

-BR9023018

INIS-BR-1950

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO

MEDIDA E CÁLCULO DE PARÂMETROS DE REATIVIDADE
NO REATOR IEA-R1

PAULO SÉRGIO BRASKO FERREIRA

Dissertação apresentada como parte dos requisitos para obtenção do grau de "Mestre na Área de Concentração em Reatores Nucleares de Potência e Tecnologia do Combustível Nuclear".

Orientador: Dr. José Rubens Meiorino

SÃO PAULO

1988

We regret that some of the pages in the microfiche copy of this report may not be up to the proper legibility standards, even though the best possible copy was used for preparing the master fiche.

ERRATA

PAULO SERGIO BRASKO FERREIRA
MEDIDA E CALCULO DE PARAMETROS DE REATIVIDADE NO
REATOR IEA-R1

ABSTRACT.

1^a página, §1: em lugar de "isothermal" entenda-se por "moderador".

2^a página, 2^a linha: em lugar de "reactivimeter-meter" entenda-se "reactivity-meter".

CAPITULO 1.

página 4, §1: em lugar de "Métodos utilizados na determinação experimental na medida da reatividade" entenda-se "Fundamentos teóricos para a determinação da reatividade".

CAPITULO 2.

página 8, 3^a linha: em lugar de "nêutrons térmicos" entenda-se somente "nêutrons".

página 8, 4^a e 5^a linhas: em lugar de "grupo i de energia" entenda-se "grupo i de precursores".

página 18, 1^a linha: em lugar de "excurção" entenda-se "excursão".

CAPITULO 3.

página 23, item 3.1.2. §1, 4^a linha: em lugar de "sejam igualmente bem sucedidas" entenda-se "possam ser realizadas".

página 28, §4: Atualmente o nome oficial do Reator de Potência Zero, denominado neste trabalho de Unidade Crítica (UCRI), é IPEN-MB/01.

página 33, §3: em lugar de "consequentemente" leia-se "consequentemente".

página 34, §2: Neste parágrafo quer mostrar que com chapas de plásticos de várias densidades pode-se simular a dilatação do moderador ou a formação de volume vazio neste.

CAPITULO 4.

página 48, Título da Tabela: em lugar de "Grupos de energia" entenda-se "grupos de precursores".

página 49, §1: Os desvios padrões das medidas experimentais foram obtidos utilizando-se as incertezas nas grandezas dos parâmetros medidos e tratando-as pela teoria de propagação de erros e mínimos quadrados.

CAPITULO 5.

página 73, §1, em lugar de "tem que" leia-se "tem-se que".

CAPITULO 7.

página 99, §3: em lugar de "retida" entenda-se "retirada".

página 101: em lugar de "Interação" leia-se "Aquisição (de 0.5 em 0.5 segundo)".

CAPITULO 8.

página 112: em lugar de "Figura 8.1" entenda-se "Figura 8.1*".

página 115, §1: em lugar de "T.B. Fousler, D.R. Voundy e G.M. Cunningham" leia-se "T.B. Fowler, D.R. Vondy e G.W. Cunningham".

página 116, §3, linha 3: O elemento combustível de controle é formado por 3 placas combustíveis ocupando a posição central do elemento, sendo que a 1ª e 12ª

posições do estojo de alumínio são reservadas para inserção de barras de controle/segurança e as placas que antecedem e sucedem essas posições são constituídas somente de alumínio.

página 118: em lugar de "Figura 8.1. Placa Matriz do Reator IEA-R1" leia-se "Figura 8.1a. Placa Matriz do Reator IEA-R1" (as figuras mostradas nas páginas 118 e 119 pertencem a uma única figura denominada de Figura 8.1. Placa Matriz e Elementos Combustíveis Existentes no Núcleo do Reator IEA-R1.

página 121. A segunda célula unitária do lado direito da figura 8.3 tem o título: "Elemento Combustível n^o 129".

página 122, §2: em lugar de "HAMMER-TECHION" leia-se "HAMMER-TECHNION".

página 123, §1: em lugar de "fig.3a" e "figura 3f" leia-se respectivamente "fig.8.3a" e "figura 8.3f".

página 126, §1: em lugar de "fig.3a" e "fig.3f" leia-se respectivamente "fig.8.3a" e "fig.8.3f".

página 127, §1: Os códigos HAMMER e CITATION superestimaram os valores de reatividade diferencial e integral da barra de segurança BS2.

REFERENCIAS BIBLIOGRAFICAS

página 133, referência 33 em lugar de "Profiro, A.E." leia-se "Profiro, A. E."

APÊNDICE 1

página 138, §4: em lugar de "multiplexer" leia-se "multiplexador".

página 139, §2: em lugar de "multiplexer" leia-se "multiplexador".

página 142: a sequência das páginas de 142 à 147 está errada. A ordem correta dessas páginas é: 142, 145, 146, 144, 143 e 147.

página 146, §1: a derivada temporal da população de nêutrons, $dn(t)/dt$ também é em relação à t_k .

APENDICE 2.

página 151, §1: em lugar de "responsáveis pela potência e ...". leia-se "responsáveis pelo controle da potência ...".

página 159, §2, 10^a linha: em lugar de "atinje" leia-se "atinge"; na 13^a linha: em lugar de "atingir" leia-se "atingir"; e na 15^a linha em lugar de "um descontinuidade" leia-se "uma descontinuidade".

MEDIDA E CALCULO DE PARAMETROS DE REATIVIDADE NO REATOR IEA-R1

PAULO SERGIO BRASKO FERREIRA

RESUMO

Neste trabalho são apresentadas técnicas e procedimentos experimentais usualmente utilizados em medidas de alguns parâmetros nucleares relacionados com reatividade. As medidas foram realizadas no reator IEA-R1, tendo-se realizado a calibração das barras de controle e de segurança e medidas dos coeficientes de reatividade de potência, de temperatura do moderador e de vazio. As medidas foram realizadas utilizando-se técnicas como: i) período estável (calibração de barras de controle), ii) cinética inversa (reatímetro digital), iii) inserção de placas de alumínio nos canais de refrigeração dos elementos combustíveis (coeficiente de reatividade de vazio), iv) variações na temperatura do núcleo através de mudanças nos sistemas de refrigeração do núcleo (coeficiente de reatividade do moderador) e v) realizando perturbações no núcleo, através de movimentações de barras de controle (coeficiente de reatividade de potência e calibração de barra).

Com a utilização dos códigos computacionais HAMMER, HAMMER - TECHNION e CITATION simulou-se os experimentos realizados no reator IEA-R1. A partir dessa simulação estimou-se e comparou-se os valores dos parâmetros de reatividade teóricos e experimentais.

Ainda, com o objetivo de avaliar o desempenho do reatímetro digital do IPEN-CNEN/SP, utilizou-se este equipamento em paralelo com o reatímetro analógico da Westinghouse nos testes físicos em baixa potência de ANGRA-I, realizados no início de seu segundo ciclo combustível (1986). Entre os principais testes realizados, deu-se ênfase aos experimentos de ponto de adição de calor nuclear, concentração crítica de boro, calibração de bancos de controle e coeficientes de reatividade isotérmico e do moderador. Neste trabalho, as técnicas experimentais e os resultados obtidos com o reatímetro digital são descritos. Estes resultados foram comparados com os obtidos pelo reatímetro analógico da Westinghouse, apresentando boa concordância.

Este trabalho colabora para um melhor conhecimento dos sistemas de controle de reatividade do reator IEA-R1, além de apresentar metodologias experimentais existentes para obtenção de parâmetros de reatividade em reatores nucleares e demonstrar a utilização do medidor de reatividade digital, o reatímetro, desenvolvido no IPEN-CNEN/SP.

MEASUREMENTS AND CALCULATION OF REACTIVITY IN THE IEA-R1 NUCLEAR REACTOR

PAULO SÉRGIO BRASKO FERREIRA

ABSTRACT

In this work, techniques and experimental procedures usually utilized in the measurement of some nuclear parameters related to reactivity are presented. Measurements of reactivity coefficients, such as void, temperature and power, and control rod worth were made in the IEA-R1 Research Reactor. The techniques used to perform the measurements were: i) stable period (control rod calibration), ii) inverse kinetics (digital reactivity meter), iii) aluminium slab insertion in the fuel element coolant channels (void reactivity), iv) nuclear reactor core temperature changes by means of the changes in the coolant systems of reactor core (isothermal reactivity coefficient) and v) by making perturbation in the core through the control rod motions (power reactivity coefficient and control rod calibration).

By using the computer codes HAMMER, HAMMER-TECHNION and CITATION, the experiments realized in the IEA-R1 reactor were simulated. From this simulation, the theoretical reactivity parameters were estimated and compared with the respective experimental results.

Furthermore, in the second fuel load of Angra-I Nuclear Power Station, the IPEN-CNEN/SP digital reactivity-meter were used in the lower power test with

the aim to assess the equipment performance. Among several tests, the reactivity-meter were used in parallel with a Westinghouse analogic reativimeter-meter) to measure the heat addition point, critical boron concentration, control rod calibration, isothermal and moderator reactivity coefficient. This work describes these tests, and the results obtained by the digital reactivity-meter. The results were compared with those obtained by Westinghouse analogic reactivity meter, showing excellent agreement.

This work contributes for a better understanding of the control reactivity systems of the IEA-R1 nuclear reactor. In addition to that, this work presents the usual experimental techniques for obtaining reactivity parameters in nuclear reactors, and also demonstrates the utilization of the digital reactivity - meter developed at IPEN-CNEN/SP.

AGRADECIMENTOS

- À FUNDAÇÃO DE AMPARO À PESQUISA DO ESTADO DE SÃO PAULO - FAPESP - pelas valiosas críticas aos relatórios semestrais, e ao importante auxílio financeiro, referente à Bolsa de Mestrado I e II do contrato n^o 85/1339-0 do dia 15 de julho de 1985;
- À COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (IPEN-CNEN/SP) pelo apoio material, sem o qual não teria sido possível a realização deste trabalho;
- À COPESP - Coordenadoria para Projetos Especiais (Ministério da Marinha) pelo apoio material, sem o qual não teria sido possível a realização deste trabalho;
- Ao Dr. José Rubens Maiorino pela valiosa orientação;
- Aos meus pais, Geraldo Ambra Ferreira e Annita Brasko Ferreira pelo carinho, incentivo e exemplos que sempre me proporcionaram a vida toda;
- Ao Grupo de Operação do Reator IEA-R1 que tornou possível a realização das medidas;
- Aos colegas do Grupo Experimental de Medidas de Parâmetros Nucleares, Márcia A.P. Alves, Aucyone A. Silva, Paulo R.P. Coelho e Ulysses D. Bitelli pelas valiosas críticas e sugestões;

- À todos os colegas da RTF que direta ou indiretamente participaram deste trabalho,
os meus sinceros agradecimentos;

ÍNDICE

CAPÍTULO 1.

1. Introdução	1
---------------	---

CAPÍTULO 2.

2. Fundamentos teóricos	6
2.1. Introdução	6
2.2. Cinética de reatores	7
2.2.1. Equações de cinética pontual	7
2.2.2. Equação inhour	9
2.2.3. Equação de cinética inversa	11
2.2.4. Aproximação pulo pronto ("prompt jump")	12
2.3. Efeitos de realimentação e coeficientes de reatividade	13

CAPÍTULO 3.

3. Principais técnicas experimentais em medidas de reatividade	21
3.1. Medida experimental da reatividade de um sistema	21
3.1.1. Técnica do período estável	22
3.1.2. Técnica de queda de barra ("rod drop")	23
3.1.3. Técnica de cinética inversa	24
3.1.4. Técnica de nêutrons pulsados	24
3.1.5. Outras técnicas de medida de reatividade	25
3.2. Calibração das barras de controle	25

3.3. Determinação experimental dos coeficientes de reatividade	27
3.3.1. Determinação do coeficiente isotérmico	27
3.3.2. Determinação do coeficiente de temperatura do combustível	29
3.3.3. Coeficiente de temperatura do moderador	31
3.3.4. Coeficiente de temperatura global e de potência	32
3.3.5. Determinação do coeficiente de vazio	32

CAPÍTULO 4.

4. Medidas de reatividade das barras de controle e de segurança do reator IEA-R1	36
4.1. Introdução	36
4.2. Sistema de controle de reatividade do reator IEA-R1	38
4.3. Reatividade diferencial e integral das barras de controle	39
4.4. Procedimento experimental – Método do período estável	43
4.5. Análise de resultados	47
4.6. Discussão e conclusão	60

CAPÍTULO 5.

5. Medida do coeficiente de reatividade de temperatura do moderador	62
5.1. Introdução	62
5.2. Procedimento experimental	64
5.3. Resultados experimentais	68
5.4. Análise dos resultados	70
5.5. Discussão e conclusão	73

CAPÍTULO 6.

6. Estimativa de parâmetros de reatividade através de método perturbativo	75
6.1. Introdução	75
6.2. Estimativa de parâmetros – Modelo teórico	76
6.3. Procedimento experimental	84
6.4. Resultados e análise	86
6.5. Discussão e conclusão	92

CAPÍTULO 7.

7. Determinação do coeficiente de reatividade de vazio	94
7.1. Introdução	94
7.2. Procedimento experimental	96
7.3. Resultados experimentais	99
7.4. Análise dos resultados	103
7.5. Discussão e conclusão	107

CAPÍTULO 8.

8. Cálculo dos parâmetros de reatividade	109
8.1. Introdução	109
8.2. Cálculos neutrônicos e característicos dos códigos HAMMER E CITATION	110
8.2.1. Cálculos neutrônicos	110
8.2.2. Características gerais do código HAMMER E CITATION	113
8.2.2.1. Características gerais do código HAMMER	113
8.2.2.2. Características gerais do código CITATION	115

8.3. Cálculos no reator IEA-R1	116
8.3.1. Construção das células unitárias do reator IEA-R1	117
8.3.2. Modelagem do reator IEA-R1 no CITATION	123
8.3.3. Resultados obtidos pelos códigos HAMMER E CITATION	123
8.3.4. Cálculo da reatividade diferencial e integral de barra	124
8.3.5. Cálculo do coeficiente de reatividade de temperatura do moderador	125
8.3.6. Cálculo do coeficiente de reatividade de vazio	125
8.4. Discussão e conclusão	126
<u>REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS</u>	130
<u>APÊNDICE 1.</u>	
A1. Reatímetro digital do IPEN-CNEN/SP	136
A1.1. Introdução	136
A1.2. Descrição do reatímetro digital	138
A1.3. Resolução numérica da equação de cinética inversa	142
A1.4. Desempenho do reatímetro digital	144
A1.5. Discussão e conclusão	147
<u>APÊNDICE 2.</u>	
A2. Testes físicos de partida de Angra-I em baixa potência	149
A2.1. Introdução	149
A2.2. Testes físicos em baixa potência de Angra-I	151
A2.3. Procedimentos experimentais	153

A2.3.1. Determinação da faixa de testes físicos	153
A2.3.2. Determinação da concentração crítica de boro	154
A2.3.3. Medida de valor de bancos de controle	158
A2.3.4. Medida do coeficiente de temperatura isotérmico e do moderador	159
A2.4. Discussão e conclusão	163

APÊNDICE 3.

A3. Modelo de uma temperatura	164
--------------------------------------	------------

CAPÍTULO 1. INTRODUÇÃO

O objetivo de um projeto nuclear é o de calcular os parâmetros do reator, de modo a garantir que os critérios operacionais de segurança, definidos e baseados em normas /40,41/ sejam atendidos. Os cálculos são realizados através da utilização de códigos computacionais, os quais são baseados em modelos que expressam matematicamente o comportamento dos nêutrons em um reator. A obtenção experimental desses parâmetros é feita através de experimentos em laboratórios e na própria instalação nuclear, de modo a verificar os cálculos do projeto e mesmo a verificação da validade dos modelos.

Entre os principais parâmetros nucleares encontram-se o tamanho crítico do núcleo, a distribuição de potência, o comportamento cinético, segurança, variações de reatividade ao longo do tempo e das condições de operação, entre outros. Os valores desses parâmetros devem ser calculados anteriormente à construção do reator, respeitando-se uma série de normas de segurança vigentes /40,41/.

Dentre os vários parâmetros nucleares, os relacionados com a reatividade são dos mais importantes, principalmente devido estes parâmetros serem relacionados com a segurança da instalação.

Para possibilitar um maior e mais eficiente controle da reatividade do núcleo, mecanismos auxiliares são projetados. Os principais mecanismos de controle

de reatividade são aqueles que introduzem no núcleo do reator materiais altamente absorvedores de nêutrons. Geralmente esse controle é feito através de diluição de boro na água moderadora e de barras de controle. Sistemas que possuem refletores móveis, ou que possibilitem variações no fluxo de material refrigerante também podem ser utilizados para controle de reatividade.

A determinação teórica e experimental da efetividade e do desempenho dos vários sistemas de controle de reatividade constitui um dos aspectos mais importantes de um projeto nuclear.

A determinação teórica é feita através da simulação do comportamento do reator, com a utilização de poderosos programas computacionais (códigos), os quais em resumo solucionam as equações que expressam o comportamento neutrônico do núcleo do reator. Esses códigos utilizam normalmente os modelos da teoria de transporte e de difusão de nêutrons em um meio multiplicador.

Esses códigos utilizam bibliotecas de secções de choque de vários materiais e para várias faixas de energias. Eles se utilizam de um estudo inicial em pequenas regiões representativas do núcleo (células unitárias) para posteriormente realizarem análises tridimensionais.

A determinação experimental do desempenho de sistemas de controle de reatividade e de vários parâmetros nucleares é feita através de um programa experimental, onde uma série de experimentos é realizada. Esse programa visa principalmente a verificação da segurança, estabilidade da instalação e a metodologia de cálculo empregada.

O programa de testes iniciais é desenvolvido em função das normas de segurança existentes. Todos os requisitos contidos nessas normas devem ser verificados quando da realização dos testes físicos, para garantir uma operação segura do reator.

