Em caso de captura, por exemplo, termina-se a história da partícula; já em caso de espalhamento, prossegue-se a simulação com a determinação dos ângulos de espalhamento e nova energia da partícula.

5.3. O Código MCNP-5

O código MCNP, desenvolvido e mantido pelo Laboratório Nacional de Los Alamos, EUA (Los Alamos National Laboratory), é o código internacionalmente reconhecido para análise de transporte de nêutrons e raios gama pelo método de Monte Carlo (“MC” vem de “Monte Carlo” e “NP” vem de “neutral particles”, ou “partículas neutras”, em inglês).

Este código lida com transporte de nêutrons, raios gama e transporte acoplado, isto é, transporte de raios gama secundários resultantes de interações de nêutrons. Além disso, pode também tratar de transporte de elétrons, tanto de elétrons primários quanto de elétrons secundários provenientes de interações de raios gama.²⁷

Deve-se ressaltar que o MCNP é um código que está em contínuo aperfeiçoamento pelo Laboratório Nacional de Los Alamos e novas versões são constantemente disponibilizadas. A versão utilizada neste trabalho foi a versão 5 (MCNP-5), disponibilizada em 2005.

Assim, utilizando o MCNP-5 é possível simular o sistema e o experimento de forma extremamente precisa. Com o código pode-se descrever toda a geometria do núcleo do reator nuclear, levando-se em conta todos os seus componentes e materiais. É possível, desta maneira, calcular diversas grandezas de interesse à física de reatores nucleares, que são estimadas a partir de uma grande amostragem de histórias individuais de partículas, cujas trajetórias são simuladas. Nestes cálculos, foi utilizada a biblioteca de dados nucleares ENDF/B-VII.7.²⁸

Capítulo 6

Resultados Calculados

A partir das simulações computacionais realizadas, foram obtidos os valores previstos pela teoria tanto para o experimento de calibração de barras de controle quanto para os experimentos de reatividade induzida por amostras.

6.1. Modelagem do Reator IPEN/MB-01 pelo Código MCNP-5

Da mesma maneira como o projeto para o experimento real foi concebido, o reator IPEN/MB-01 foi modelado com a configuração de núcleo 28x26 varetas, sendo 680 varetas combustíveis e 48 tubos guia para inserção de barras de controle e de segurança. A posição de irradiação (em que seria colocada a vareta especial contendo as amostras metálicas) foi escolhida como a posição identificada por M14 (ver figura 6.1.-1).

- Vareta Combustível
- Vareta Absorvedora de Controle
- Vareta Absorvedora de Segurança
- Posição de Irradiação

Figura 6.1.-1: Imagem do arranjo do núcleo do reator IPEN/MB-01 modelado.

As simulações iniciais do experimento no reator IPEN/MB-01 foram feitas da seguinte forma:

- Primeiramente foram feitas simulações do núcleo do reator sem nenhuma mudança em seu arranjo usual (com uma vareta combustível padrão na posição de irradiação);

- Em seguida, sem sua vareta central, sendo seu espaço ocupado completamente por água;
- Finalmente, com uma vareta especial desmontável na posição de irradiação preenchida com UO_2 e contendo uma pequena amostra de Alumínio (de mesmo diâmetro que a pastilha combustível e altura de 2.0 cm) na região ativa.

A partir destas simulações iniciais, foi possível obter resultados para comparação com as simulações contendo as amostras. A altura do posicionamento destas foi definida como sendo a altura em que o fluxo de nêutrons é maior no centro do núcleo do reator, como pode ser visto na figura 6.1.-2.

Após este procedimento, foram feitas múltiplas simulações do núcleo do reator com sua vareta especial central contendo diferentes amostras (ouro, chumbo, ligas metálicas e não metálicas, etc.) e o restante da vareta preenchida por UO_2 , como pode ser visto na Figura 6.1.-2.

Figura 6.1.-2: Desenho Esquemático da Vista lateral da Vareta Especial Desmontável Contendo a Amostra Metálica com Medidas em Centímetros.

Com os resultados das simulações, pôde-se calcular a reatividade inserida esperada pela teoria para o experimento. Os resultados das simulações são mostrados nos itens 6.2, 6.3 e 6.4 deste trabalho.

Um exemplo da modelagem (*input*) do experimento no reator IPEN/MB-01 é apresentado no ANEXO A – MODELAGEM EXPERIMENTAL COM O CÓDIGO MCNP-5.

6.2. Simulação da Calibração das Barras de Controle

Para ser feita a simulação da calibração das barras de controle, uma simulação em código MCNP-5 foi desenvolvida para cada etapa, ou item, da calibração de barras²⁹. Em cada simulação foram utilizadas as posições de inserção utilizadas no experimento, e os resultados destas simulações podem ser conferidos na tabela 6.2.-1. Notar que, na tabela, “sd” refere-se ao desvio padrão.

Tabela 6.2.-1: Cálculo a partir do Código MCNP-5 da calibração das barras de controle.