Além dos sistemas projetados para controle de reatividade do núcleo, os reatores são dimensionados para possuírem uma segurança inerente com relação à variações de reatividade, o que garante uma diminuição significativa da probabilidade de ocorrência de acidentes graves.

A estabilidade inerente de um reator nuclear é obtida na prática através de efeitos de realimentação. A variação de Reatividade consequente de variações de temperatura é considerada como o principal mecanismo de realimentação que determina a estabilidade de um reator. As variações de reatividade de um núcleo devido a esses efeitos de realimentação são quantificados através de grandezas físicas denominadas de "Coeficientes de Reatividade".

O objetivo deste trabalho consistiu em determinar-se experimentalmente os valores de alguns parâmetros nucleares relacionados com reatividade do reator IEA-R1, como valores de barras de controle e coeficientes de reatividade, e utilizando-se os códigos computacionais HAMMER e CITATION, determinar e comparar os resultados previstos por esses códigos com os obtidos experimentalmente. Este trabalho visou também o aprendizado de técnicas experimentais comumente utilizadas na determinação de parâmetros nucleares para futura utilização em outras instalações nucleares (ex. IPEN/MB-01) e a verificação da metodologia de cálculo empregada.

No capítulo 2 aborda-se os métodos utilizados na determinação experimental na medida de reatividade do núcleo de um reator, bem como os efeitos de realimentação existentes. Ainda nesse capítulo define-se os diversos coeficientes de reatividade encontrados na literatura.

No capítulo 3 são descritas algumas das técnicas experimentais utilizadas atualmente na determinação de vários parâmetros de reatividade.

No capítulo 4 encontra-se o procedimento experimental utilizado para calibração de Barras de Controle e de Segurança do Reator IEA-Ri, apresentando-se as curvas de reatividade diferencial e integral dessas barras, através da técnica do período estável.

No capítulo 5 encontra-se o procedimento experimental utilizado para determinar-se o coeficiente de reatividade de temperatura do moderador e os resultados obtidos com a realização do experimento.

No capítulo 6 a técnica de medida do coeficiente de reatividade de vazio, através da inserção de placas de alumínio nos canais de refrigeração dos elementos combustíveis do reator IEA-R1 é descrita.

No capítulo 7 derivou-se um modelo perturbativo desenvolvido para determinação dos seguintes parâmetros nucleares: reatividade diferencial de barra, coeficiente de potência e a constante de tempo do reator à perturbação. O procedimento experimental realizado e os resultados obtidos a partir da utilização desse modelo desenvolvido são mostrados e analisados.

No capítulo 8 encontra-se descrito o procedimento utilizado para determinação computacional dos parâmetros obtidos experimentalmente. Os códigos utilizados foram o HAMMER e o CITATION. As comparações entre os resultados experimentais e teóricos são feitas nessa etapa do trabalho.

No apêndice 1 descreve-se o funcionamento e as bases teóricas de um instrumento de medida de reatividade, o reatímetro digital, desenvolvido no IPEN-CNEN/SP, o qual foi amplamente utilizado nos experimentos realizados neste trabalho, e no apêndice 2 relata-se sobre os testes físicos de partida em baixa potência de Angra-I, utilizando-se o reatímetro digital. Finalmente, no Apêndice 3, encontra-se a derivação de uma das equações utilizadas no modelo perturbativo apresentado no capítulo 7.

CAPÍTULO 2. FUNDAMENTOS TEÓRICOS

2.1. INTRODUÇÃO

Pode-se conhecer o estado que um reator se encontra simplesmente observando-se a evolução da população neutrônica ou o nível de potência do núcleo ao longo do tempo. O comportamento temporal de um reator depende fundamentalmente do balanço de nêutrons que são absorvidos, que escapam do sistema e que induzem novas reações de fissão.

Para um reator nuclear operar à um nível constante de potência, a taxa de produção de nêutrons via reações de fissão e decaimentos radioativos deve ser exatamente contrabalaneada pela perda de nêutrons via absorção e fuga de nêutrons do sistema. Qualquer alteração dessa condição de balanço resultará em uma dependência temporal da população de nêutrons e, conseqüentemente, do nível de potência do reator.

Nesta seção são resumidos os fundamentos teóricos que dão o sustentáculo das técnicas experimentais utilizadas neste trabalho.

2.2. CINÉTICA DE REATORES

O conhecimento do comportamento temporal do fluxo de nêutrons e da reatividade de um sistema nuclear é de vital importância para uma operação segura e controlada do reator. Os modelos que descrevem este comportamento são denominados "cinética de reatores", e os resultados destes modelos são fundamentais na análise de transientes.

O comportamento espacial e temporal de nêutrons no reator é descrito matematicamente pela Equação de Transporte, ou baseado em algumas aproximações pela Equação de Difusão. A solução da Equação de Transporte, e/ou de Difusão com dependência espacial-temporal não é trivial, o que dificulta sua aplicação prática. Entretanto, se for assumido que a forma espacial do fluxo de nêutrons não varia ao longo do tempo, o termo de dependência espacial pode ser omitido, obtendo-se com isso equações mais simplificadas, que envolvem somente equações diferenciais ordinárias temporais. Esse modelo é conhecido como "Modelo de Cinética Pontual".

2.2.1. EQUAÇÕES DE CINÉTICA PONTUAL

As equações de cinética pontual são obtidas a partir da integração da equação de transporte de nêutrons em todo o espaço de fases (volume, ângulo e energia), tendo como função ponderação o fluxo adjunto ϕ^* . A derivação destas

equações é por demais conhecida /25/, sendo que o resultado final fornece as seguintes equações

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} n(t) + \sum_{i=1}^G \lambda_i C_i(t) + S \quad , \quad (2.1)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} n(t) - \lambda_i C_i(t) \quad , i=1,2,\dots,G \quad (2.2)$$

onde $n(t)$ é a população de nêutrons térmicos existente no núcleo do reator, $C_i(t)$, a população de precursores do grupo i de energia, $\rho(t)$, reatividade do sistema, β_i , fração de nêutrons atrasados do grupo de energia i , β , a fração total de nêutrons atrasados, Λ , tempo de geração de nêutrons prontos, S , taxa de fonte de nêutrons externa e, λ_i , constante de decaimento dos precursores do grupo i . Esse conjunto de $(G+1)$ equações não lineares são denominadas de "Equações de Cinética Pontual". O número de equações deste conjunto é fixado pelo número de grupos de precursores, sendo que usualmente para reatores térmicos não refletidos por berílio G assume o valor 6.

Por outro lado, a reatividade $\rho(t)$ é a soma da reatividade externa, $\rho_{ext}(t)$, e da reatividade de realimentação, $\rho_i(t)$, que por sua vez é determinada pelos efeitos de temperatura, vazão, etc. Desde que os efeitos de temperatura são descritos pelas equações termohidráulicas que regem o comportamento do reator, a solução geral do comportamento temporal do reator envolve não apenas a solução das $(G+1)$ equações de cinética pontual, mas também o acoplamento com as equações de termohidráulica.

2.2.2 EQUAÇÃO INHOUR

Para uma reatividade constante, e assumindo-se que o comportamento de nêutrons e de precursores seja da forma

$$n(t) = n_0 \cdot e^{wt} \quad e \quad (2.3)$$

$$C_i(t) = C_{i0} \cdot e^{wt} \quad (2.4)$$

onde n_0 , C_{i0} e w são constantes, pode-se a partir das equações de cinética pontual, relacionar os possíveis valores w (autovalores) com a reatividade introduzida, i.e.

$$\rho = \Lambda \cdot w + \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i \cdot w}{w + \lambda_i} \quad (2.5)$$

A equação acima é conhecida como Equação Inhour. A origem desse nome deve-se ao fato de que as sete raízes w (assumindo-se $G=6$) da equação têm dimensão de inverso de tempo (INverse HOUR), como pode ser observado pelo gráfico da figura 2.1 e pelas equações (2.3) e (2.4).

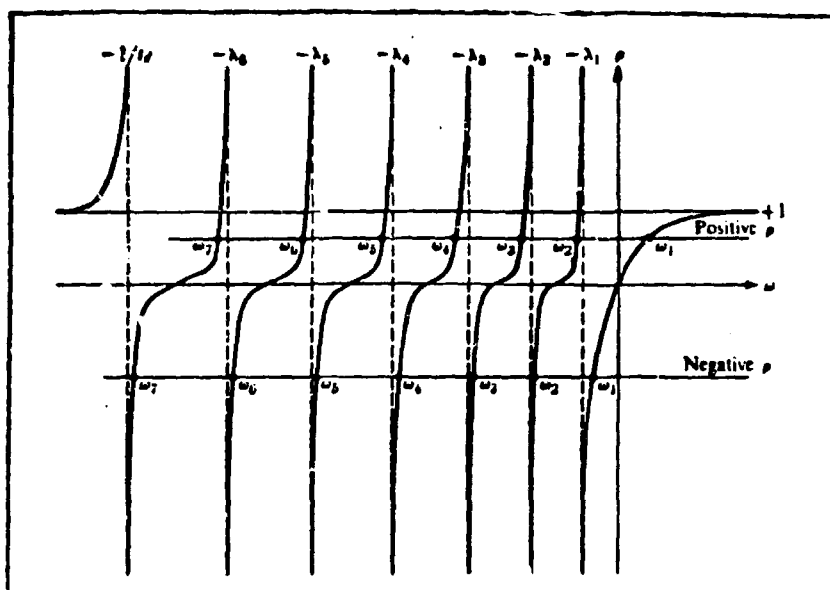


Figura 2.1. Raízes da Equação Inhour para uma dada Reatividade.

Dada uma reatividade, positiva ou negativa, os auto-valores w_1, w_2, \dots, w_7 podem ser facilmente determinados. Ainda, observando-se que $w_1 > w_2 > \dots > w_7$ e que w_2, w_3, \dots, w_7 são sempre negativas, pode-se concluir que, após transcorrido um intervalo de tempo, as exponenciais $e^{w_2 t}, e^{w_3 t}, \dots, e^{w_7 t}$ decaem e o comportamento temporal do fluxo de nêutrons é função apenas de w_1 . O inverso de w_1 é usualmente denominado de "Período Estável".

O valor de w_1 pode ser determinado experimentalmente, para uma dada inserção de reatividade constante, pela expressão $w_1 = \ln 2 / T_d$, onde T_d é o tempo necessário para que o reator dobre o nível de potência, após o decaimento dos termos transientes, e a partir da equação "Inhour" pode-se portanto determinar a reatividade introduzida. Esta técnica de medida de reatividade é denominada

"Técnica do Período Estável". Outra técnica de medida de reatividade envolve a solução da Equação de Cinética Inversa, ou seja, da equação que exprime a reatividade em função da variação da população de nêutrons.

2.2.3. EQUAÇÃO DE CINÉTICA INVERSA

A equação de cinética inversa é obtida integrando-se a equação de precursores, equação (2.2), e substituindo-se na equação (2.1). Explicitando-se a reatividade da equação resultante tem-se

$$\rho(t) = \beta + \Lambda \frac{\dot{n}(t)}{n(t)} - \frac{1}{n(t)} \sum_{i=1}^6 \lambda_i \beta_i \int n(t') e^{\lambda_i(t'-t)} dt' \quad (2.6)$$

Desta forma, medindo-se a variação temporal da população de nêutrons, $\dot{n}(t)$, pode-se através de métodos analógicos ou digitais, solucionar a equação (2.6) e, portanto, obter a reatividade do sistema em tempo real, $\rho(t)$. Esta técnica é denominada "Cinética Inversa", e instrumentos construídos para realizar estas operações são denominados de Reatímetros. Os medidores de reatividade são importantes por possibilitarem a observação da reatividade instantânea do núcleo do reator, durante a operação deste.

2.2.4. APROXIMAÇÃO PULO PRONTO (PROMPT JUMP)

Um outro método de determinar-se a reatividade do sistema é através da utilização da aproximação "Pulo Pronto". Essa aproximação é válida quando a inserção de reatividade no núcleo do reator é tão rápida que o nível de potência pula quase que instantaneamente para o seu comportamento assintótico. O nível de potência que o fluxo irá alcançar pode ser obtido assumindo-se que as concentrações dos precursores de nêutrons permaneçam constante imediatamente após a mudança de reatividade. Ainda, desde que os harmônicos decaem rapidamente, é necessário somente considerar-se o comportamento do estado fundamental.

Se o reator encontra-se inicialmente no estado de criticalidade, $\frac{dn(t)}{dt} = 0$, e portanto das equações de cinética pontual $-\frac{\beta}{\Lambda} n(0) = \Sigma \lambda_i C_i(0)$. Assumindo-se que essa condição não varia significativamente após a mudança na reatividade, pode-se derivar uma equação onde a população neutrônica é representada pela soma de dois termos, onde o primeiro corresponde ao comportamento assintótico e o segundo aos termos transientes. A partir de considerações matemáticas pode-se verificar que logo após a inserção de reatividade o nível de potência pula conforme equação abaixo:

$$\frac{n_2}{n_1} = \frac{\beta(1 - \rho)}{\beta - \rho} \quad (2.7)$$

onde n_1 e n_2 são respectivamente os níveis de potência antes e após a variação de reatividade. A partir da equação (2.7) pode-se obter a reatividade inserida no sistema.

2.3. EFEITOS DE REALIMENTAÇÃO E COEFICIENTES DE REATIVIDADE

As equações de cinética descrevem o comportamento dinâmico do reator para uma dada inserção de reatividade. Por outro lado, a reatividade inserida no reator não é apenas função de variações externas, mas também de efeitos de realimentação inerentes ao próprio reator, os quais dependem da variação da composição do núcleo, como aumento de produtos de fissão; das variações na distribuição de temperaturas de todos os materiais; de suas densidades e de algumas outras propriedades físicas e nucleares que são influenciadas por variações de potência do reator.

Esses efeitos de realimentação introduzem uma reatividade interna no sistema nuclear, interferindo diretamente na dinâmica do reator. Na figura 2.2 encontra-se um diagrama de blocos simplificado que mostra o comportamento dinâmico de um reator, considerando-se os efeitos de realimentação.

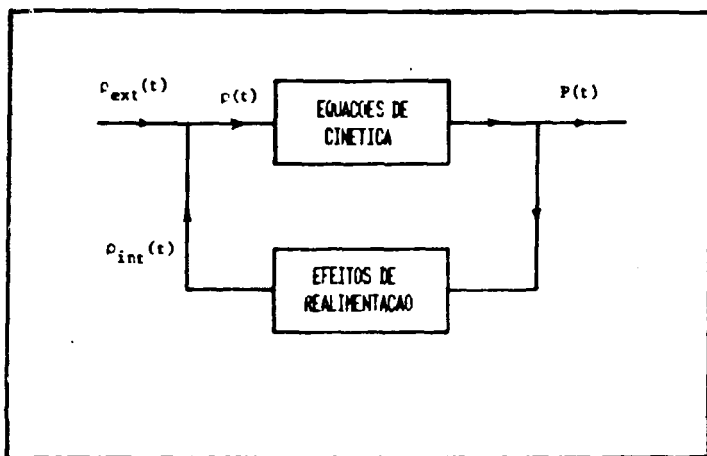


Figura 2.2. Diagrama de Blocos do Dinamismo do Reator.

Desta forma, a reatividade líquida inserida no reator é dada por

$$\rho(t) = \rho_{ext}(t) + \rho_{int}(t) \quad (2.8)$$

A reatividade externa, $\rho_{ext}(t)$, é devida a inserção de materiais absorvedores de nêutrons no núcleo. Esta inserção pode ser em forma de rampa, i.e.

$$\rho_{ext}(t) = K.t$$

como por exemplo através da movimentação de uma barra de controle, ou em forma de degrau

$$\begin{aligned} \rho_{\text{ext}}(t) &= \rho_0, \quad t > t_0 \\ &= 0, \quad t < t_0, \end{aligned}$$

como por exemplo através de uma queda súbita de um absorvedor.

A reatividade interna, ou de realimentação, depende dos fenômenos físicos que alteram as propriedades nucleares. Assim por exemplo, o aumento de potência, devido a introdução de uma reatividade positiva externa, acarreta um aumento de temperatura do moderador e do combustível, este aumento faz com que diminua a densidade do moderador e aumente a absorção de nêutrons no combustível, que terá como consequência diminuição da taxa de fissão e conseqüentemente da potência. Desta forma, para se determinar a reatividade de realimentação é necessário acoplar as equações que descrevem os fenômenos físicos que alteram as propriedades nucleares, principalmente as equações termohidráulicas. Desta forma, dado um parâmetro x , por exemplo temperatura, densidade, etc, a reatividade de realimentação devido a este parâmetro é

$$\rho = \int_x \alpha_x dx \quad (2.9)$$

acoplada as equações que descrevem a evolução do parâmetro x . O parâmetro α_x é denominado "Coeficiente de Reatividade" relacionado com a variação do parâmetro x , ou seja,

$$\alpha_x = \frac{\partial \rho}{\partial x} \quad (2.10)$$

Assim, se x equivale à temperatura do moderador, T_m , então

$$\alpha_{T_m} = \frac{\partial \rho}{\partial T_m} \quad (2.11)$$

é o coeficiente de reatividade de temperatura do moderador; se x equivale à um volume vazio existente no moderador, causado por evaporação deste por exemplo, então

$$\alpha_v = \frac{\partial \rho}{\partial V} \quad (2.12)$$

é o coeficiente de reatividade de vazio de moderador, e assim por diante.

Os coeficientes de Reatividade podem também ser expressos em função da variação no fator de multiplicação efetivo do reator. Assim, lembrando que

$$\rho = \frac{K - K_{ref}}{K} \quad (2.13)$$

com K e K_{ref} respectivamente o fator de multiplicação do sistema perturbado e do sistema no estado referência, pode-se definir o coeficiente de reatividade, α , como

$$\alpha = \frac{\partial \rho}{\partial x} = \frac{K_{ref}}{K^2} \frac{dK}{dx} \approx \frac{1}{K} \cdot \frac{dK}{dx} \quad (2.14)$$

Desta forma, o comportamento do reator devido a mudança do parâmetro x , depende do sinal de α_x . Por exemplo, se o coeficiente de temperatura, α_T , é positivo, e há um aumento de potência, as temperaturas dos componentes do núcleo aumentam, aumentando o fator de multiplicação e, como resultado, a potência do sistema se eleva. Com isso, as temperaturas dos componentes continuam a crescer, aumentando o fator de multiplicação, e assim por diante. O processo continua até que ou haja uma intervenção externa de controle ou até fusão do núcleo do reator. Análogamente, se houver uma diminuição na temperatura de um componente, acarretará em uma diminuição de K e da potência, diminuindo ainda mais a temperatura do material e, assim, diminuindo a potência do reator até o seu total desligamento. Dessa breve análise, pode-se perceber que reatores que possuem coeficientes de reatividade positivos são inerentemente instáveis.

Inversamente, seguindo-se a mesma linha de raciocínio acima, pode-se concluir que reatores que possuem coeficientes de reatividade negativos são estáveis com relação as alterações no interior de seu sistema. A estabilidade de um reator é muito importante no que diz respeito à segurança deste, pois em caso de acidentes,

onde haja uma excursão de potência, os efeitos de realimentação atuam no sentido de compensar o excesso de reatividade do núcleo e retornar o reator a um estado de criticidade, cessando o transiente de potência. Coeficientes negativos de reatividade são tão importantes para a segurança e estabilidade de reatores que a nível de projeto as normas de segurança exigem que a maioria dos coeficientes de reatividade sejam negativos para garantir um efeito de realimentação global também negativo.

Na figura 2.3 pode-se observar a evolução do nível de potência de reatores com coeficientes de reatividade positivo e negativo, após uma inserção positiva de reatividade.

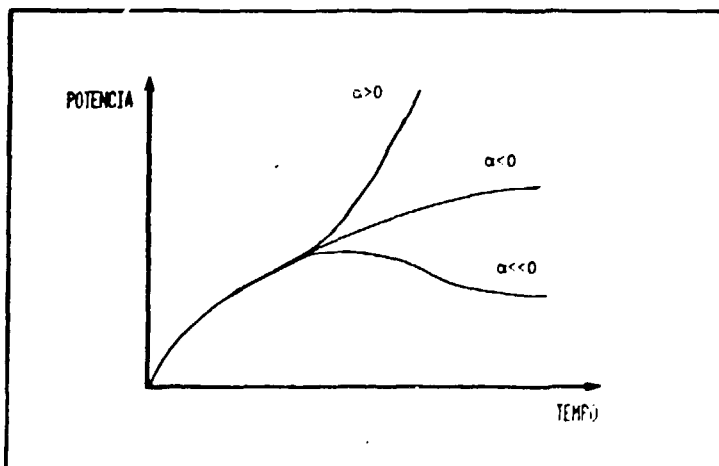


Figura 2.3. Excursões de Potência para Reatores com Coeficientes de Reatividade Negativos e Positivos.

Os principais coeficientes de reatividade são:

i) Coeficiente de Reatividade de Potência, α_P :

Definido como $\alpha_P(P_0) = \left. \frac{\partial \rho}{\partial P} \right|_{P_0}$, quantifica a variação de reatividade

do reator devido a variações no nível de potência, em torno da potência referência (P_0). Esse coeficiente engloba todos os efeitos de realimentação causados por variações de temperatura

ii) Coeficiente de Reatividade de Temperatura do Combustível:

Definido como $\alpha_{T_c}(T_0) = \left. \frac{\partial \rho}{\partial T_c} \right|_{T_0}$ é considerado um dos mais

importantes coeficientes de realimentação, principalmente por responder quase que imediatamente à perturbações externas inseridas no núcleo e frear significativamente uma excursão positiva ou negativa de reatividade. O coeficiente de temperatura do combustível é uma característica predominante de dependência das ressonâncias de captura do ^{238}U em função da temperatura do combustível. Com o aumento da temperatura há um aumento na taxa de absorção de nêutrons devido ao alargamento das secções de choque de absorção na região de ressonâncias (fenômeno conhecido como Efeito Doppler).

iii) Coeficiente de Reatividade de Temperatura do Moderador:

Dado por $\alpha_T(T_0) = \left. \frac{\partial \rho}{\partial T_m} \right|_{T_0}$ é causado principalmente pelas

variações na densidade do moderador, acarretando em mudanças no poder e razão de moderação deste.

iv) Coeficiente de Reatividade Isotérmico:

Definido como $\alpha_{iso}(T_0) = \left. \frac{\partial \rho}{\partial T_{iso}} \right|_{T_0}$ corresponde a sobreposição dos efeitos de realimentação de temperatura do combustível e do moderador a uma mesma temperatura. Com isso, pode-se redefinir α_{iso} como

$$\alpha_{iso}(T) = \alpha_{T_m}(T) + \alpha_{T_c}(T)$$

v) Coeficiente de Reatividade de Vazio:

Dado por $\alpha_V = \frac{\partial \rho}{\partial \Delta V_{fr}}$ onde ΔV_{fr} equivale a fração de volume vazio no moderador, $\Delta V_{fr} = \frac{V_v}{V_m}$ onde V_v é o volume vazio inserido no núcleo do reator e V_m é o volume total de moderador existente no interior do núcleo. Esse coeficiente é importante para estudos de acidentes e transientes de potência onde haja a formação de volumes vazios no moderador do núcleo, causados por evaporação de água moderadora. Em operações normais este coeficiente pode ser observado caso haja a inserção de objetos no núcleo do reator, que venham a deslocar um volume significativo de água (detectores ou dispositivos experimentais).

No próximo capítulo encontram-se algumas técnicas experimentais, utilizadas na determinação de coeficientes de reatividade em reatores de potência.

CAPÍTULO 3. PRINCIPAIS TÉCNICAS EXPERIMENTAIS EM MEDIDAS DE REATIVIDADE

Neste capítulo encontram-se algumas das técnicas geralmente utilizadas em experimentos em reatores nucleares de pesquisa e de potência para obtenção de reatividade, ou de sua variação com determinado parâmetro (coeficientes de reatividade).

Algumas das técnicas citadas a seguir foram utilizadas nos experimentos realizados neste trabalho e, por isso, essas técnicas serão mais detalhadas nos capítulos onde foram utilizadas.

3.1. MEDIDA EXPERIMENTAL DA REATIVIDADE DE UM SISTEMA

Existem várias técnicas experimentais usualmente utilizadas para determinação da reatividade de um sistema. As mais difundidas são aquelas que utilizam a Queda de Barra, Período Estável e Nêutrons Pulsados. Técnicas baseadas em Análise de Ruídos e Métodos Perturbativos também vêm sendo utilizadas para medidas de Reatividade /6,25/.

3.1.1. TÉCNICA DO PERÍODO ESTÁVEL

Uma das técnicas mais difundidas para a determinação experimental da reatividade de um núcleo é baseada no Período Estável do Reator. Essa técnica utiliza-se da equação Inhour (Equação 2.5) para obtenção da reatividade.

Como já abordado no capítulo 2, para uma dada inserção de reatividade constante, positiva ou negativa, no núcleo de um reator, a população neutrônica $n(t)$, após decaimento dos termos transientes, evolui como uma exponencial pura da forma

$$n(t) \sim n_0 e^{wt}$$

Desta forma, esperando-se um tempo T_d , tal que o nível de potência dobre, i.e., $n = 2n_0$, o parâmetro w (inverso do período estável) pode ser determinado como

$$w = \frac{\ln 2}{T_d}$$

e portanto, da equação inhour pode-se determinar a reatividade, i.e.

$$\rho = w \cdot \Lambda + \sum_{i=1}^G \frac{\beta_i \cdot w}{w + \lambda_i}$$

onde β_i , λ_i e Λ são parâmetros nucleares característicos do reator.

3.1.2. TÉCNICA DE QUEDA DE BARRA (ROD DROP)

Uma medida direta da reatividade pode ser feita sem a medição do período do reator caso a mudança na reatividade seja tão rápida que possa ser considerada instantânea. Já que essas medidas são geralmente efetuadas por inserção de barra por queda livre, essa técnica é conhecida como Queda de Barra, embora experimentos que introduzam rapidamente uma quantidade de reatividade positiva no núcleo sejam igualmente bem sucedidas. Entretanto, experimentos que introduzem rapidamente reatividades positivas não são obviamente interessantes no que diz respeito à segurança do reator.

A técnica de Queda de Barra se utiliza da Aproximação Pulo Pronto. Nessa aproximação, como já visto no capítulo 2, o pulo no nível de potência é dado por:

$$\frac{n_2}{n_1} = \frac{\beta \cdot (1 - \rho)}{\beta - \rho}$$

Supondo que o reator esteja inicialmente no estado de criticalidade, $\rho_0 = 0$ e assumindo-se que o termo $(\rho \cdot \beta)$ seja pequeno em comparação com os outros termos, a reatividade do sistema após a queda de barra será dada por

$$\rho = \beta \cdot \left(1 - \frac{n_1}{n_2}\right)$$

3.1.3. TÉCNICA DE CINÉTICA INVERSA

Basicamente, essa técnica consiste em integrar-se a equação de precursores no tempo e substituir a equação resultante na equação que descreve o comportamento temporal da população neutrônica, $n(t)$ (equações de cinética pontual). A equação final fornece a reatividade do núcleo $\rho(t)$ instantânea. Essa técnica de medida é abordada com maior ênfase no apêndice 1 deste trabalho.

3.1.4. TÉCNICA DE NÊUTRONS PULSADOS

Outro método de medição de reatividade, particularmente para valores grandes e negativos de ρ , é a que utiliza a técnica de nêutrons pulsados. Nesse método, uma quantidade de nêutrons é injetada no reator no tempo $t=0$ e o subsequente decaimento é observado para tempos longos o suficiente para que os

termos transientes tenham decaído, mas curtos comparados com os tempos de geração de nêutrons atrasados (tempos da ordem de milisegundos).

Essa técnica é frequentemente utilizada para determinação da margem de desligamento das barras de controle em um reator. Na referência /42/ B.E.Simmons e J.S.King descrevem experimentos utilizando essa técnica.

3.1.5. OUTRAS TÉCNICAS DE MEDIDA DE REATIVIDADE

Outros métodos são utilizados para a determinação do fator de multiplicação e, conseqüentemente, da reatividade de um sistema, tais como métodos perturbativos, onde um material absorvedor de nêutrons realiza perturbações no sistema, através de movimentações oscilatórias e métodos de análise de ruídos, através de correlações de sinais provenientes da instrumentação do núcleo. No capítulo 7 utilizou-se um método perturbativo para obtenção do coeficiente de reatividade de potência e outros dois parâmetros característicos do reator IEA-R1. Os métodos de análise de ruídos e nêutrons pulsados não foram utilizados nos experimentos realizados neste trabalho.

3.2. CALIBRAÇÃO DAS BARRAS DE CONTROLE

A calibração de barras de controle de um reator nuclear é feita construindo-se as curvas de reatividade diferencial e integral dessas barras. Essas curvas são obtidas através do cômputo da reatividade inserida no núcleo do reator

devido à movimentação da barra no interior deste.

A reatividade diferencial de barra é obtida através da razão entre a variação de reatividade observada e a variação de posicionamento vertical da barra. A reatividade integral é obtida através da integração da reatividade diferencial desde a posição de barra totalmente inserida até a atual posição em que se encontra.

O procedimento usual para obtenção experimental da reatividade diferencial é criticalizar-se inicialmente o reator com todas as barras de controle retiradas e a ser calibrada inserida o máximo possível no núcleo do reator. A seguir retira-se alguns passos de barra e após obtenção da reatividade inserida, que pode ser feita através da utilização de um dos métodos mencionados anteriormente, retorna-se o reator ao estado de criticalidade, compensando-se o excesso de reatividade. Essa compensação pode ser feita através da inserção de uma outra barra de controle ou também pela diluição de boro na água moderadora. Esse procedimento é repetido até total retirada da barra do núcleo. Assim obtém-se $\partial\rho/\partial z$ para várias posições verticais do núcleo.

No capítulo 4 e no apêndice 2 encontra-se a calibração de barras do reator IEA-R1 e de Angra-I, onde utilizou-se barra de controle e diluição de boro respectivamente para compensação da reatividade positiva inserida no núcleo devido a retirada da barra que estava sendo calibrada.

3.3. DETERMINAÇÃO EXPERIMENTAL DOS COEFICIENTES DE REATIVIDADE

Os coeficientes de temperatura quantificam as variações na reatividade, resultantes de mudanças em alguns parâmetros do núcleo, como temperatura do moderador e potência. Os coeficientes de temperatura são calculados para assegurar que o reator seja capaz de responder seguramente a possíveis perturbações nas condições do núcleo durante operações normais da instalação.

Os coeficientes de temperatura são medidos para temperaturas do moderador e para vários níveis de potência. A determinação de alguns coeficientes de temperatura faz parte do Programa de Testes Iniciais de Partida, realizados em baixa potência durante o ligamento da usina, após a recarga do núcleo.

3.3.1. DETERMINAÇÃO DO COEFICIENTE ISOTÉRMICO

Como visto no capítulo 2, o coeficiente de reatividade isotérmico é dado pela variação de reatividade do núcleo por unidade de variação de temperatura média deste, i.e.

$$\alpha_{iso} = \frac{\partial \rho}{\partial T_{iso}}$$

J. J. Woods e T. L. Wilson / 43 / descrevem como o coeficiente isotérmico, α_{150} , é obtido experimentalmente em reatores nucleares do tipo PWR.

Nesse artigo, o coeficiente isotérmico é obtido na potência zero, pois assim todas as partes do núcleo podem ficar à mesma temperatura. A determinação de α_{150} para vários níveis de temperatura é feita através da realização de uma rampa de temperatura (positiva e negativa) de ~ 30 °F/h, causada por alterações nas condições de pressão de uma turbina do reator. A cada 5 °F a temperatura é estabilizada, para possibilitar que todas as partes do núcleo cheguem a uma temperatura uniforme. A temperatura, a reatividade e outros dados são gravados por um reatímetro, que faz posteriormente o cômputo de α_{150} .

Qualquer que seja o procedimento experimental utilizado para determinação de α_{150} , este deve ser sempre realizado em níveis baixos de potência, de preferência potência zero, para que não haja o aparecimento de regiões com diferentes temperaturas. O aquecimento ou resfriamento do sistema deve ser externo, com o auxílio da água do circuito primário de refrigeração.

No reator de Potência Angra-I o aquecimento e resfriamento da água do circuito primário é realizado como citado por J. J. Woods e T. L. Wilson. No reator de Potência Zero do IPEN-CNEN/SP, UCRI, as variações de temperatura serão realizadas através da utilização de sistemas aquecedores e resfriadores externos. No reator de Pesquisa IEA-R1, o aquecimento do reator é feito utilizando-se o calor gerado pelo núcleo e o resfriamento através das torres de refrigeração (conf cap.5).

3.3.2. DETERMINAÇÃO DO COEFICIENTE α_{TC}

Também como visto no capítulo 2, o coeficiente de reatividade de temperatura do combustível é dado pela variação de reatividade do núcleo por unidade de variação de temperatura do combustível, i.e.

$$\alpha_{TC} = \frac{\partial \rho}{\partial T_c}$$

O coeficiente de temperatura do combustível é característica dominante das ressonâncias de captura do ^{238}U dependentes da temperatura do combustível. Essa forte dependência se deve ao efeito de alargamento das ressonâncias com o aumento da temperatura do ^{238}U , efeito este conhecido como Efeito Doppler.

Em reatores de potência, geralmente é difícil a obtenção de dados referentes ao coeficiente de temperatura do combustível devido a duas razões principais: i) mudanças na reatividade são medidas em termos do coeficiente de potência, o qual inclui outros coeficientes de reatividade e ii) ambiguidade é inevitavelmente grande no cálculo da variação na real temperatura do combustível.

Em consequência desses fatos, métodos experimentais de medida indireta são geralmente utilizados para determinação desse coeficiente. Mudanças em vários

tipos de distribuições de taxas de reação são medidas para diferentes temperaturas do combustível pelo método de ativação de folhas e então as mudanças resultantes na reatividade são derivadas utilizando-se esses dados através de cálculos computacionais / 37 /.

Entretanto, métodos de medida diretos também são empregados. Métodos Perturbativos e Técnicas de variação de potência mantendo-se o máximo possível os outros parâmetros constantes são utilizados.

O procedimento utilizado para a obtenção experimental direta do coeficiente de temperatura do combustível, α_{TC} , para reatores tipo PWR realizado pela referência / 43 / é de estabilizar o reator em um determinado nível de potência e após isso iniciar variações de potência, mantendo-se a temperatura da água moderadora constante. A temperatura da água moderadora é mantida constante através de variações no fluxo de circulação desta no núcleo do reator. O coeficiente de temperatura do combustível é obtido fazendo-se um balanço de reatividade nos vários níveis de potência realizados. A temperatura do combustível é obtida ou através de sensores localizados no interior dos elementos combustíveis ou através de cálculos termohidráulicos. Entretanto, esse tipo de medida apresenta resultados com incertezas relativamente grandes.

3.3.3. COEFICIENTE DE TEMPERATURA DO MODERADOR

Analogamente ao coeficiente de reatividade de temperatura do combustível, o coeficiente α_{T_m} apresenta dificuldades práticas em sua determinação experimental em consequência da ocorrência de outros efeitos de realimentação em paralelo.

O mais importante efeito de realimentação que atua no moderador é o causado pela redistribuição na densidade do moderador. As maiores variações na densidade do moderador são em regiões onde encontram-se os maiores fluxos de nêutrons. As principais propriedades nucleares da água que são alteradas significativamente com a mudança na densidade são o poder e a razão de moderação de nêutrons de altas energias.