Item	Keff	sd	Reatividade (pcm)
1	1,00037	0,00001	37
2	1,00133	0,00001	133
3	1,00032	0,00001	32
4	1,00149	0,00001	149
5	1,00035	0,00001	35
6	1,00135	0,00001	135
7	1,00034	0,00001	34
8	1,00153	0,00001	153
9	1,00036	0,00001	36
10	1,00144	0,00001	144
11	1,00035	0,00001	35
12	1,00137	0,00001	137
13	1,00037	0,00001	37
14	1,00141	0,00001	141
15	1,00037	0,00001	37
16	1,00132	0,00001	132
17	1,00035	0,00001	35
18	1,00131	0,00001	131
19	1,00034	0,00001	34
20	1,00134	0,00001	134
21	1,00033	0,00001	33
22	1,00134	0,00001	134
23	1,00035	0,00001	35
24	1,00135	0,00001	135
25	1,00035	0,00001	35
26	1,00136	0,00001	136
27	1,00035	0,00001	35
28	1,00126	0,00001	126
29	1,00034	0,00001	34

30	1,00137	0,00001	137
31	1,00033	0,00001	33
32	1,00131	0,00001	131
33	1,00031	0,00001	31
34	1,00137	0,00001	137
35	1,00033	0,00001	33
36	1,00118	0,00001	118
37	1,00030	0,00001	30
38	1,00111	0,00001	111
39	1,00030	0,00001	30
40	1,00120	0,00001	120
41	1,00030	0,00001	30
42	1,00119	0,00001	119
43	1,00025	0,00001	25
44	1,00124	0,00001	124
45	1,00028	0,00001	28
46	1,00130	0,00001	130
47	1,00022	0,00001	22
48	1,00121	0,00001	121
49	1,00028	0,00001	28
50	1,00114	0,00001	114
51	1,00025	0,00001	25
52	1,00092	0,00001	92

6.3. Cálculo de Reatividade Considerando a Inserção de Diferentes Amostras

Para o começo do estudo de reatividade induzida, foram realizadas várias simulações utilizando o código MCNP-5 considerando vários tipos de amostras de materiais metálicos de diferentes alturas, sem considerar a existência de impurezas.

Foram feitos os cálculos com as amostras posicionadas entre 21,5 cm e 23,5 cm (amostras de 2 cm) e entre 21,0 cm e 24,0 cm (amostras de 3 cm) a partir da base da região ativa (ver tabela 6.2.-1).

Tabela 6.2.-1: Exemplo dos Dados Obtidos a partir das Simulações Computacionais pelo Código MCNP-5.

Material	Altura (cm)	K_{eff}	Reatividade Inserida (pcm)	Std (pcm)
Gap	2	1,00014	13,998	5
Ouro	2	0,99951	-49,024	2

Deve-se ressaltar que as simulações indicadas pela tabela 6.2.-1 foram simulações-teste. Nestas simulações não foram consideradas impurezas nas amostras e o desvio padrão considerado foi grande, por conta do baixo tempo de simulação. Estes testes foram necessários para se decidir quais materiais seriam utilizados e para ter-se uma ideia da ordem de grandeza das reatividades inseridas que seriam analisadas.

Em seguida, já com as amostras do trabalho definidas e sabendo sua composição exata, foram feitas as simulações de forma que ficassem o mais parecido com o experimento realizado para a comparação com os dados experimentais.

6.4. Cálculo da Reatividade Inserida

Utilizando o código MCNP-5 e as análises químicas das amostras, foram feitas simulações dos experimentos da forma mais próxima possível à realidade, isto é, considerando todas as impurezas das amostras e toda a distribuição de isótopos de cada elemento. Os resultados obtidos podem ser vistos na tabela 6.4.-1.

Tabela 6.4.-1: Resultados Calculados para a Reatividade Inserida pelas Amostras Utilizadas no Experimento.

Amostra	Reatividade Calculada (pcm)	Erro (pcm)
Au	-45	1
UO ₂ -Gd ₂ O ₃	-13	1
Al ₂ O ₃ -B ₄ C	-30	1

Capítulo 7

Comparação entre a Teoria e os Experimentos

Como visto anteriormente, os dados teóricos foram obtidos a partir de simulações feitas com o código MCNP-5, em que são utilizadas bases de dados nucleares para os cálculos do transporte de nêutrons no reator nuclear.

Os dados experimentais foram adquiridos completamente através de experimentos que se seguiram no reator IPEN/MB-01. Os valores finais considerados foram obtidos após uma análise estatística completa e cuidadosa.

Primeiramente, serão discutidos os dados teóricos e os resultados experimentais da calibração das barras de controle, como pode ser visto na tabela 7-1, em que os valores são apresentados lado a lado.

Na tabela 7-1, tem-se que: “Reat.” é a reatividade, dada em pcm.

Tabela 7-1: Comparação entre os Dados Teóricos e os Resultados Experimentais da Calibração das Barras de Controle.