A Técnica de obtenção experimental de α_{T_m} apresentada na referência /44/ utiliza-se basicamente do mesmo princípio utilizado pela referência /43/, onde varia-se a temperatura do moderador mantendo-se o máximo possível o nível de potência do reator constante. Essa técnica basicamente envolve decréscimo da temperatura média no sistema de refrigeração do reator, através de inserção de barras de controle, enquanto mantém-se o nível de potência do reator tão constante quanto possível com o controle da turbina.

Entretanto, medidas indiretas para determinação de α_{T_m} também são igualmente utilizadas como no caso de α_{T_c} . Em reatores tipo PWR, geralmente obtém-se experimentalmente o coeficiente de reatividade de temperatura isotérmico

e utilizando-se do valor de α_{T_c} determinado computacionalmente obtém-se o valor do coeficiente α_{T_m} . Nos testes físicos em Baixa Potência de Angra-I determina-se α_{T_m} utilizando-se esse tipo de procedimento.

3.3.4. COEFICIENTES DE TEMPERATURA GLOBAL E DE POTÊNCIA

A determinação experimental dos coeficientes de temperatura global e de potência não apresentam problemas de ordem prática, devido a esses coeficientes computarem todos os efeitos de realimentação causados por variação do nível de potência. A diferença entre α_T e α_P unicamente é que o primeiro relaciona a variação de reatividade em função da temperatura média do núcleo e o outro em função da potência do reator.

Basicamente, a técnica para obtenção desses dois coeficientes consiste em realizar variações de potência em vários níveis de potência, e observar as variações de reatividade do sistema consequentes / 43 /.

3.3.5. DETERMINAÇÃO DO COEFICIENTE DE VAZIO

O coeficiente de reatividade de vazio é dado pela variação de reatividade do núcleo por unidade de volume vazio introduzido no moderador, i.e.

$$\alpha_v = \frac{\partial \rho}{\partial V}$$

A introdução de um vazio dentro do núcleo de um reator crítico levará o reator a um estado de subcriticalidade ou supercriticalidade. A alteração na reatividade por unidade de volume de vazio é chamada de coeficiente de reatividade de vazio.

O coeficiente de vazio é importante não só no aspecto de segurança do reator, mas também na elaboração de certos tipos de experimentos onde há a introdução de materiais e objetos que desloquem um volume significativo de moderador. O coeficiente de vazio também é importante na operação de reatores tipo BWR.

Se um vazio é introduzido no moderador, uma menor quantidade de nêutrons são moderados e conseqüentemente ocorre a diminuição da taxa de reações de fissão. Em conseqüência disso, o vazio reduz a reatividade e, portanto, o coeficiente de vazio é negativo. Por outro lado, se o volume vazio é introduzido perto de uma barra de controle ocorre uma diminuição da absorção de nêutrons térmicos pela barra, e conseqüentemente uma diminuição na eficiência desta, implicando em um aumento de potência; também, para reatores onde a moderação é superestimada pode-se encontrar coeficientes de vazio positivos.

Um coeficiente de vazio negativo é desejável por razões de segurança. Em caso de um acidente causar um transiente no nível de potência do reator tão elevado a ponto do núcleo ficar em perigo de fundir-se, o coeficiente de vazio

negativo irá reduzir a reatividade quando a temperatura alcançar o ponto de ebulição da água e ocorrer a introdução de bolhas (vazios).

Há várias maneiras de introduzir-se um volume vazio no núcleo de um reator nuclear. As formas mais usuais são aquelas que utilizam-se de materiais plásticos ou alumínio ou, ainda, por pequenas tubulações que inserem gases inertes.

No Laboratório Nuclear de Georgia-Lookheed, a determinação experimental do coeficiente de vazio no reator de Pesquisa e Treinamento de 10 kW, que lá se encontra, é feita através da inserção de chapas de plástico entre as placas combustíveis do elemento do reator /'13 /. Materiais plásticos e a água possuem praticamente as mesmas propriedades nucleares, devido a eles terem aproximadamente o mesmo número de átomos de hidrogênio por cm^3 (principal elemento responsável pela moderação). O volume V de vazio é facilmente calculado.

A utilização de Placas de Alumínio também é interessante devido a esse material ser praticamente "transparente" ao nêutron em consequência de sua baixa secção de choque de reação. Com isso, consegue-se simular um volume vazio no meio moderador sem que o material altere a distribuição espacial de nêutrons devido à reações nucleares e sim somente pelo deslocamento de água moderadora local.

A utilização de pequenas tubulações para inserção de um volume controlado de gás inerte no interior do núcleo de um reator possui problemas tanto de ordem prática como de segurança. Para a maioria dos reatores, a introdução de pequenas tubulações é de difícil acesso, principalmente nas regiões centrais do

núcleo. Outro problema sério principalmente para reatores tipo piscina aberta é a possibilidade de através de um processo de arraste levar materiais radioativos à superfície da piscina, pondo em risco a segurança do reator em relação à contaminações radioativas.

O coeficiente de vazio é calculado a partir da fórmula

$$\frac{\Delta\rho}{\Delta V} = (\rho_{\text{vazio}} - \rho_{\text{H}_2\text{O}})/V$$

onde ρ_{vazio} é a reatividade do sistema com o vazio presente e $\rho_{\text{H}_2\text{O}}$ é a reatividade sem o vazio, ou o vazio preenchido de água.

Deve-se notar que a grandeza $\Delta\rho/\Delta V$ depende da localização do vazio no reator. Quanto maior o fluxo de nêutrons existente na região de inserção do volume vazio, maior será a variação de reatividade devido a introdução do vazio. O fluxo é maior próximo ao centro do reator, e nessa região é onde encontra-se os maiores valores para o coeficiente de vazio.

CAPÍTULO 4. MEDIDAS DE REATIVIDADE DAS BARRAS DE CONTROLE E DE SEGURANÇA DO REATOR IEA - R1

4.1. INTRODUÇÃO

Em um reator nuclear, vários sistemas são projetados e utilizados no controle do nível de potência e de segurança da instalação. Os principais sistemas utilizados para estes fins são os sistemas de controle de reatividade por barras de controle e por diluição de boro na água moderadora de nêutrons. Outros sistemas incluem drenagem do fluido moderador, movimentação de refletor, etc.

O sistema de diluição de boro geralmente é utilizado como um "ajuste grosso" do nível de potência, enquanto o sistema de barras de controle é utilizado como "ajuste fino". A vantagem do sistema de diluição de boro é que a diluição uniforme do boro não altera significativamente o formato do fluxo de nêutrons.

Para desligamento ou controle fino, o sistema de barras de controle é mais conveniente devido a rapidez que este introduz reatividade no núcleo. As barras utilizadas para o desligamento do reator são denominadas de segurança e devem estar fora do núcleo, quando em operação, para que, em caso de necessidade, possam introduzir rapidamente uma grande quantidade de material absorvedor

Atualmente, as normas de segurança / 20,40,41 / exigem que os reatores nucleares de potência possuam dois sistemas de controle de reatividade externos independentes e de diferentes princípios de projeto, que sejam capazes de desligar individualmente o reator com margens de segurança apropriadas, em caso de um dos sistemas venha a apresentar problemas.

Entretanto, os reatores de pesquisa, tipo piscina aberta, como o reator IEA-R1, não possuem dois sistemas distintos de controle de reatividade como exigido pelas normas de segurança. Tal desvio das normas de segurança pode ser explicado em vista destes reatores terem sido projetados e construídos na década de 50, quando tais normas ainda não existiam e também pelas características de segurança inerentes que estes reatores possuem. Desta forma, com o objetivo de garantir uma operação segura, é necessário conhecer e quantificar os sistemas de controle de reatividade externos e internos (inerentes) desses reatores.

Neste capítulo são descritas as medidas de reatividade (diferencial e integral) do sistema de controle de reatividade do reator IEA-R1, através da técnica do período estável. O objetivo principal é obter as curvas de reatividade das barras, para um melhor conhecimento do reator, bem como para o estabelecimento da técnica de medida.

4.2. SISTEMA DE CONTROLE DE REATIVIDADE DO REATOR IEA-RI

O IEA-RI é um reator tipo piscina aberta, moderado e refrigerado a água leve operando atualmente com potência nominal de 2 MW. Para controle de reatividade possui apenas o sistema de barras de controle e de segurança, composto por quatro barras: uma de controle e três de segurança. Cada barra é formada por duas placas de dimensões aproximadas de 60 cm x 0,15 cm x 6,65 cm, compostas em seu interior por 80% de Prata, 15% de Índio e 5% de Cádmiio, combinação de materiais que permite a absorção de nêutrons em quase todo o intervalo de energia. Estas placas são inseridas no núcleo do reator em elementos combustíveis especiais, denominados de elementos combustíveis de controle (fig.8.1c). Estas placas percorrem os 60 cm da parte ativa do núcleo (região onde existe material combustível) em passos de 0,06 cm. A posição de cada barra é dada em unidade de passos, variando de 0 (totalmente inserida) à 1000 passos (totalmente retirada do núcleo).

O sistema de barras de controle de reatividade de um reator é projetado para ter as seguintes características, especificadas em normas de segurança /20,40,41/:

- i) A reatividade total das barras de controle deve ser menor que a reatividade total das barras de segurança;
- ii) A reatividade positiva inserida pela movimentação normal das barras de controle deve ser menor que o limite de segurança de inserção de reatividade positiva no

sistema, que é de 0,02 % $\Delta K/K/seg$;

iii) O sistema de barras deve ser capaz de absorver 1,25 vezes à máxima reatividade existente no núcleo;

iv) O tempo de operação dos mecanismos de segurança deve ser 50% menor que o período de desligamento do reator;

v) Caso a barra mais reativa ficar emperrada, quando totalmente retirada do núcleo, as barras restantes devem possuir reatividade suficiente para desligar o reator.

A verificação dessas condições de segurança é feita através da determinação dos valores de reatividade diferencial e integral das barras de controle e segurança, bem como dos valores máximos de taxas de inserção de reatividade positiva, devido a movimentações dessas barras na região mais ativa do núcleo do reator.

4.3. REATIVIDADE DIFERENCIAL E INTEGRAL DAS BARRAS DE CONTROLE

A presença da barra no interior do núcleo afeta substancialmente a criticalidade do reator. O efeito de uma barra é medido em termos da reatividade que esta introduz no sistema. Embora a barra seja constituída de uma mistura uniforme, o efeito desta na reatividade do sistema depende fortemente de sua posição no núcleo. Isto se deve ao fato de que a taxa de absorção de nêutrons térmicos depende do produto da secção de choque macroscópica, Σ_a , e do fluxo de nêutrons térmicos, ϕ , que são dependentes da posição.

A reatividade diferencial de uma barra é definida como a razão da variação de reatividade inserida no núcleo, por unidade de deslocamento da barra $(\partial\rho/\partial z)_0$, e, desde que a variação da reatividade é função da posição, esta grandeza também o é. Qualitativamente, o comportamento da reatividade diferencial, em função da posição de inserção da barra de controle, pode ser descrita analisando a variação axial do fluxo de nêutrons, quando da inserção da barra. É conhecido que, para um reator sem barras, a variação axial do fluxo tem um comportamento aproximadamente senoidal, considerando a origem do sistema de coordenadas no topo do reator (fig.4.1), i.e.,

$$\phi(z) \sim \sin \pi z / H \quad , \quad (4.1)$$

onde H é a altura do reator. Quando da introdução da barra de controle a uma distância axial x , introduz-se uma perturbação $\delta\Sigma_a$, que assume valores da secção de choque de absorção da barra para valores de $0 < z < x$ e zero para valores fora deste intervalo. Através da teoria de perturbação /25/ é possível demonstrar que a inserção de reatividade integral, até a altura de inserção x , é expressa por

$$\rho(x) = \int_0^x \delta\Sigma_a \phi^2(z) dz \quad (4.2)$$

e, portanto, a reatividade diferencial é

$$\frac{\partial \rho(x)}{\partial z} = \phi^2(z) \quad , \quad (4.3)$$

ou

$$\frac{\partial \rho(x)}{\partial z} = \text{sen}^2\left(\frac{\pi x}{H}\right) = 1 - \cos\left(\frac{2\pi x}{H}\right). \quad (4.4)$$

Da equação (4.4) é fácil verificar que a máxima taxa de inserção de reatividade ocorre para valores de $x = H/2$, ou seja, quando a barra está inserida até aproximadamente à metade da altura ativa do núcleo. A forma da curva diferencial versus a altura de inserção é ilustrada esquematicamente na figura 4.2.

A reatividade integral de uma barra é obtida integrando-se a reatividade diferencial, ao longo da altura axial do núcleo, ou seja

$$\rho_{\text{int}}(x) = \int_0^x \frac{\partial \rho}{\partial z} dz \quad (4.5)$$

Qualitativamente, o comportamento da reatividade integral pode ser obtido a partir da equação (4.2). Desta equação, verifica-se que

$$\rho(x) = \frac{x}{H} - \frac{1}{2\pi} \text{sen}\left(\frac{2\pi x}{H}\right) \quad (4.6)$$

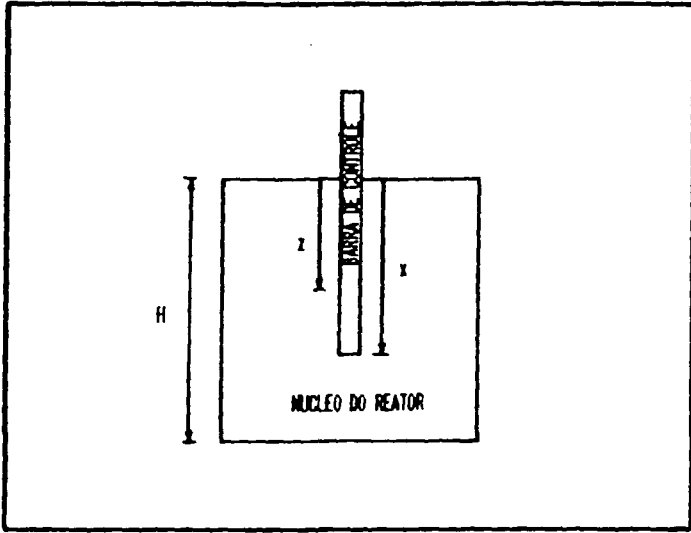


Figura 4.1. Barra de Controle Parcialmente Inserida no Núcleo de um Reator.

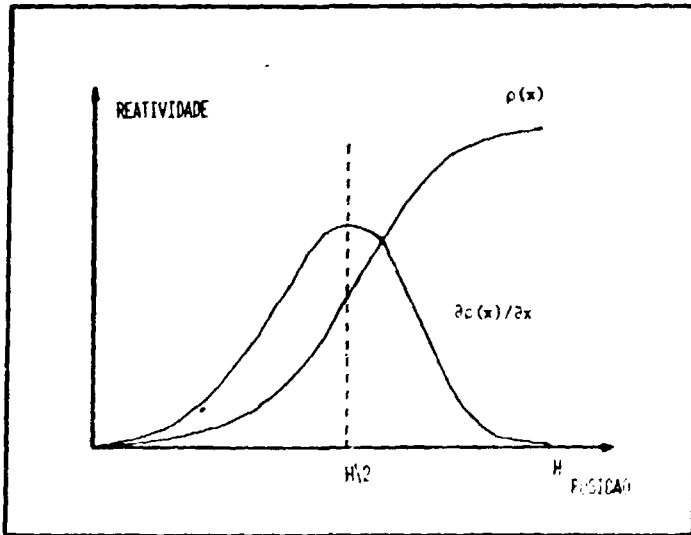


Figura 4.2. Curvas de Reactividade Diferencial e Integral de Barra.

e, portanto, a variação da reatividade integral introduzida com a distância de inserção possui um comportamento semelhante a um "S" (esta curva é conhecida como curva S), conforme ilustrado na figura 4.2 .

Neste capítulo descreve-se a obtenção experimental das curvas de reatividade diferencial e integral, através da técnica do período estável, das quatro barras do reator IEA-R1 para a configuração de elementos combustíveis n^o 154-A. Os resultados experimentais permitem avaliar se as barras de controle e de segurança satisfazem os requisitos exigidos pelas normas de segurança, além do que, no capítulo 8, estes resultados experimentais serão comparados com os calculados para avaliação da metodologia de cálculo.

4.4. PROCEDIMENTO EXPERIMENTAL - MÉTODO DO PERÍODO ESTÁVEL

O método utilizado na determinação das reatividades diferenciais das barras de controle e de segurança do reator IEA-R1, foi a técnica do período estável.

Esta técnica, descrita no capítulo 2, é baseada no fato de que a população de nêutrons, ou a potência, evolui como uma exponencial pura, após uma inserção de reatividade e após um tempo suficiente para que os transientes tenham desaparecidos.

Para a determinação experimental das reatividades diferencial e integral das barras de controle e de segurança do reator IEA-R1, é necessário que o nível de potência seja baixo, para que outros efeitos paralelos não venham a afetar a criticalidade do reator, como a produção de Xenônio e efeitos de temperatura. O procedimento experimental para a realização da experiência foi:

- i) Deixar o reator crítico a um nível de potência baixo, da ordem de 20 W;
- ii) retirar todas as outras barras do núcleo e inserir a barra a ser calibrada o máximo possível, mantendo o conjunto crítico;
- iii) Retirar, algumas posições, a barra a ser calibrada e, após um tempo de espera /'28/, necessário para que o reator atinja o período estável e, então, cronometrar o tempo necessário para que a população de nêutrons dobre o seu nível (tempo de dobramento). Anotar em tabelas as posições inicial e final da barra (obtidos através da instrumentação da mesa de controle do reator) e o tempo de dobramento do fluxo;
- iv) Inserir uma das barras, que inicialmente está completamente retirada, compensando o excesso de reatividade, para retornar o reator a criticalidade;
- v) Repetir os procedimentos de (ii) à (iv) até retirar totalmente a barra a ser calibrada do núcleo.