Etapa	Experimental		Teórico	
	Média (pcm)	Erro (pcm)	Reat. (pcm)	Erro (pcm)
1	Crítico			
2	100,67	0,90	95,84	0,91
3	Crítico			
4	114,94	0,86	116,79	0,86
5	Crítico			
6	100,01	0,94	99,83	0,95
7	Crítico			
8	120,87	0,78	118,78	0,78
9	Crítico			
10	108,98	0,98	107,81	0,98
11	Crítico			
12	103,84	0,95	101,82	0,95
13	Crítico			
14	108,08	0,95	103,82	0,95
15	Crítico			
16	101,08	0,90	94,84	0,90
17	Crítico			
18	99,60	1,00	95,84	1,00
19	Crítico			
20	101,62	0,89	99,83	0,89
21	Crítico			
22	102,84	0,90	100,83	0,90
23	Crítico			
24	103,37	1,00	99,83	1,00
25	Crítico			
26	103,19	1,05	100,83	1,05
27	Crítico			
28	95,82	0,95	90,85	0,95
29	Crítico			
30	105,36	0,74	102,82	0,74
31	Crítico			
32	99,26	0,85	97,84	0,85
33	Crítico			
34	105,75	0,82	105,82	0,82
35	Crítico			

36	90,13	0,84	84,87	0,85
37	Crítico			
38	84,52	0,85	80,89	0,86
39	Crítico			
40	90,87	1,00	89,87	1,00
41	Crítico			
42	91,90	0,80	88,87	0,81
43	Crítico			
44	97,65	1,05	98,85	1,05
45	Crítico			
46	101,40	1,05	101,84	1,05
47	Crítico			
48	96,70	0,90	98,86	0,90
49	Crítico			
50	90,80	0,75	85,88	0,76
51	Crítico			
52	68,55	0,90	66,92	0,91
53	Crítico			

Analisando a tabela acima (tabela 7-1), percebe-se que em algumas etapas existem pequenas diferenças entre a reatividade calculada e a obtida a partir dos experimentos. Esta diferença de reatividade, que aparece ao longo da calibração das barras de controle, pode ser explicada da seguinte maneira: os valores teóricos foram calculados a partir do código computacional MCNP-5, que considera sempre uma temperatura de 20,5 °C para as simulações. Assim, se o experimento não for executado a esta temperatura é o suficiente para que apareçam pequenas discrepâncias entre os resultados experimentais e os dados teóricos, como foi o caso.

No entanto, ao compararem-se os valores calculados e os resultados experimentais, pode-se notar que em praticamente todos os casos os valores calculados estão dentro da margem de erro dos resultados experimentais, o que indica um excelente acordo entre os resultados experimentais e teóricos.

Em seguida, serão discutidos os dados teóricos e os resultados experimentais dos experimentos de reatividade induzida por amostras.

O conjunto de tabelas 7-2 mostra os resultados experimentais e os dados calculados de reatividade induzida pelo ouro, chumbo e pelas ligas de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ e $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-B}_4\text{C}$ tendo como referência UO_2 e Alumínio. Novamente, tem-se que: “Reat.” é a reatividade, dada em pcm.

Conjunto de tabelas 7-2: Comparação entre os Dados Teóricos e os Resultados Experimentais de Reatividade Induzida Para as Várias Amostras Utilizadas, em relação ao UO_2 e ao Al.

		UO ₂					
		Detec. 1		Detec. 2		Média	
		Reat. (pcm)	Erro (pcm)	Reat. (pcm)	Erro (pcm)	Reat. (pcm)	Erro (pcm)
Au	Exp.	-45,03	0,15	-44,79	0,18	-44,91	0,33
$\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$	Exp.	-15,86	0,11	-15,88	0,12	-15,87	0,23
$\text{Al}_2\text{O}_3\text{-B}_4\text{C}$	Exp.	-29,88	0,14	-29,79	0,15	-29,83	0,29
Pb	Exp.	-5,07	2,61	-5,74	2,89	-5,40	5,50

		Al					
		Detec. 1		Detec. 2		Média	Erro (pcm)
		Reat. (pcm)	Erro (pcm)	Reat. (pcm)	Erro (pcm)	Reat. (pcm)	
Au	Exp.	45,3	1,1	45,3	1,1	45,3	2,2
$\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$	Exp.	16,0	1,8	16,0	1,7	16,0	3,5
$\text{Al}_2\text{O}_3\text{-B}_4\text{C}$	Exp.	31,6	1,3	31,5	1,4	31,5	2,7
Pb	Exp.	3,8	1,7	3,7	1,6	3,7	3,3

Amostra	Exp. UO_2 (pcm)	Erro (pcm)	Exp. Al (pcm)	Erro (pcm)	Teórico (pcm)	Erro (pcm)
Au	-44,91	0,33	45,3	2,2	-45	1
$\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$	-15,87	0,23	16,0	3,5	-13	1
$\text{Al}_2\text{O}_3\text{-B}_4\text{C}$	-29,83	0,29	31,5	2,7	-30	
Pb	-5,40	5,50	3,7	3,3		

A partir dos resultados mostrados acima, pôde-se notar que a inserção das amostras no núcleo do reator teve um peso maior que a retirada de pastilhas de UO_2 do núcleo, isto é: as amostras utilizadas foram amostras bem absorvedoras, e, comparando os resultados obtidos com o caso com UO_2 e com Alumínio, vemos que a retirada de pastilhas combustíveis do núcleo não influenciou a reatividade medida de modo significativo, como poderia ser esperado.

Além disso, podem-se considerar os resultados obtidos muito bons. Especificamente os resultados para a amostra de Ouro podem ser considerados excelentes, já que todos os resultados experimentais e os cálculos teóricos estiveram em acordo. Neste caso específico, deve-se notar que pelo fato de o ouro induzir uma maior reatividade, há menor influência das flutuações devidas à movimentação das barras de controle, e, desta forma, a incerteza da medida é considerada pequena.

Finalmente, considerando os resultados para a amostra de $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-B}_4\text{C}$, pode-se perceber que o valor teórico obtido está dentro da margem de erro dos resultados experimentais, o que não acontece para os resultados da amostra de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$. Isto pode ser explicado pelo fato de a reatividade obtida ser considerada muito pequena, o que torna as medidas experimentais extremamente mais difíceis de serem realizadas por exigirem uma grande estabilidade de todo o sistema. Mesmo assim, pode-se notar que o valor teórico calculado para este experimento não fica tão longe da margem de erro experimental, o que pode ser considerado bom.

Capítulo 8

Conclusões

Com este trabalho, puderam-se estudar vários aspectos dos efeitos de reatividade no núcleo de um reator nuclear, não apenas do ponto de vista teórico, mas também prático. Além disso, puderam ser estudados vários tipos de códigos computacionais aplicados na área de física de reatores, em especial o código MCNP-5.

Deve-se ressaltar que o experimento de calibração de barras de controle pode ser considerado um experimento clássico de física de reatores e é tido como essencial quando as barras de controle são utilizadas como padrão para se medir mudanças na reatividade causadas por qualquer perturbação em um reator nuclear.

Neste sentido, em relação à calibração das barras de controle, os resultados experimentais e os dados teóricos calculados pelo código MCNP-5 se mantiveram em acordo e foram considerados muito bons e consistentes.

Quanto aos experimentos de determinação de reatividade induzida pela inserção de amostras, primeiro deve-se lembrar de que, considerando que a seção de choque de absorção de nêutrons do alumínio é extremamente pequena, pode-se considerar, em física de reatores e neste tipo de experimento, que quando é inserida uma amostra de alumínio no núcleo do reator, é inserido um vazio.

Com isso, os dados experimentais obtidos a partir das amostras puderam ser comparados com os resultados obtidos a partir das medidas feitas com uma vareta experimental completamente preenchida por pastilhas de UO_2 e com uma vareta contendo uma pequena amostra de alumínio.

Isto foi feito para se ter certeza da influência das pequenas amostras na reatividade do núcleo, já que, apenas pelo fato de retirarmos pastilhas de UO_2 é alterada a reatividade do sistema significativamente.

Foi utilizado o código MCNP-5 para simular todos os experimentos e obter uma previsão teórica para os resultados a serem obtidos. Após todos os experimentos feitos, pode-se afirmar que ótimos resultados foram alcançados nesses experimentos, especificamente aqueles feitos com Ouro e com as ligas de $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-B}_4\text{C}$ e de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$, onde se pôde medir com precisão a reatividade induzida por essas amostras, confirmando cálculos teóricos.

Considerando que as reatividades induzidas medidas neste trabalho são consideradas extremamente pequenas em física de reatores, os resultados obtidos podem ser considerados especialmente importantes, pois, além de poderem contribuir como referência, confirmam a qualidade e a precisão que podem ser obtidos na instalação do reator IPEN/MB-01, utilizando-se o reatímetro digital desenvolvido na mesma.

Finalmente, o aspecto mais importante que deve ser destacado deste trabalho é que foi desenvolvido um método para a medida de reatividade induzida por amostras. A partir deste método, outras medidas poderão ser realizadas contribuindo com resultados importantes para todo o campo nuclear.