Os resultados experimentais obtidos encontram-se nas tabelas 4.1 e 4.2, onde tem-se os valores das posições iniciais e finais das barras BC, BS1, BS2 e BS3 e os respectivos períodos de dobramento. Deve-se observar que, em consequência da utilização de uma segunda barra, para compensação do excesso de reatividade, obtém-se as curvas de reatividade diferencial não só da barra que está sendo retirada, mas também da que está sendo introduzida.

TABELA 4.1. RESULTADOS OBTIDOS PARA A BARRA DE CONTROLE BC E DE SEGURANÇA BS2.

Posição Inicial de BS2 (passos)	Posição Final de BS2 (passos)	Varição de Posição (passos)	Tempo de Dobramento (Seg)	Posição da Barra Compens. BC
54	179	125	20.95	911
179	245	66	22.05	861
245	296	51	20.10	814
296	335	39	24.02	775
335	367	32	25.02	740
367	396	29	28.40	711
396	429	33	22.10	674
429	455	26	27.14	650
455	485	30	20.11	616
485	512	27	24.01	587
512	542	30	27.20	561
542	572	30	25.22	536
572	603	31	23.05	515
603	636	33	20.85	489
636	671	35	21.00	460
671	707	36	24.13	434
707	746	39	22.87	403
746	795	49	21.35	371
795	852	57	20.98	336
852	932	80	18.66	293

TABELA 4.2. RESULTADOS OBTIDOS PARA AS BARRAS DE SEGURANÇA BS1 e BS3.

Posição Inicial de BS3 (passos)	Posição Final (passos)	Variação de Posição (passos)	Tempo de Dobramento (Seg)	Posição da Barra Comp BS1
321	347	26	26.19	869
347	374	27	25.01	812
374	396	22	29.37	769
396	422	26	23.14	726
422	443	21	29.49	693
443	464	21	29.64	662
464	487	23	23.19	629
487	508	21	28.37	600
508	527	19	29.48	573
527	549	22	27.50	544
549	571	22	25.39	516
571	590	19	35.83	495
590	613	23	24.09	467
613	637	24	26.45	440
637	662	25	22.22	410
662	687	25	28.29	382
687	712	25	29.44	355
712	737	25	30.49	326
737	764	27	30.29	294
764	794	30	28.27	257

4.5. ANÁLISE DE RESULTADOS

Apesar de possuir um procedimento experimental relativamente simples, a análise de dados, através da equação "inhour", envolve uma quantidade significativa de cálculos. Para tal, desenvolveu-se uma série de programas computacionais, que auxiliam nos cálculos necessários para a obtenção das curvas de reatividade diferencial e integral de cada barra.

Basicamente, os programas desenvolvidos resolvem a equação (4.7), onde substituiu-se a equação inhour (equação 2.5) na definição de reatividade diferencial, $\partial\rho/\partial z$. Os valores utilizados para os parâmetros cinéticos β_i 's, λ_i 's e Λ encontram-se na tabela 4.2a /25/, com exceção de w_1 , que foi obtido a partir do tempo de dobramento T_d do fluxo de nêutrons térmicos (cf. cap.2 sec.2.2.2).

Desta forma, conhecendo-se o tempo de dobramento T_d , a reatividade diferencial, $(\partial\rho/\partial z)_{z_m}$, pode ser obtida por

$$\frac{\partial\rho}{\partial z} = \frac{1}{\Delta z} \cdot \left(\frac{\Lambda \cdot \ln 2}{T_d} + \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{1 + \frac{\lambda_i \cdot \ln 2}{T_d}} \right), \quad (4.7)$$

onde $\Delta z = z_f - z_i$ e $z_m = (z_f + z_i)/2$, com z_f e z_i as posições finais e iniciais das barras.

TABELA 4.2A. VALORES DE β_i 's e λ_i 's PARA OS VÁRIOS GRUPOS DE ENERGIA.

Grupo de Energia (i)	β_i	λ_i
1	0,000243	0,0127
2	0,001363	0,0317
3	0,001203	0,115
4	0,002605	0,311
5	0,000819	1,40
6	0,000166	3,87

Após o cálculo das reatividades diferenciais, em função da posição média, x_m , e dos respectivos desvios padrões, ajustou-se um polinômio aos resultados /18/, para obter-se, através da integração da curva ajustada, a reatividade integral da barra.

Nas tabelas 4.3, 4.4, 4.5 e 4.6 são mostrados os resultados obtidos para as reatividades diferenciais e integrais, com os respectivos desvios padrões, em função da posição média, para as barras BC, BS1, BS2 e BS3.

Os coeficientes do polinômio

$$y = A.x + B.x^2 + C.x^3 + D.x^4 + E.x^5 \quad , \quad (4.8)$$

ajustado aos valores dos pares de pontos $(z, \theta\rho/\theta z)$ são ilustrados na tabela 4.7.

Nas figuras 4.3, 4.4, 4.5 e 4.6 ilustra-se graficamente os resultados obtidos para as reatividades diferenciais e na figura 4.7 as reatividades integrais das barras BC, BS1, BS2 e BS3.

TABELA 4.3. REATIVIDADE DIFERENCIAL E INTEGRAL DE BC.

$z_{\text{médio}}$ (passos)	$\frac{\partial \rho}{\partial z}$ (pcm/passos)	$\rho(z)$ (pcm)
314,5	$3,7 \pm 0,1$	$497,5 \pm 0,6$
353,5	$4,2 \pm 0,2$	$651,6 \pm 0,8$
387,0	$4,6 \pm 0,2$	$797,1 \pm 1,0$
418,5	$4,5 \pm 0,2$	$942,9 \pm 1,1$
447,0	$5,2 \pm 0,3$	$1080,7 \pm 1,3$
474,5	$5,1 \pm 0,2$	$1217,4 \pm 1,4$
502,0	$5,7 \pm 0,3$	$1356,5 \pm 1,6$
525,5	$6,6 \pm 0,5$	$1476,2 \pm 1,8$
548,5	$5,3 \pm 0,3$	$1593,1 \pm 1,9$
574,0	$4,8 \pm 0,3$	$1721,6 \pm 2,1$
601,5	$4,7 \pm 0,2$	$1857,8 \pm 2,3$
633,0	$4,4 \pm 0,2$	$2009,2 \pm 2,6$
662,0	$5,2 \pm 0,3$	$2143,1 \pm 2,8$
692,5	$3,9 \pm 0,2$	$2277,2 \pm 3,1$
725,5	$4,2 \pm 0,2$	$2413,7 \pm 3,4$
757,5	$3,8 \pm 0,2$	$2537,0 \pm 3,7$
794,5	$3,5 \pm 0,1$	$2668,8 \pm 4,1$
837,5	$3,2 \pm 0,1$	$2808,6 \pm 4,5$
886,0	$2,9 \pm 0,1$	$2958,7 \pm 5,0$

TABELA 4.4. REATIVIDADE DIFERENCIAL E INTEGRAL DA BARRA BS1.

z médio (passos)	$\frac{\partial \rho}{\partial z}$ (pcm/passos)	$\rho(z)$ (pcm)
182,5	2,1 \pm 0,1	176,7 \pm 0,1
235,5	2,9 \pm 0,1	309,2 \pm 0,1
275,5	3,3 \pm 0,1	433,0 \pm 0,1
310,0	3,7 \pm 0,2	554,8 \pm 0,1
340,5	4,0 \pm 0,2	672,8 \pm 0,1
368,5	4,4 \pm 0,2	788,3 \pm 0,1
396,0	4,4 \pm 0,2	907,4 \pm 0,1
425,0	4,7 \pm 0,2	1037,8 \pm 0,1
453,5	4,7 \pm 0,3	1169,9 \pm 0,1
481,0	4,8 \pm 0,3	1298,3 \pm 0,2
505,5	5,0 \pm 0,3	1413,8 \pm 0,2
530,0	4,6 \pm 0,2	1528,9 \pm 0,2
558,5	4,3 \pm 0,2	1661,3 \pm 0,2
586,5	4,4 \pm 0,2	1788,5 \pm 0,2
614,5	4,2 \pm 0,2	1911,9 \pm 0,3
645,5	4,2 \pm 0,2	2042,6 \pm 0,3
677,5	3,8 \pm 0,2	2170,0 \pm 0,3
709,5	3,6 \pm 0,2	2288,5 \pm 0,3
747,5	3,2 \pm 0,1	2416,9 \pm 0,4
790,5	2,8 \pm 0,1	2545,1 \pm 0,4
840,5	2,3 \pm 0,1	2672,2 \pm 0,5

TABELA 4.5. REATIVIDADE DIFERENCIAL E INTEGRAL
DA BARRA BS2.

$z_{\text{m\u00e9dio}}$ (passos)	$\frac{\partial \rho}{\partial z}$ (pcm/passos)	$\rho(z)$ (pcm)
116,5	1,1 \pm 0,1	66,2 \pm 0,1
212,0	2,2 \pm 0,1	229,6 \pm 0,1
270,5	3,0 \pm 0,1	381,8 \pm 0,1
315,5	3,5 \pm 0,1	525,0 \pm 0,1
351,0	4,1 \pm 0,2	652,8 \pm 0,1
381,5	4,2 \pm 0,2	772,0 \pm 0,1
412,5	4,3 \pm 0,2	900,8 \pm 0,1
442,0	4,8 \pm 0,3	1029,5 \pm 0,1
470,0	5,0 \pm 0,2	1155,7 \pm 0,1
498,5	5,0 \pm 0,3	1287,1 \pm 0,2
527,0	4,2 \pm 0,2	1420,1 \pm 0,2
557,0	4,4 \pm 0,2	1560,1 \pm 0,2
587,5	4,5 \pm 0,2	1700,9 \pm 0,2
619,5	4,5 \pm 0,2	1844,7 \pm 0,2
653,5	4,2 \pm 0,2	1991,2 \pm 0,3
689,0	3,8 \pm 0,2	2134,8 \pm 0,3
726,5	3,6 \pm 0,1	2273,9 \pm 0,3
770,5	3,0 \pm 0,1	2418,6 \pm 0,3
823,5	2,6 \pm 0,1	2565,1 \pm 0,4
892,0	2,0 \pm 0,1	2716,2 \pm 0,4

TABELA 4.6. REATIVIDADE DIFERENCIAL E INTEGRAL DA BARRA BS3.

$Z_{\text{médio}}$ (passos)	$\frac{\partial \rho}{\partial z}$ (pcm/passos)	$\rho(z)$ (pcm)
334,0	4,9 ± 0,3	851,2 ± 1,5
360,5	4,9 ± 0,3	982,9 ± 1,8
385,0	5,4 ± 0,4	1110,1 ± 2,0
409,0	5,3 ± 0,3	1239,2 ± 2,3
432,5	5,7 ± 0,4	1369,1 ± 2,5
453,5	5,6 ± 0,4	1487,6 ± 2,8
475,5	6,0 ± 0,4	1613,4 ± 3,1
497,5	5,8 ± 0,4	1740,5 ± 3,4
517,5	6,3 ± 0,5	1856,6 ± 3,6
538,0	5,7 ± 0,4	1975,6 ± 3,9
560,0	6,0 ± 0,4	2102,9 ± 4,2
580,5	5,5 ± 0,4	2220,4 ± 4,6
601,5	5,9 ± 0,4	2339,4 ± 4,9
625,0	5,3 ± 0,3	2470,0 ± 5,3
649,5	5,7 ± 0,3	2602,8 ± 5,7
674,5	4,9 ± 0,3	2733,8 ± 6,2
699,5	4,8 ± 0,3	2859,7 ± 6,6
724,5	4,7 ± 0,3	2979,7 ± 7,1
750,5	4,3 ± 0,2	3097,6 ± 7,6
811,0	3,6 ± 0,2	3341,0 ± 8,9
849,0	3,2 ± 0,1	3469,7 ± 9,8
909,5	2,3 ± 0,1	3633,2 ± 11,2

ALFONSO MOURA

TABELA 4.7 - POLINOMIOS AJUSTADOS AOS DADOS EXPERIMENTAIS
($z, \partial\rho/\partial z$) DAS BARRAS.

Barras	A	B	C	D	E
BC	0,9984E-03	0,7437E-04	-,1523E-06	0,8046E-10	—
BS1	0,6940E-02	0,4359E-04	-,1058E-06	0,5713E-10	—
BS2	0,9206E-02	0,5510E-05	0,2702E-07	-,1114E-09	0,7213E-13
BS3	0,1429E-01	0,1812E-04	-,6230E-07	0,3100E-10	—

Na tabela 4.8 encontram-se os valores de reatividade diferencial máxima de cada barra, a altura z correspondente, a máxima taxa de inserção de reatividade positiva (pcm/seg) e a reatividade total de cada barra completamente inserida no núcleo do reator. Esses valores foram obtidos através da utilização dos polinômios ajustados (tabela 4.7) e a máxima taxa de inserção de reatividade positiva foi obtida multiplicando-se a velocidade das barras $v_{\text{barra}} = 3,35$ passos/seg (valor obtido no capítulo 7) pelas reatividades diferenciais máximas.

TABELA 4.8. VALORES MÁXIMOS DE REATIVIDADE.

BARRAS	z (passos)	$(\partial\rho/\partial z)_{\text{máx.}}$ (pcm/passos)	$(\Delta\rho/\text{seg})_{\text{máx.}}$ (pcm/passos . seg)	$\rho(z=H)$ (pcm)
BC	522	5,094	17,043	3301,5
BS1	496	4,715	15,775	2977,4
BS2	529	4,676	15,645	2936,2
BS3	520	5,809	19,435	3782,7

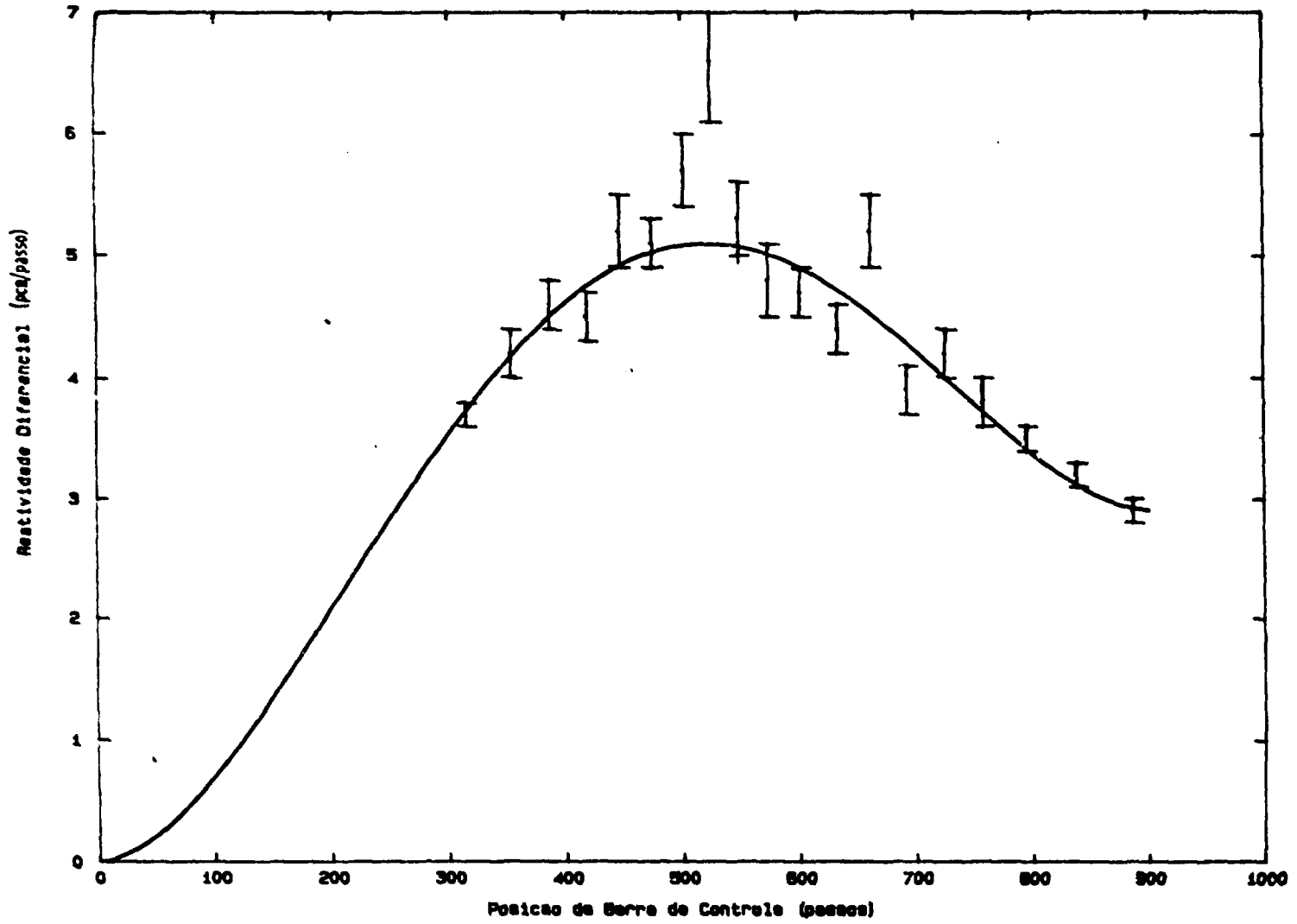


Figura 4.3. Reatividade Diferencial da Barra de Controle.