Anexo A

Modelagem Experimental com o Código MCNP-5

[illegible]

```

33- 170 4 1.000937e-01 17 u=3 $ guide tube (outside water)
34- c
35- c ++++++ Barra de Controle BC#1 ++++++
36- c
37- c ATTEMPT TO THE :
38- c
39- c surface 31 which defines CONTROL ROD INSERTION POSITION
40- c
41- 180 6 6.1317480e-02 -29 31 -24 u=5 $ control rod BC#1
42- 190 2 -0.0001 29 -2 31 -24 u=5 $ gap
43- 200 3 8.657177e-02 2 -3 31 -24 u=5 $ clad
44- 210 4 1.000937e-01 3 -18 -24 u=5 $ water inside
45- 220 9 8.430277e-02 18 -17 -24 u=5 $ guide tube (SS)
46- 230 4 1.000937e-01 17 u=5 $ water outside
47- c plug of control rod#1
48- 240 3 8.657177e-02 -3 30 -31 u=5 $ control rod plug
49- 250 4 1.000937e-01 -3 -30 u=5 $ water below control rod
50- c
51- c ++++++ Barra de Controle BC#2 ++++++
52- c
53- c ATTEMPT TO THE :
54- c
55- c surface 41 which defines CONTROL ROD INSERTION POSITION
56- c
57- 260 6 6.1317480e-02 -29 41 -24 u=6 $ control rod BC#2
58- 270 2 -0.0001 29 -2 41 -24 u=6 $ gap
59- 280 3 8.657177e-02 2 -3 41 -24 u=6 $ clad
60- 290 4 1.000937e-01 3 -18 -24 u=6 $ water inside
61- 300 9 8.430277e-02 18 -17 -24 u=6 $ guide tube (SS)
62- 310 4 1.000937e-01 17 u=6 $ water outside
63- c plug of control rod#2
64- 320 3 8.657177e-02 -3 40 -41 u=6 $ control rod plug
65- 330 4 1.000937e-01 -3 -40 u=6 $ water below control rod
66- c
67- c ++++++ Celula de Agua ++++++
68- c
69- 340 4 1.000937e-01 -24 u=7 $ agua
70- c
71- c +++++Vareta Especial- Acrilico e Al2O3-B4C+++++
72- c
73- c De baixo para cima
74- c
75- c parte inferior -----> -9.00 up to 0.00 cm
76- 350 5 1.118600e-01 -1 -8 u=1 $ aluminum (bottom)
77- 360 2 -0.0001 1 -2 -8 u=1 $ gap (bottom)
78- 370 3 8.657177e-02 2 -3 -8 u=1 $ clad (bottom)
79- c Parte inferior com Acrilico-> 0.0 up to 21.5 cm
80- 380 1 6.818084e-02 -1 8 -51 u=1 $ UO2
81- 390 2 -0.0001 1 -2 8 -51 u=1 $ gap
82- 400 3 8.657177e-02 2 -3 8 -51 u=1 $ clad (SS)
83- c Amostra (2 cm) -----> 21.5 up to 23.5 cm
84- 410 12 6.833303E-02 -1 51 -52 u=1 $ UO2-Gd2O3
85- 420 2 -0.0001 1 -2 51 -52 u=1 $ gap
86- 430 3 8.657177e-02 2 -3 51 -52 u=1 $ clad (SS)
87- c Parte superior com Acrilico -> 23.5 up to 54.84 cm

```



```

142- c
143- c Limite do arranjo
144- c
145- 660 0 -13 14 -15 16 25 -24 fill=15
146- c
147- c ++++++ Placa Matriz (2.20 cm) ++++++
148- c
149- 670 10 8.670323e-02 -34 35 -36 37 -25 32 $ bottom plate
150- c
151- c ++++++ Agua do Tanque Moderador ++++++
152- c
153- 680 4 1.000937e-01 -12 33 -50 #660 #670 $ water around world
154- c
155- c ++++++ Fora do tanque do Reator ++++++
156- c
157- 999 0 12:50:-33 $ outside of world
158-
159- c Definicao das Superficies - Todas as dimensoes em centimetros
160- c
161- c Surface cards ----> cz cylinder
162- c px.py and pz planes
163- c
164- 1 cz 0.424470 $ uo2 pellet radius
165- 2 cz 0.428730 $ clad inner radius
166- 3 cz 0.490370 $ clad outer radius
167- 4 px 0.750000 $ half pitch
168- 5 px -0.750000 $ half pitch
169- 6 py 0.750000 $ half pitch
170- 7 py -0.750000 $ half pitch
171- 8 pz 0.000000 $ axial origin
172- 9 pz 54.84000 $ fuel rod length
173- 12 cz 100.0000 $ reactor tank radius
174- 13 px 20.25000 $ window boundary ( 20.250/1.50=13.5 )
175- 14 px -21.75000 $ window boundary ( 21.750/1.50=14.5 )
176- 15 py 18.75000 $ window boundary ( 18.750/1.50=12.5 )
177- 16 py -20.25000 $ window boundary ( 20.250/1.50=13.5 )
178- 17 cz 0.600000 $ guide tube outer radius
179- 18 cz 0.565000 $ guide tube inner radius
180- 23 pz 60.24000 $ top aluminum height
181- 24 pz 98.84000 $ spacer tube height
182- 25 pz -9.000000 $ bottom aluminum height
183- 28 cz 0.365000 $ spacer tube inner radius
184- 29 cz 0.416000 $ control rod inner radius
185- 30 pz 30.00346 $ end of plug ( 2/3 of 2.50 cm - cone shaped)
186- 31 pz 31.67346 $ active length of control rod
187- 32 pz -11.20000 $ bottom SS grid plate
188- 33 pz -50.00000 $ bottom of reactor tank
189- 34 px 29.40000 $ bottom grid plate +X
190- 35 px -29.40000 $ bottom grid plate -X
191- 36 py 29.40000 $ bottom grid plate +Y
192- 37 py -29.40000 $ bottom grid plate -Y
193- 40 pz 29.97070 $ end of plug (57.95)
194- 41 pz 31.64070 $ active length of control rod
195- 50 pz 150.0000 $ top of reactor tank
196- c

```

```

197- c Vareta especial
198- c
199- 51 pz 21.5000 $ Parte onde começa a amostra
200- 52 pz 23.5000 $ Parte onde termina a amostra
201-
202- c
203- c Importancia das Celulas
204- c
205- imp:n 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
206-      1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
207-      1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 0
208- c
209- kcode 200000 1.02 85 4085 4500 0
210- c
211- c pontos para inicializacao das fissoes
212- ksrc 0.0 0.0 25.0
213- c
214- c Definicao dos Materiais
215- c
216- c ----> NNNNN.60c nuclide NNNNN from ENDF/B-VI cross section library
217- c ----> NNNNN.50c nuclide NNNNN from ENDF/B-V cross section library
218- c ----> nuclide concentration in atom/barn.cm
219- c
220- c m1 => Pastilha de UO2 ( U235, U238 and O16)
221- c m2 => Vazio (gap) ( O16 )
222- c m3 => SS304 clad ( Fe, Ni, Cr, Mn, Si, P, C, S, Co and Mo)
223- c m4 => H2O ( H and O )
224- c m5 => Alumina ( Al O )
225- c m6 => Barra de controle - AG-IN-CD ( Ag, In and Cd )
226- c m7 => Tubo Espacador - SS ( Mn, Si, Ni, Cr, Fe, C, P and Co)
227- c m9 => Tubo Guia - SS ( Fe, Ni, Cr, Mn, Si, P, C, S, Co and Mo)
228- c m10 => Placa Matriz - SS ( Fe, Ni, Cr, Mn, Si, P, C and S)
229- c m11 => Acrilico
230- c m12 => UO2-Gd2O3
231- c
232- c Pastilha de UO2
233- m1 92235.70c 9.99100e-04 92238.70c 2.1691e-02 8016.70c 4.5464e-02
234-      8017.70c 1.7283e-05 92234.70c 9.4528e-06
235- c
236- c Vazio (gap)
237- m2 8016.70c 0.0001
238- c
239- c Encamisamento da Vareta Combustivel - SS304 - (clad)
240- m3 26054.70c 3.57366e-03 26056.70c 5.40491e-02 26057.70c 1.22693e-03
241-      26058.70c 1.59256e-04
242-      24050.70c 7.61902e-04 24052.70c 1.41123e-02 24053.70c 1.56980e-03
243-      24054.70c 3.82755e-04
244-      28058.70c 5.62942e-03 28060.70c 2.09590e-03 28061.70c 8.96301e-05
245-      28062.70c 2.80805e-04 28064.70c 6.96915e-05
246-      14028.70c 6.28990e-04 14029.70c 3.07498e-05 14030.70c 1.97329e-05
247-      16032.70c 1.48849e-05 16033.70c 1.13926e-07 16034.70c 6.20747e-07
248-      16036.70c 2.78500e-09
249-      42092.70c 1.30932e-05 42094.70c 7.98754e-06 42095.70c 1.36022e-05
250-      42096.70c 1.41032e-05 42097.70c 7.99122e-06 42098.70c 1.99853e-05
251-      42100.70c 7.81608e-06