ENERGIA NUCLEAR

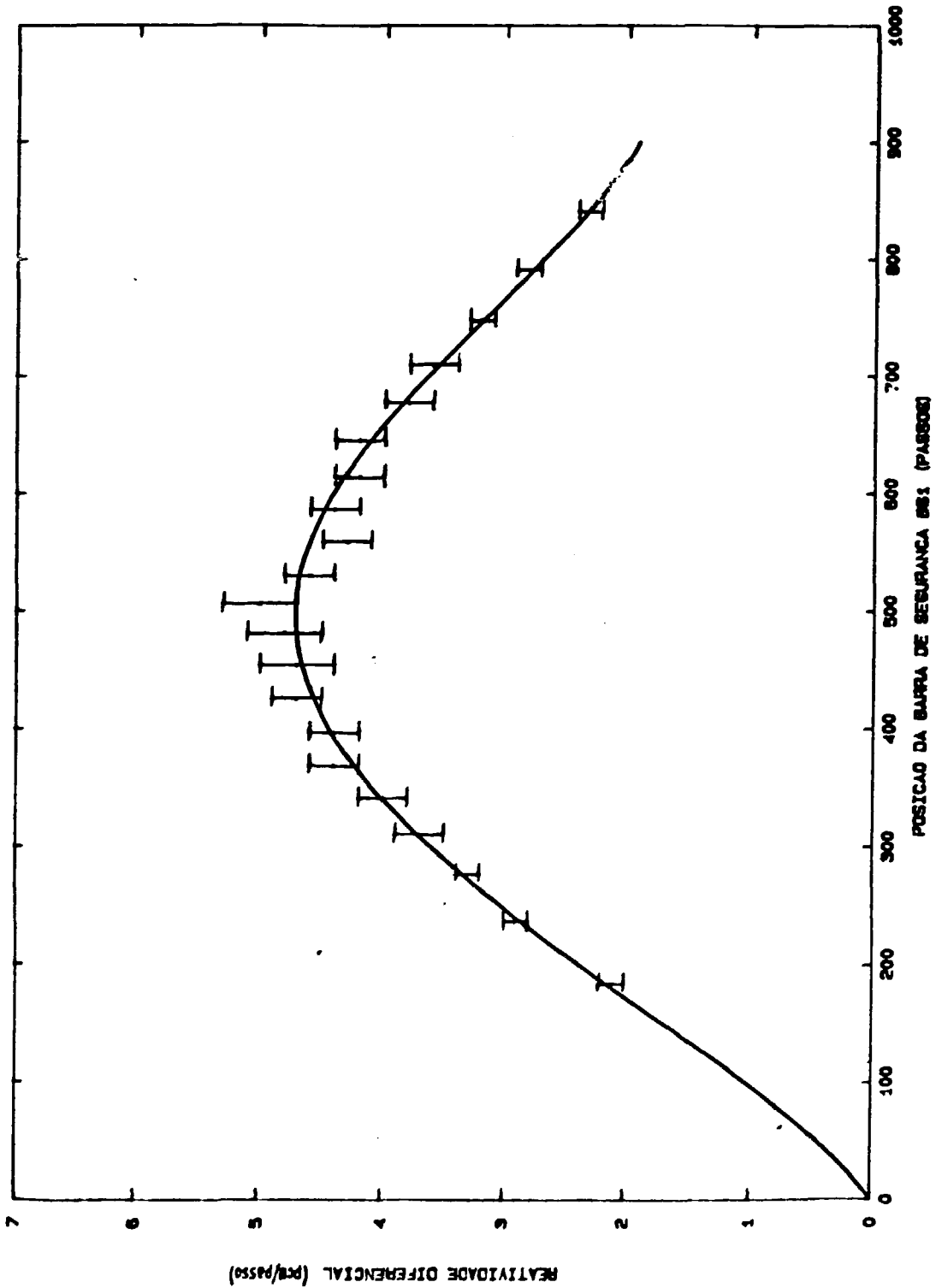


FIGURA 4.4. REATIVIDADE DIFERENCIAL DA BARRA DE SEGURANCA BS1.

UNIVERSIDADE FEDERAL DO RIO DE JANEIRO

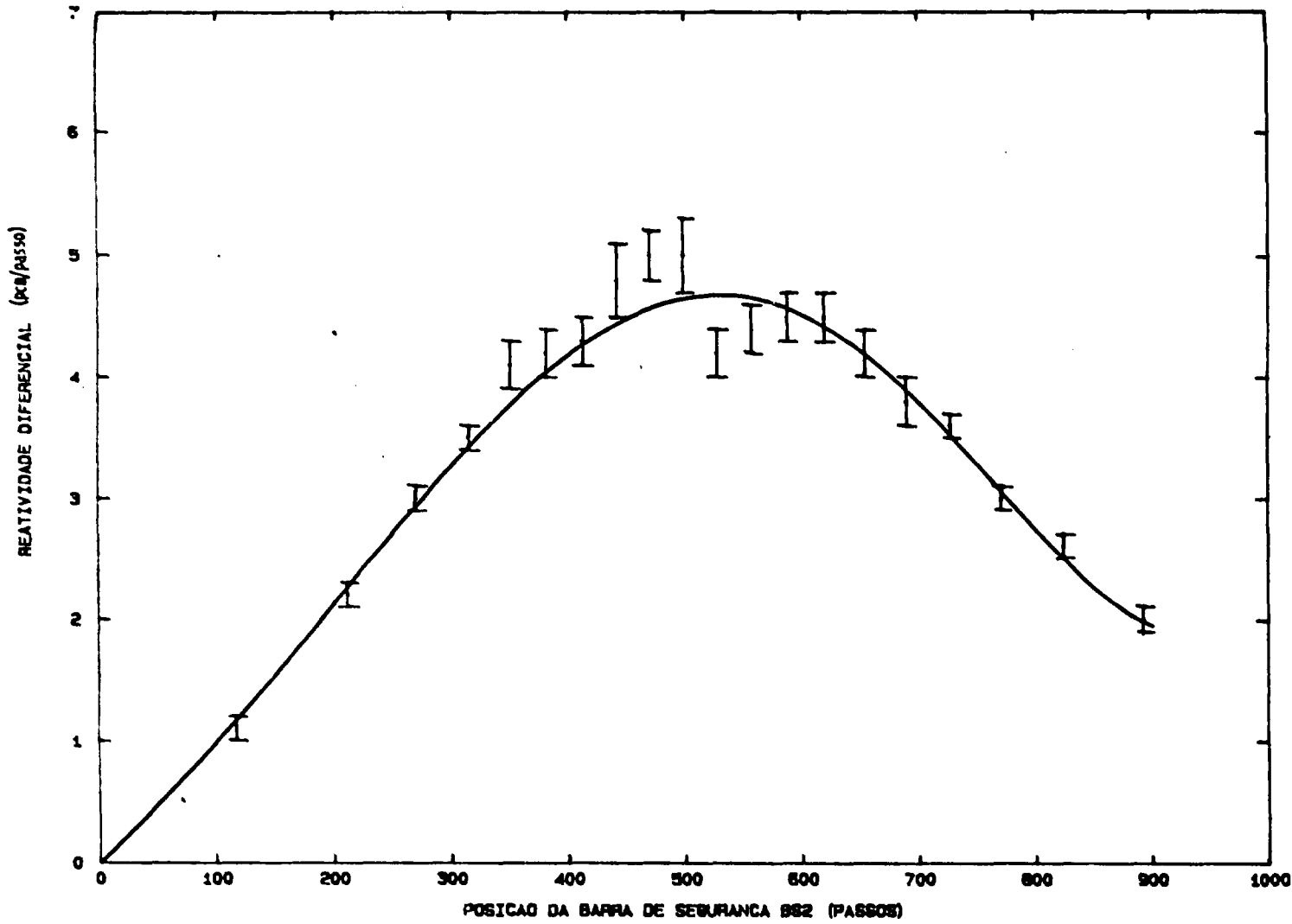


FIGURA 4.5. REATIVIDADE DIFERENCIAL DA BARRA DE SEGURANCA BS2

INSTITUTO DE ENERGIA NUCLEAR

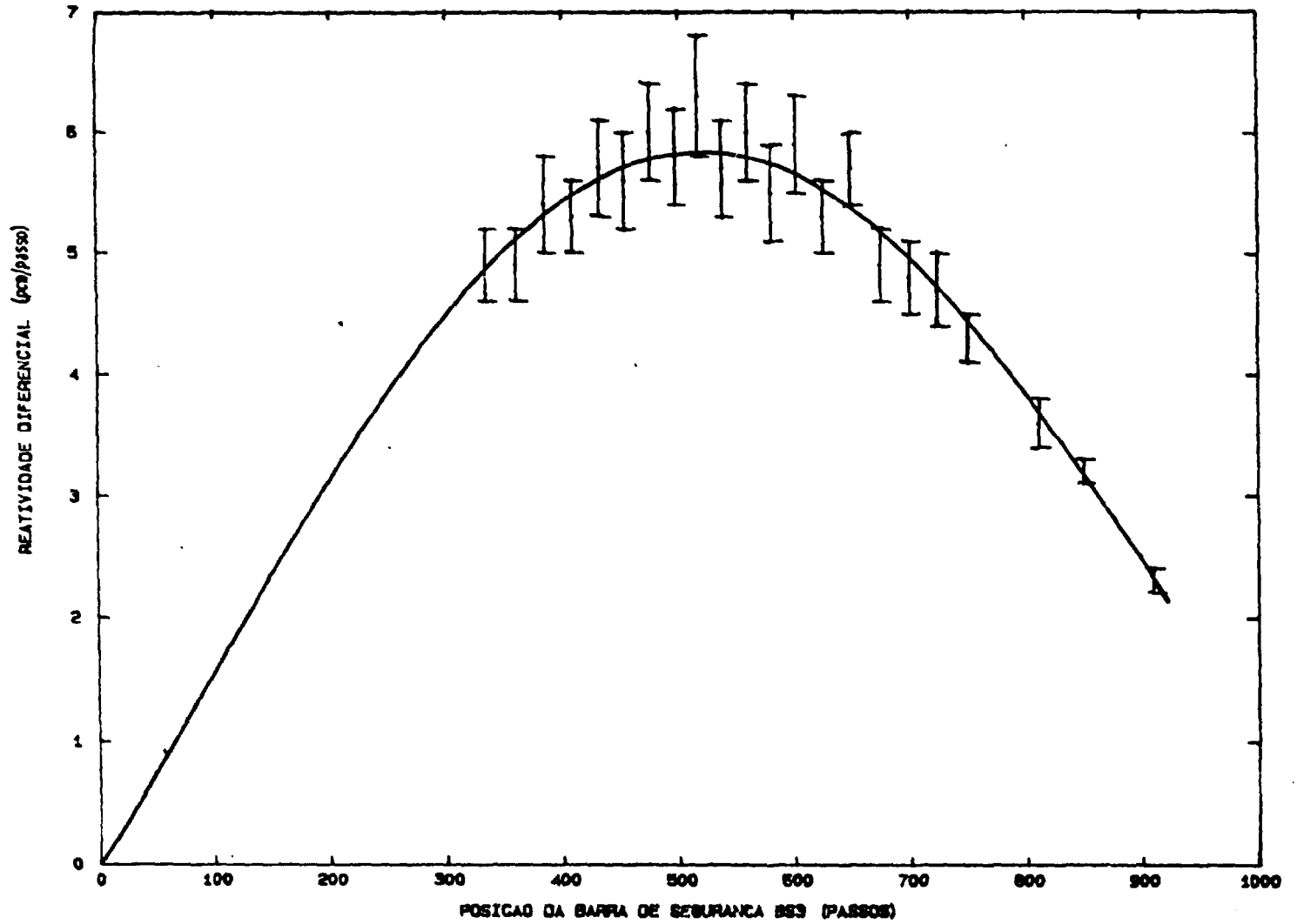


FIGURA 4.6. REATIVIDADE DIFERENCIAL DA BARRA DE SEGURANCA BS3

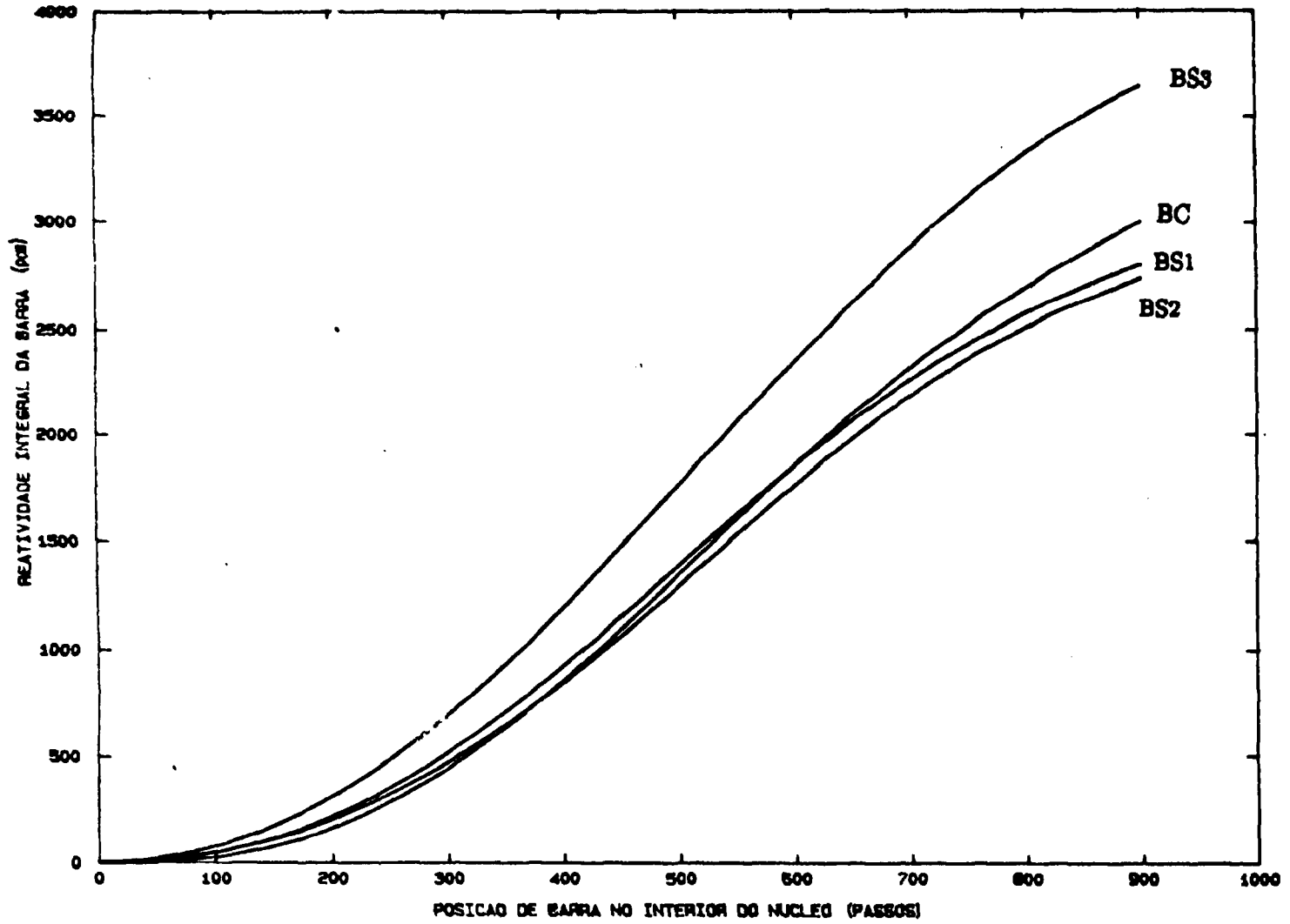


FIGURA 4.7. REATIVIDADE INTEGRAL DAS BARRAS DO REATOR IEA-R1.

4.6. DISCUSSÃO E CONCLUSÃO

Observando-se a tabela 4.8 e a figura 4.7 pode-se verificar que:

- i) A reatividade total da barra de controle, que é de 3301,5 pcm, é menor que a reatividade total das barras de segurança, que é de 9696,3 pcm;
- ii) As reatividades positivas inseridas pela movimentação normal das barras são menores que o limite de segurança de inserção de reatividade positiva no sistema, que é da ordem de 20 pcm/seg. A máxima reatividade inserida no sistema é da barra BS3 de 19,4 pcm/seg na região mais ativa do núcleo;
- iii) O excesso de reatividade do reator, reatividade que o reator possui com todas as barras totalmente retiradas, é da ordem de ≈ 2920 pcm. Com isso, o sistema de barras tem condições de absorver mais que 1,25 vezes a reatividade de excesso;
- iv) Sabendo-se que o período de desligamento do reator, T_{desl} , é da ordem de 12 segundos e que o tempo estimado de operação e atuação dos mecanismos de segurança, T_{seg} , é da ordem de 5 segundos, dos quais 1 segundo equivale ao tempo de queda livre das barras, a condição de que o tempo T_{seg} seja 50% menor que T_{desl} é satisfeita;
- v) No caso da barra BS3, a mais reativa, ficar emperrada, quando totalmente retirada do núcleo, as outras barras possuem reatividade suficiente para desligar o reator.

Assim, o sistema de barras de controle de reatividade do reator IEA-R1 satisfaz as exigências de segurança, mencionadas na seção 4.2, para sistemas com esta finalidade.

Devido a queima de material fissil e a produção contínua de produtos de fissão (venenos permanentes) nos elementos combustíveis, o formato do fluxo de nêutrons varia com o tempo. Em consequência desse fato, as barras de controle e de segurança devem ser calibradas periodicamente. Também, a cada recarregamento ou remanejamento do núcleo, deve proceder-se da mesma forma.

Em relação as curvas diferenciais das barras de controle e de segurança (figuras 4.3, 4.4, 4.5, 4.6), principalmente nas apresentadas nos gráficos de BS1 e BS2, pode-se observar a formação de um segundo pico, logo após o valor máximo da curva. Isso se deve provavelmente a presença da segunda barra, a de compensação do excesso de reatividade. A presença dessa barra modifica a forma do fluxo de nêutrons local, sendo sentida pela barra que está sendo calibrada. Para minimizar este efeito deve-se calibrar uma barra: a) utilizando-se barras diagonalmente opostas (mais afastadas entre si) ou b) utilizar as outras três barras para realizar a compensação, ao invés de apenas uma, pois, devido a não necessidade de uma grande inserção das barras para compensação, não se altera significativamente a forma do fluxo de nêutrons no interior do núcleo. Entretanto, o procedimento mais correto de levantar-se as curvas de reatividade diferencial seria o de utilizar um sistema de diluição de boro no moderador, como compensador do excesso de reatividade, para não alterar significativamente o formato do fluxo; infelizmente o reator IEA-R1 não possui tal sistema de controle.