```

252- 25055.70c 1.46450e-03 15031.70c 4.00400e-05 6000.70c 1.12390e-04
 253- 27059.70c 1.74020e-04
 254- c
 255- c Agua
 256- m4 1001.70c 6.67290e-02 8016.70c 3.33520e-02 8017.70c 1.267904e-05
 257- mt4 lwtr.01t
 258- c
 259- c Alumina
 260- m5 8016.70c 6.71160e-02 13027.70c 4.47440e-02
 261- c
 262- c Barra de controle - AG-IN-CD
 263- m6 47107.70c 2.31847e-02 47109.70c 2.11443e-02
 264- 49113.70c 3.42556e-03 49115.70c 7.50941e-03
 265- 48106.70c 3.43547e-05 48108.70c 2.40077e-05 48110.70c 3.30790e-04
 266- 48111.70c 3.35939e-04 48112.70c 6.27647e-04 48113.70c 3.15035e-04
 267- 48114.70c 7.34172e-04 48116.70c 1.88096e-04
 268- 16032.70c 1.79100e-04 16033.70c 1.37080e-06 16034.70c 7.46906e-06
 269- 16036.70c 3.35102e-08
 270- 6000.70c 1.50520e-03 8016.70c 1.77030e-03
 271- c
 272- c Tubo Espacador - SS
 273- m7 26054.70c 3.74872e-03 26056.70c 5.66967e-02 26057.70c 1.28703e-03
 274- 26058.70c 1.67057e-04
 275- 24050.70c 7.59839e-04 24052.70c 1.40741e-02 24053.70c 1.56555e-03
 276- 24054.70c 3.81719e-04
 277- 28058.70c 4.53128e-03 28060.70c 1.68705e-03 28061.70c 7.21458e-05
 278- 28062.70c 2.26028e-04 28064.70c 5.60967e-05
 279- 25055.70c 1.15810e-03
 280- 14028.70c 1.03286e-03 14029.70c 5.04940e-05 14030.70c 3.24033e-05
 281- 15031.70c 3.11240e-05 6000.70c 2.40780e-04 27059.70c 1.14500e-04
 282- c
 283- c Tubo Guia - SS
 284- m9 26054.70c 3.44894e-03 26056.70c 5.21628e-02 26057.70c 1.18411e-03
 285- 26058.70c 1.53698e-04
 286- 24050.70c 7.38069e-04 24052.70c 1.36708e-02 24053.70c 1.52070e-03
 287- 24054.70c 3.70782e-04
 288- 28058.70c 6.27853e-03 28060.70c 2.33757e-03 28061.70c 9.99650e-05
 289- 28062.70c 3.13183e-04 28064.70c 7.77273e-05
 290- 25055.70c 1.15010e-03
 291- 14028.70c 6.12655e-04 14029.70c 2.99512e-05 14030.70c 1.92205e-05
 292- 15031.70c 4.50000e-05 6000.70c 8.89680e-05
 293- c
 294- c Placa Matriz - SS
 295- m10 26054.70c 3.63630e-03 26056.70c 5.49964e-02 26057.70c 1.24843e-03
 296- 26058.70c 1.62047e-04
 297- 24050.70c 7.56501e-04 24052.70c 1.40122e-02 24053.70c 1.55868e-03
 298- 24054.70c 3.80042e-04
 299- 28058.70c 5.28566e-03 28060.70c 1.96791e-03 28061.70c 8.41568e-05
 300- 28062.70c 2.63658e-04 28064.70c 6.54358e-05
 301- 14028.70c 8.01962e-04 14029.70c 3.92060e-05 14030.70c 2.51595e-05
 302- 16032.70c 4.25282e-06 16033.70c 3.25504e-08 16034.70c 1.77356e-07
 303- 16036.70c 7.95715e-10
 304- 42092.70c 4.62114e-06 42094.70c 2.81913e-06 42095.70c 4.80079e-06
 305- 42096.70c 4.97759e-06 42097.70c 2.82043e-06 42098.70c 7.05364e-06
 306- 42100.70c 2.75861e-06

307- 25055.70c 1.25030e-03 15031.70c 5.54400e-05 6000.70c 7.94260e-05
 308- c
 309- c Acrilico
 310- m11 1001.70c 5.6884e-02 8016.70c 1.42210e-02 6000.70c 3.5552e-02
 warning, material 11 is not used in the problem.
 311- c
 312- c UO2-Gd2O3
 313- c
 314- m12 92234.70c 2.8416E-07 92235.70c 4.2905E-05 92238.70c 2.0801E-02
 315- 8016.70c 4.5147E-02 8017.70c 1.7163E-05 64152.70c 4.5983E-06
 316- 64154.70c 5.0122E-05 64155.70c 3.4028E-04 64156.70c 4.7064E-04
 317- 64157.70c 3.5982E-04 64158.70c 5.7111E-04 64160.70c 5.0260E-04
 318- 13027.70c 3.5852E-06 6000.70c 1.14484953E-5 6000.70c 1.285047E-6
 319- 7014.70c 3.01044131E-6 7015.70c 1.105869E-8 14028.70c 1.58829283E-7
 320- 14029.70c 8.042207E-9 14030.70c 5.33851E-9 1001.70c 5.997600225E-6
 321- 1002.70c 8.99775E-10
 322- c
 323- prdmp lj 500 -1
 324- print
 325-

Referências Bibliográficas

¹ GUIMARÃES, L.S., MATTOS, J. R. L. **Energia Nuclear e Sustentabilidade**. Blucher, 2010.

² WILSON, J.N.; BIDAUD, A.; CAPELLAN, N.; CHAMBON, R.; DAVID, S.; GUILLEMIN, P.; IVANOV, E.; NUTTIN, A.; MEPLAN, O. “**Economy of uranium resources in a three-component reactor fleet with mixed thorium/uranium fuel cycles**”, International Conference on the Physics of Reactors, PHYSOR 2008, Interlaken, Switzerland, 2008.

³ **Nuclear Research Reactors: Status and Trends**; International Atomic Energy Agency, Vienna, 1986.

⁴ HÉBERT, A. **Applied Reactor Physics**. Presses Internationales Polytechnique, Canadá, 2009.

⁵ STACEY, W. M., **Nuclear Reactor Physics**. Wiley-VCH, Weinheim, 2007.

⁶ BARHEN, J.; RHOTENSTEIN, W.; TAVIV, E. “**The Hammer Code System**,” Technion-Israel Institute of Technology, Haifa, Israel, NP-565 (October 1978).

⁷ T. B. FOWLER; D. R. VONDY, G. W. CUNNINGHAM, “**Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION**,” ORNL-2496, Version 2 (1971).

⁸ Dos SANTOS, et. al. **Reactor Physics Experiments In The Ipen/Mb-01 Research Reactor Facility**, J. Blair Briggs (Ed.), International Reactor Physics Benchmark Project, NEA/NSC/DOC (95) 03;I, Nuclear Energy Agency, Paris (March 2009 Edition).

⁹ BYRNE, J. **Neutrons, Nuclei and Matter: An Exploration of the Physics of Slow Neutrons**. IOP Publishing Ltd, 1994.

¹⁰ BRUNA, G. B., GUESDON, B. **Traité Génie Nucleaire**. Capítulo: Méthodes de Calcul Neutronique de Cœur; B3070. Ed. Techniques de l'Ingénieur.

¹¹ CASOLI, P. and AUTHIER, N. “ **Feasibility of Reactivity Worth Measurements by Perturbation Method with Caliban and Silene Experimental Reactors**”, International Conference on the Physics of Reactors, PHYSOR 2008, Interlaken, Switzerland, 2008.

¹² BRIGGS, J. B.; SCOTT, L.; SARTORI, E.; RUGAMA, Y. “**Integral benchmarks available through the international reactor physics experiment evaluation project and the international criticality safety benchmark evaluation project**”, International Conference on the Physics of Reactors, PHYSOR 2008, Interlaken, Switzerland, 2008.

¹³ K. DIETZE, “**Integral Test of JENDL3.2 Data by Re-analysis of Sample Reactivity Measurements at SEG and STEK Facilities**”, JAERI-Conf-2001-006, INDC(JPN)-188/U.

¹⁴ LEAL, L.; MUELLER, D.; ARBANAS, G.; WIARDA, D.; DERRIEN, H. “**Impact of the ^{235}U covariance data in benchmark calculations**”, International Conference on the Physics of Reactors, PHYSOR 2008, Interlaken, Switzerland, 2008.

¹⁵ DINIZ, R. **Obtenção das Constantes de Decaimento e Abundâncias Relativas de Nêutrons Atrasados Através da Análise de Ruído em Reatores de Potência Zero**. São Paulo, Tese (Doutorado), Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, 2005.

-
- ¹⁶ W. NAING, M. TSUJI, Y. SHIMAZU, “**Subcriticality Measurement of Pressurized Water Reactors during Criticality Approach using a Digital Reactivity Meter,**” *J.Nucl.Sci.Technol*, **42**[2],145-152(2004).
- ¹⁷ J.E.HOOGENBOOM, A.R.VAN DER SLUIJS, “**Neutron Source Strength Determination for On-line Reactivity Measurements,**” *Ann. nucl. Energy*, **15**[12], 553-559(1988) Publisher City, pp. 212-213 (1997).
- ¹⁸ Y. SHIMAZU, “**Some Technical Issues on Continuous Subcriticality Monitoring by a Digital Meter during Criticality Approach,**” *J.Nucl.Sci.Technol*, **42**[6],515-524 (2005).
- ¹⁹ WEINBERG, A. M.; WIGNER, E. P. **The Physical Theory of Neutron Chain Reactors.** The University of Chicago Press, EUA, 1958.
- ²⁰ GLINATSI, G.; ARTIOLI, C.; PETROVICH, C.; SAROTTO, M. “**Reactivity coefficients and uncertainty evaluations on the EFIT core neutron design,**” International Conference on the Physics of Reactors, PHYSOR 2008, Interlaken, Switzerland, 2008.
- ²¹ BELL, G. I., GLASSTONE, S. **Nuclear Reactor Theory.** Van Nostrand Reinhold Company. New York, 1970.
- ²² HONG, S. G.; KIM, K. S.; SONG, J. S. “**On the Convergence of the Rebalance Methods for Transport Equation for Eigenvalue Problems,**” International Conference on the Physics of Reactors, PHYSOR 2008, Interlaken, Switzerland, 2008.
- ²³ YORIYAZ, H. Apostila da disciplina TNR-5763: **Fundamentos do Método de Monte Carlo para Transporte de Radiação.** IPEN – CNEN/SP, 2010.
- ²⁴ REUSS, P. **Neutron Physics.** EDP Sciences, 2008.

²⁵ ZAMBONI, C. B., YORIAZ, H., et alli. **Fundamentos da Física de Nêutrons**. Capítulo 8: O Método de Monte Carlo para Transporte de Nêutrons, Editora Livraria da Física, São Paulo, 2007.

²⁶ HUMBERT, P. “**Number Distribution of Detected Neutrons in a Multiplying Media, Deterministic and Stochastic Simulations**”, International Conference on the Physics of Reactors, PHYSOR 2008, Interlaken, Switzerland, 2008.

²⁸ MOSTELLER, R. D.; MACFARLANE, R. E.; MUGHABGHAB, S. F.; KIM, S.S. “**Development and testing of a revised ENDF/B-VII capture cross section for ^{113}Cd** ”, International Conference on the Physics of Reactors, PHYSOR 2008, Interlaken, Switzerland, 2008.

²⁹ KALCHEVA, S.; KOONEN, E. “**Improved Monte Carlo – Perturbation Method For Estimation Of Control Rod Worths In A Research Reactor**”, International Conference on the Physics of Reactors, PHYSOR 2008, Interlaken, Switzerland, 2008.