CAPÍTULO 5. MEDIDA DO COEFICIENTE DE REATIVIDADE DE TEMPERATURA DO MODERADOR

5.1. INTRODUÇÃO

O coeficiente de reatividade do moderador é uma medida da variação de reatividade devido às mudanças nas propriedades do moderador, tais como temperatura, densidade e pressão. Um aumento do nível de potência do reator acarreta conseqüentemente em um aumento da temperatura do combustível, o qual é transferido ao moderador, acarretando em um acréscimo de temperatura deste. O acréscimo de temperatura do combustível resulta em um aumento das absorções ressonantes dos isótopos, como ^{238}U (Efeito Doppler), fazendo com que diminua o número de nêutrons térmicos e, portanto, a taxa de fissões e, conseqüentemente, a potência, ou seja, o aumento da temperatura do combustível produz uma realimentação negativa. É de se notar que o efeito de realimentação devido ao aumento de temperatura do combustível (Doppler) é rápido. O aumento de temperatura do moderador (posterior à realimentação do combustível), acarreta em mudanças na densidade do moderador, devido à expansão térmica deste. O efeito principal é a perda de moderação que acompanha o decréscimo na densidade do moderador e causa uma correspondente diminuição no número de nêutrons térmicos e conseqüentemente uma diminuição nas taxas de fissão (Potência). Devido à grande magnitude do efeito de realimentação do moderador,

em relação aos outros coeficientes de reatividade, este, em conjunto com o coeficiente de reatividade de temperatura do combustível, constituem-se nos mais importantes sistemas de realimentação, os quais respondem quase que integralmente pela estabilidade do reator.

O coeficiente de reatividade de temperatura do moderador, α_{T_m} , é definido como a variação de reatividade no núcleo do reator, por unidade de variação da temperatura do moderador, mantendo-se os outros parâmetros do reator constantes. Assim, α_{T_m} é dado por

$$\alpha_{T_m} = \frac{\partial \rho}{\partial T_m} \quad (5.1)$$

O moderador tem a função de termalizar os nêutrons de altas energias, oriundos das fissões que ocorrem no interior do núcleo, até energias térmicas. Os nêutrons termalizados induzem novas fissões, dando-se assim continuidade a reação nuclear. A taxa de moderação depende fundamentalmente do produto de três parâmetros nucleares: i) secção de choque microscópica de espalhamento, σ_s ; ii) da densidade atômica do moderador, N_m ; e iii) do fluxo de nêutrons existentes no núcleo do reator, ϕ . Todos esses parâmetros são dependentes da temperatura do moderador /25/ e, para a maioria dos reatores moderados a água leve, um aumento global na temperatura do moderador acarreta em uma diminuição da reatividade do sistema. Por essas razões, o coeficiente de reatividade, em reatores moderados a água leve, geralmente é negativo. Entretanto, em reatores onde a moderação é superestimada ou variações locais positivas de temperatura

próximas de barras de controle e a presença de boro podem também acarretar em coeficientes de reatividade positivos.

Neste capítulo são descritos os procedimentos experimentais e os resultados obtidos para o coeficiente de reatividade do moderador do reator IEA-R1.

5.2. PROCEDIMENTO EXPERIMENTAL

A experiência consiste na determinação experimental do coeficiente de reatividade do moderador, α_{T_m} , através de variações na temperatura da água do núcleo do reator.

Em consequência do reator IEA-R1 ser um reator tipo piscina aberta, a temperatura da água não ultrapassa um limite máximo, da ordem de 40 °C. Desta forma, as variações experimentais possíveis de serem obtidas situam-se entre esse limite máximo e um limite inferior da temperatura mínima da água moderadora, a qual depende muito da temperatura ambiental (~ 25 °C).

Por causa da pequena variação de temperatura disponível, de aproximadamente 10 °C, a técnica utilizada foi a de variar a temperatura do moderador, com o reator crítico em um nível baixo de potência, da ordem de poucos watts, desprezando, nesse intervalo de temperatura, o efeito de realimentação devido ao combustível e outros fenômenos.

A variação da temperatura da água foi feita através do controle do circuito secundário de água (ver figura 5.1). Ligando-se e desligando-se as torres de refrigeração, pode-se variar controladamente a temperatura do moderador no núcleo do reator IEA-R1.

Para evitar-se principalmente a produção de xenônio e os efeitos de realimentação de temperatura do combustível (Efeito Doppler), durante a realização do aquecimento da água, decidiu-se realizar a experiência em duas etapas: i) aquecimento do moderador em um final de semana e ii) realização do experimento, após decaimento do xenônio.

O procedimento experimental realizado foi:

- i) Em uma sexta-feira, operou-se o reator a potência nominal (2 MW), com o circuito secundário desligado, evitando-se que o sistema trocasse calor com o meio ambiente, através das torres de refrigeração do sistema secundário. Com isso, aumentou-se gradativamente a temperatura da água do circuito primário. Nesta etapa, a temperatura do combustível chega até limites em torno de 90 °C e a concentração de xenônio começa a ser significativa;
- ii) cobriu-se a superfície da piscina do reator com uma lona plástica, evitando-se a evaporação excessiva de água no interior do reator e perdas térmicas,
- iii) com o aumento da temperatura do moderador até 38 °C (temperatura obtida através da utilização de um termopar instalado no topo do núcleo), desligou-se o reator e esperou-se, durante dois dias (final de semana), o decaimento do xenônio produzido durante a semana de operação. Devido ao grande volume de água existente na piscina do reator, o decréscimo na temperatura do moderador,

durante os dois dias de espera, foi somente em torno de 3°C ;

iv) no início da semana subsequente, retirou-se a lona plástica e criticalizou-se o reator, em um nível de potência em torno de poucos watts, anotando-se as posições das barras de controle;

v) após a homogeneização da água do núcleo do reator, feita ligando-se o circuito primário, iniciou-se o decréscimo de temperatura do moderador, que se encontrava inicialmente a temperatura de $\sim 35^{\circ}\text{C}$, utilizando-se o circuito secundário. O decréscimo de temperatura foi em intervalos de aproximadamente $0,5^{\circ}\text{C}$. Essa diminuição de temperatura foi conseguida através do acionamento do sistema de refrigeração secundário;

vi) a cada passo de temperatura, o circuito secundário era desligado e, após a homogeneização da temperatura do moderador, posicionava-se a barra de controle para anular o excesso de reatividade devido a variação de temperatura do moderador. Os novos valores de temperatura e posição de barra eram anotados em tabelas.

O procedimento acima foi repetido até alcançar-se a temperatura mínima de $\sim 26^{\circ}\text{C}$, conseguindo-se assim uma variação de temperatura de $\sim 9^{\circ}\text{C}$.

O posicionamento da barra de controle era obtido diretamente da mesa de instrumentação do reator. A obtenção da temperatura do moderador foi feita através de um termopar encamisado tipo T de Cromel-Alumel, instalado logo acima do núcleo do reator (cf. fig 5.1). Esse termopar fornecia em sua saída uma tensão em milivolts, a qual era convertida em temperatura através de tabelas de conversão tensão-temperatura /45/.

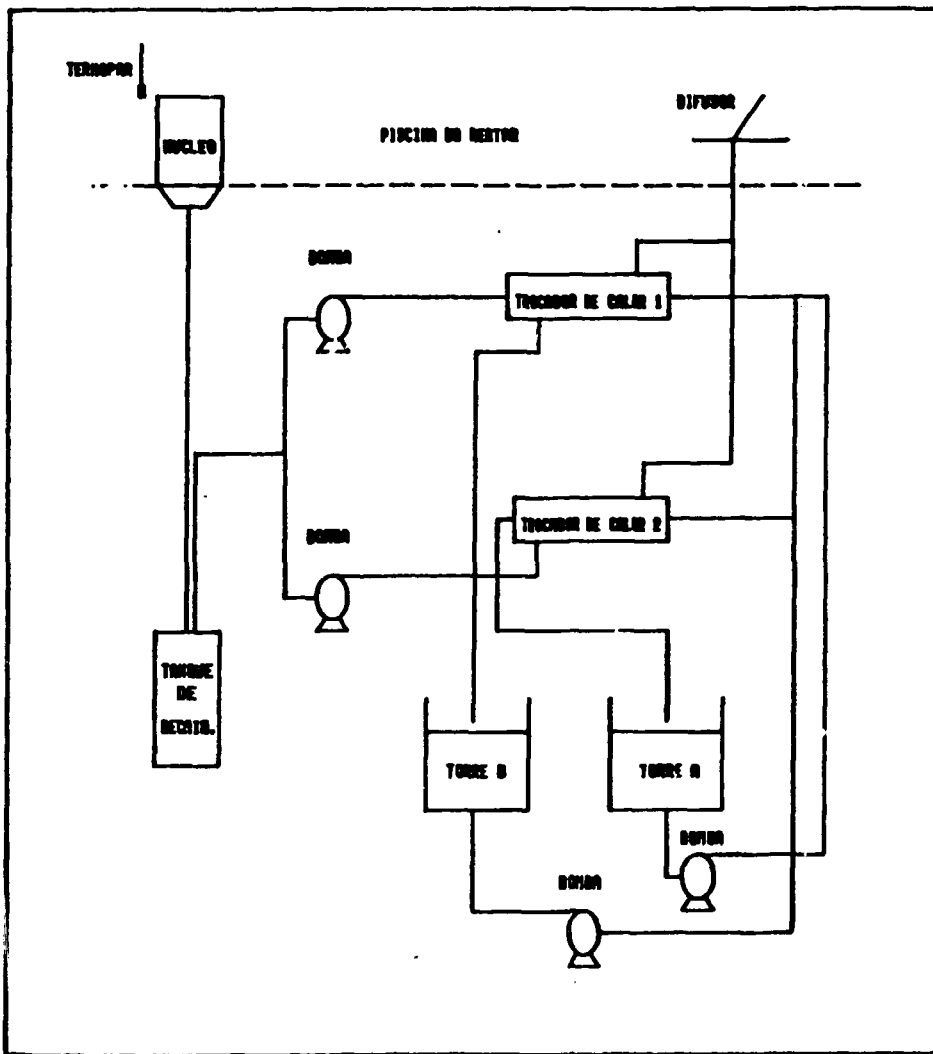


Figura 5.1. Sistema de Refrigeração Primária e Secundária do Reator IEA-R1.

5.3. RESULTADOS EXPERIMENTAIS

Na tabela 5.1 encontram-se os dados obtidos no decorrer do experimento. Nas colunas 1 e 3 encontram-se respectivamente as tensões e as temperaturas esperadas, utilizadas como referências e como uma forma de verificação contínua do bom funcionamento da instrumentação utilizada. Nas colunas 2, 4 e 5 encontram-se, respectivamente, o valor de tensão medido experimentalmente, o valor da temperatura do moderador em °C correspondente e a respectiva posição da barra de controle.

TABELA 5.1. RESULTADOS EXPERIMENTAIS OBTIDOS DE TEMPERATURA DO MODERADOR-POSIÇÃO DE BARRA.

TENSÃO TERMOPAR (MILIVOLTS)		TEMPERATURA DO MODERADOR (°C)		POSIÇÃO DA BARRA DE CONTROLE (PASSOS)
REFERÊNCIA	MEDIDO	REFERÊNCIA	MEDIDO	
1,403	1,392	35,0	34,74	682
1,361	1,369	34,0	34,19	682
1,320	1,336	33,0	33,39	678
1,301	1,302	32,5	32,56	676
1,279	1,274	32,0	31,88	674
1,258	1,259	31,5	31,52	672
1,237	1,235	31,0	30,95	671
1,217	1,212	30,5	30,39	668
1,196	1,192	30,0	29,90	667
1,176	1,175	29,5	29,56	666
1,155	1,154	29,0	28,98	664
1,135	1,138	28,5	28,59	663
1,114	1,125	28,0	28,22	661
1,094	1,095	27,5	27,54	660
1,073	1,070	27,0	26,93	658
1,053	1,059	26,5	26,66	658
1,032	1,032	26,0	26,00	657

5.4. ANÁLISE DOS RESULTADOS

Como mencionado anteriormente, o coeficiente de reatividade de temperatura do moderador, α_{T_m} , é dado por

$$\alpha_{T_m} = \frac{\partial \rho}{\partial T_m}$$

A variação de temperatura, ΔT_m , é obtida a partir da referência /45/. A variação de reatividade no núcleo do reator, devido a variação de temperatura, é obtida utilizando-se a curva de reatividade integral da barra de controle (fig.4.7), obtida no capítulo 4. A variação de reatividade, $\Delta \rho$, é obtida subtraindo-se a reatividade integral da posição inicial da posição final. As variações de temperatura e as correspondentes variações de reatividade são mostrados na tabela 5.2.

O coeficiente de reatividade de temperatura do moderador é obtido através da equação (5.1).

Devido às variações de temperatura serem pequenas, acarretando em um pequeno efeito de realimentação e às incertezas no posicionamento da barra de controle, realizou-se a determinação de um único coeficiente de reatividade de

TABELA 5.2. VARIAÇÕES DE TEMPERATURA E DE REATIVIDADE.

$\Delta T_{\text{m}} (^{\circ}\text{C})$	$\Delta \rho (\text{pcm})$	$\Delta T_{\text{m}} (^{\circ}\text{C})$	$\Delta \rho (\text{pcm})$
- 1,35	17,5 \pm 4,2	- 0,83	8,8 \pm 1,2
- 0,68	8,8 \pm 1,2	- 0,36	8,9 \pm 1,1
- 0,57	4,4 \pm 1,1	- 0,56	13,4 \pm 2,2
- 0,49	4,5 \pm 1,1	- 0,34	4,5 \pm 1,1
- 0,58	9,0 \pm 1,4	- 0,39	4,5 \pm 1,1
- 0,37	9,0 \pm 1,4	- 0,68	4,5 \pm 1,1
- 0,61	9,1 \pm 1,4	- 0,93	4,6 \pm 1,2

temperatura do moderador, abrangendo todo o intervalo de temperatura conseguido na experiência ($\sim 9^\circ\text{C}$), minimizando-se, assim, os erros envolvidos nessas medidas. Assim, obteve-se uma variação de temperatura do moderador de $-(8,74 \pm 0,4)^\circ\text{C}$ acarretando em uma inserção de reatividade de $(111,5 \pm 15,3)$ pcm; com isso, o coeficiente de reatividade de temperatura do moderador, obtido a partir da equação (5.1), é de

$$\alpha_{T_m} = -(12,8 \pm 1,8) \text{ pcm}/^\circ\text{C} .$$

5.6. DISCUSSÃO E CONCLUSÃO

O coeficiente de reatividade de temperatura de um reator é função da temperatura, ou do intervalo de temperatura, em que é determinado. Entretanto, em consequência do pequeno intervalo de variação de temperatura do moderador no reator IEA-R1 conseguido, não foi possível a observação de variações no coeficiente α_{T_m} , determinando-se com isso um coeficiente médio no intervalo de 26 à 35 °C. Assim, assumindo-se a temperatura média do moderador igual a 30,5 °C, tem que

$$\alpha_{T_m}(T_m=30,5^\circ\text{C}) = - (12,8 \pm 1,8) \text{ pcm}/^\circ\text{C} .$$

A falta de uma maior precisão na leitura do posicionamento da barra de controle e a impossibilidade de conseguir-se uma maior variação de temperatura do moderador, acarretaram também em uma grande imprecisão na determinação do coeficiente de reatividade α_{T_m} .

Para uma melhor determinação de α_{T_m} , deve-se tentar evitar ler o posicionamento da barra na mesa de controle, a qual apresenta uma incerteza de ± 1 passo. Isso pode ser feito utilizando-se diretamente o canal de tensão do sistema de acionamento da barra, o qual fornece uma saída contínua de tensão,

que varia de 0 a 10 volts, que corresponde linearmente as posições de 0 a 1000 passos da barra.

Também, para minimização do erro na determinação de α_{T_m} , deve-se futuramente utilizar um reatímetro digital, para obtenção da reatividade inserida no núcleo, evitando-se consultar tabelas ou gráficos referentes a calibração de barras.

Outras técnicas, tais como aquelas que utilizam métodos perturbativos também podem ser utilizadas para a obtenção de α_{T_m} , com a vantagem de se obter praticamente em linha. Esta técnica será objeto de pesquisas futuras.

O valor obtido para o coeficiente de reatividade de temperatura do moderador, α_{T_m} , é comparado com o valor estimado por códigos computacionais no capítulo 8.

Finalmente, o coeficiente de reatividade de temperatura do moderador, aqui obtido, pode ser útil em eventuais análises de acidentes do reator IEA-R1, bem como na atualização de dados deste reator.

6. ESTIMATIVA DE PARÂMETROS DE REATIVIDADE ATRÁVES DE MÉTODO PERTURBATIVO NO REATOR IEA-R1

6.1. INTRODUÇÃO

O conhecimento de parâmetros nucleares são de grande valia no que diz respeito à segurança e operação de um reator. Muitos métodos perturbativos para análise de reatores nucleares têm sido estudados e desenvolvidos para a obtenção desses parâmetros. A determinação destes é feita desenvolvendo-se modelos teóricos que descrevem a dinâmica do reator. As equações derivadas desses modelos são utilizadas na obtenção da função transferência do reator (razão entre a resposta do sistema e a perturbação introduzida). Desta forma, introduzindo-se uma perturbação no sistema (reator) e medindo-se a resposta devido à esta perturbação é possível "em teoria" determinar experimentalmente a "função transferência". Esta função experimental deve ser ajustada ao modelo teórico, onde os parâmetros incógnitos (coeficientes de reatividade; tempo de resposta, etc) são ajustados para fornecerem resultados mais próximos dos obtidos experimentalmente. A determinação dos parâmetros nucleares é conseguida quando encontra-se a melhor curva que se aproxima dos valores experimentais obtidos. O ajuste desses parâmetros é feito utilizando-se tratamentos matemáticos convenientes /14/.

Muitas técnicas de medida de parâmetros de reatividade têm sido utilizadas, tais como inserção súbita de reatividade ("Rod Drop"), nêutrons pulsados, período estável e cinética inversa. A técnica utilizada neste trabalho foi introduzida por Fuge e Ziegenbein /12/, para estimar parâmetros de reatividade, baseada na perturbação do estado do reator, através da movimentação de barras de controle, introduzindo uma perturbação trapezoidal no sistema.

6.2 - ESTIMATIVA DE PARÂMETROS - MODELO TEÓRICO

A figura 6.1 esquematiza a resposta de um reator nuclear a uma perturbação, devido a movimentação de uma barra de controle, $\Delta s(t)$.

Desta figura, verifica-se que, um pequeno deslocamento, $\Delta s(t)$, da barra de controle, introduz uma reatividade externa,

$$\rho_e(t) = a \Delta s(t), \quad (6.1)$$

onde a é a reatividade diferencial da barra de controle, i.e.,

$$a = \left(\frac{\partial \rho}{\partial s} \right)_{s_0}, \quad (6.2)$$

e z_0 é a posição inicial da barra de controle.

A reatividade total introduzida no reator é a soma da reatividade externa e da reatividade de realimentação, devido ao aumento do nível de potência, i.e.,

$$\rho(t) = \rho_e(t) + \rho_i(t) \quad (6.3)$$

onde

$$\rho_i(t) = \alpha_P(P_0) \cdot \Delta P(t) \quad (6.4)$$

com $\alpha_P(P_0)$ o coeficiente de potência e ΔP a variação de potência, relativa a potência inicial, P_0 .

Utilizando-se um modelo de primeira ordem, como mostrado no apêndice 3, a reatividade de realimentação, $\rho_i(t)$, pode ser dada por

$$\tau \frac{\partial \rho_i}{\partial t} + \rho_i(t) = \alpha_P(P_0) \cdot \Delta P \quad (6.5)$$

Assumindo-se que a perturbação seja pequena, de maneira que não ocorram mudanças significativas no fluxo, a variação de corrente, ΔJ , medida por um detector de nêutrons externo ao reator, será proporcional à variação de potência, i.é.,

$$\frac{\Delta P}{P_0} = \frac{\Delta J}{J_0} \quad (6.6)$$

Desta forma, introduzindo a aproximação dada pela equação (6.6) na equação (6.5) e solucionando a equação diferencial para $\rho_1(t)$, a equação (6.3) pode ser reescrita como

$$\rho(t) - a \Delta s(t) - b \phi(t, \tau) = 0 \quad (6.7)$$

onde

$$b = \sigma_p(P_0) \cdot \frac{P_0}{J_0}, \quad (6.8)$$

e

$$\phi(t, \tau) = \frac{1}{\tau} \int_0^t \Delta J(t') \cdot \exp \left\{ -\frac{t-t'}{\tau} \right\} dt' \quad (6.9)$$

Devido a existência de ruídos no sinal da câmara de ionização e no sinal de posicionamento da barra de controle, a reatividade medida não será igual a $\rho_i(t) + \rho_o(t)$. Assim, a equação (6.7) deve ser escrita como

$$\rho_m(t) - a.\Delta s_m(t) - b.\phi_m(t,\tau) = e(t) \quad (6.10)$$

onde $e(t)$ é a diferença devido aos ruídos e o subíndice m indica "medido".

Para estimar os parâmetros a , b e τ é introduzido uma perturbação no reator crítico, na potência P_o , através da movimentação trapezoidal de uma barra de controle, em torno da posição s_o , conforme ilustrado na figura 6.2.

Fazendo-se K aquisições de dados, para a corrente, a reatividade e para a posição de barra, em intervalos de tempo de Δt , de maneira que os valores medidos durante a realização da perturbação trapezoidal sejam $\rho(k)$, $\Delta J(k) = J(k) - J_o$ e $\Delta s(k) = s(k) - s_o$, pode-se obter K equações relacionando estas grandezas, ou seja

$$\rho_m(k) - a.\Delta s_m(k) - b.\phi_m(k,\tau) = e(k) \quad k=0,1,2,\dots,K \quad (6.11)$$

ou, em uma forma matricial

$$\underline{\rho}_m - \underline{U} \cdot \underline{p} = \underline{e} \quad (6.12)$$

com

$$\underline{\rho}_m = \begin{bmatrix} \rho_m(0) \\ \rho_m(1) \\ \vdots \\ \rho_m(K-1) \end{bmatrix} \quad \underline{U} = \begin{bmatrix} \Delta s(0) & \phi_m(0) \\ \Delta s(1) & \phi_m(1) \\ \vdots & \vdots \\ \Delta s(K-1) & \phi_m(k-1) \end{bmatrix}$$

$$\underline{p} = \begin{bmatrix} a \\ b \end{bmatrix} \quad \underline{e} = \begin{bmatrix} e(0) \\ e(1) \\ \vdots \\ e(K-1) \end{bmatrix}$$

Os parâmetros a , b e τ podem ser estimados através do ajuste dos dados experimentais por mínimos quadrados, ou seja, minimizando a função

$$V = (\underline{\rho}_m - \underline{U} \cdot \underline{p})^T \cdot (\underline{\rho}_m - \underline{U} \cdot \underline{p}) \quad (6.13)$$

É de se notar que a correlação entre os valores medidos de reatividade (ρ_m) e os valores a serem estimados (p) não são lineares, na medida em que a matriz \underline{U} contém a constante de tempo τ , que é correlacionada com a e b .

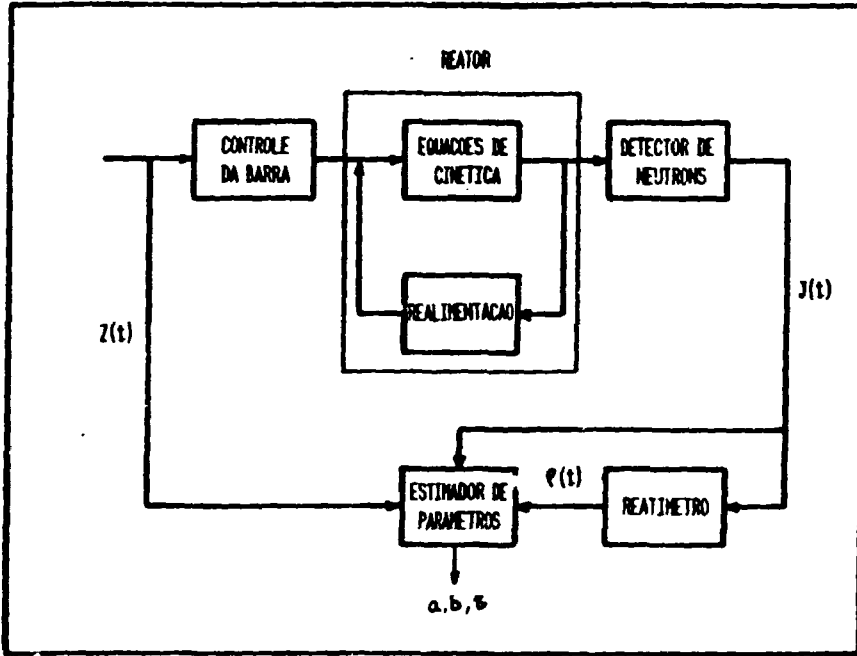


Figura 6.1. Diagrama de Blocos da Resposta do Reator.

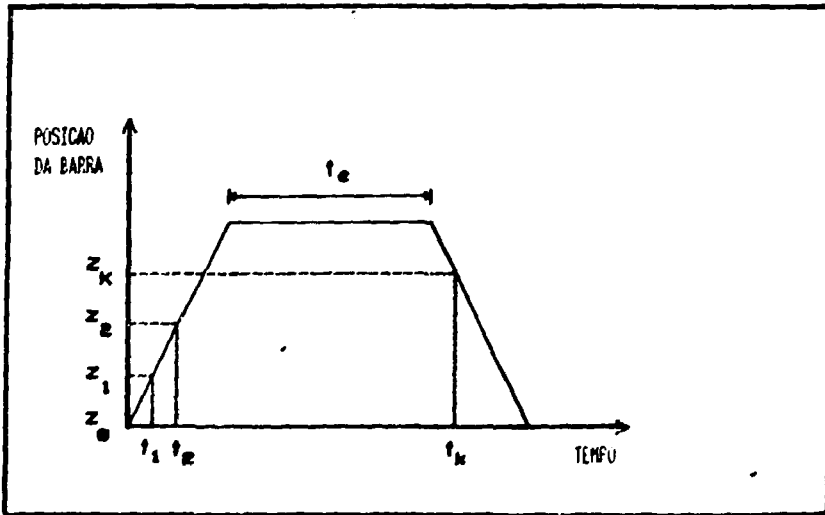


Figura 6.2. Ilustracao de uma Perturbacao Trapezoidal na Posicao da Barra

Para contornar esta dificuldade, utilizou-se um procedimento iterativo. Inicialmente estimou-se um valor de τ , e os valores dos elementos a e b do vetor p são obtidos de

$$\left(\frac{\partial V}{\partial p}\right) = 0 \quad (6.14)$$

ou
$$p = (\underline{U}^T \cdot \underline{U})^{-1} \cdot \underline{U}^T \cdot \underline{e}_m \quad (6.15)$$

A seguir, a variância V é calculada e o processo é repetido até que o mínimo de V seja atingido, ou seja, os valores na iteração n (a_n, b_n e τ_n) que minimizam V são os valores estimados. Obviamente, no processo iterativo deve-se utilizar um critério para a escolha de τ_n . Nessa experiência, utilizou-se $\tau_n = \tau_0 + n \cdot \Delta\tau$, com $\tau_0 = 0,1$ segundos e $\Delta\tau$ variável de acordo com a pesquisa de V mínimo.

A partir dessa teoria, desenvolveu-se um programa computacional que estima os parâmetros a , b e τ , o programa ESPA. Na figura 6.3 encontra-se um diagrama de blocos do programa, mostrando como os dados experimentais $x_m(t)$, $J_m(t)$ e $\rho_m(t)$ são tratados até a estimativa dos parâmetros desejados.

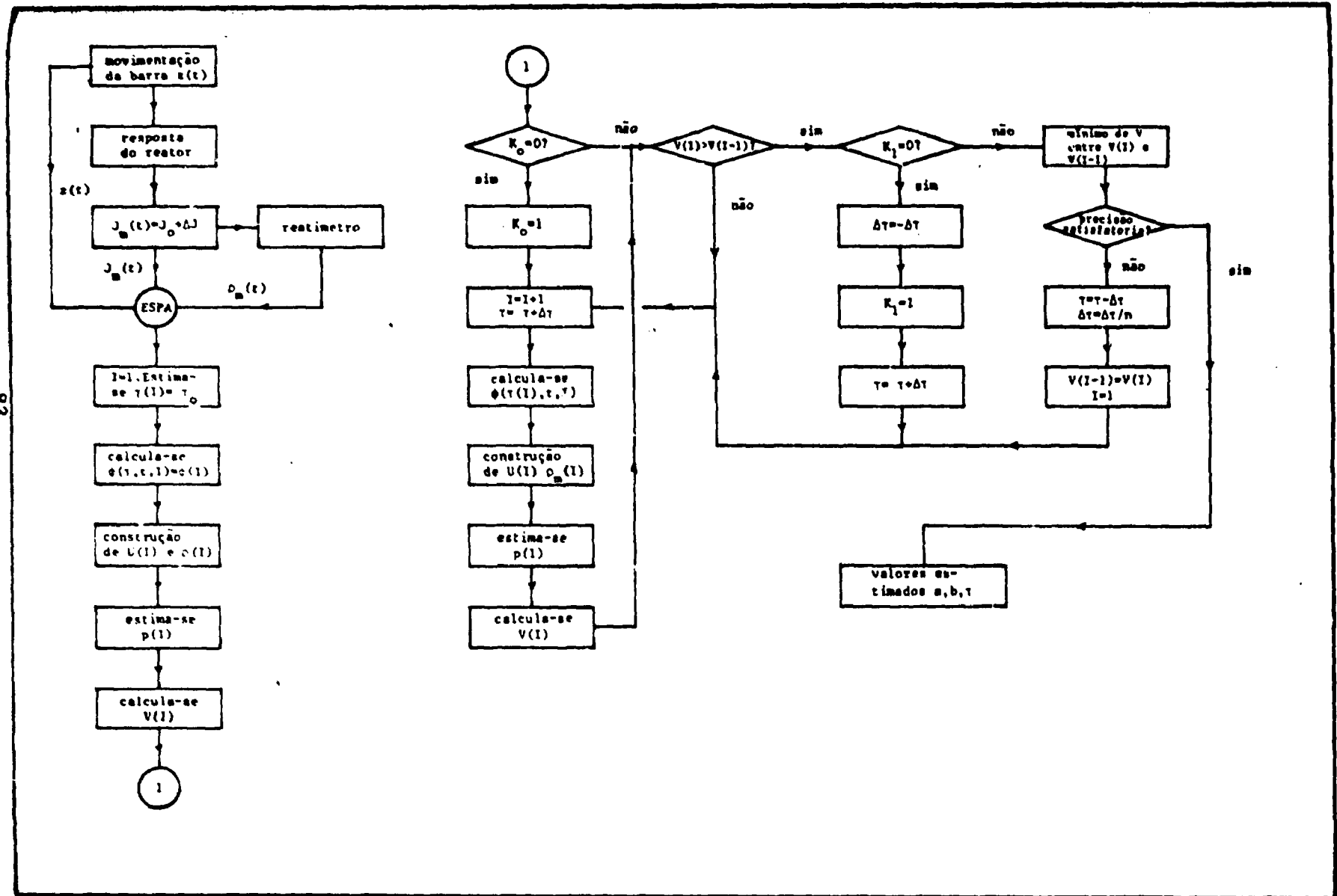


Figura 6.3. Diagrama de Blocos do Programa BEstimador de Parâmetros - ESPA.

6.3. PROCEDIMENTO EXPERIMENTAL

Para a obtenção dos dados experimentais (posição da barra, variação de corrente e reatividade) necessários para a estimativa de parâmetros ($\partial\rho/\partial s$, α_p e τ) do reator IEA-R1, operou-se em um nível de potência de 1 MW (P_0), para que os efeitos de realimentação devido a variação de potência durante a perturbação fossem sentidos.

A perturbação no reator buscou simular a movimentação de barra na forma trapezoidal, mostrada na figura 6.2. A perturbação foi iniciada com a movimentação de uma barra de controle, a partir de uma posição crítica inicial, s_0 . Após um curto intervalo de tempo, cessou-se a movimentação, mantendo-se a barra em uma posição s_1 por alguns segundos, após os quais a barra é retornada a sua posição inicial s_0 .

Durante todo o transiente, a potência e a movimentação da barra de controle foram monitoradas, através de sinais de corrente de um dos detectores externos ao núcleo (câmara de ionização) e de voltagem da indicação da posição da barra de controle, ambos retirados da mesa de controle e enviados ao reatímetro digital. Os sinais recebidos foram processados pelo microcomputador que, através da solução numérica da equação de cinética inversa, fornece a reatividade ao longo do tempo. O programa ESPA (ESTimador de PARâmetros), implantado em microcomputador e desenvolvido com bases no modelo teórico descrito anteriormente, controlou a aquisição dos dados ($\rho(t)$, $J(t)$ e $z(t)$) e estima os parâmetros de

reatividade (β/β_c , σ_p e τ). Na figura 6.4, ilustra-se esquematicamente este procedimento experimental.

Em uma primeira fase, foram realizados experimentos fora de linha, para várias posições iniciais da barra de controle, s_0 , e duração do intervalo de tempo de perturbação, Δt . Com esse teste, pôde-se selecionar a perturbação que fornece melhor estimativa dos parâmetros para, então, em uma segunda fase, poder obter-se os parâmetros "on line".

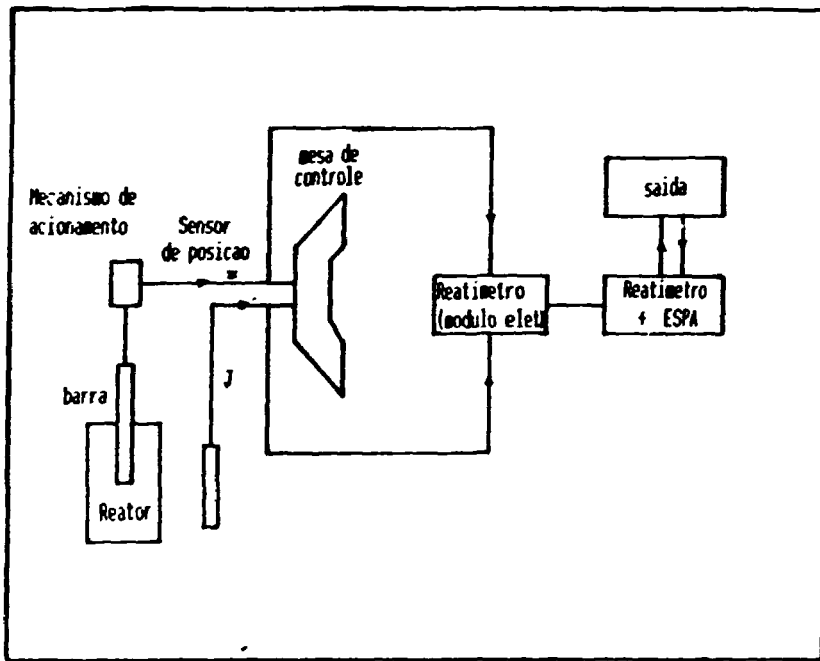


Figura 6.4. Procedimento Experimental para Obtenção de Dados

6.4. RESULTADOS E ANÁLISE

Conforme descrito anteriormente, em uma primeira fase, foram realizadas diferentes perturbações, para avaliar a sensibilidade dos parâmetros estimados. Na tabela 6.1 são ilustrados os resultados de uma aquisição de dados para uma perturbação típica, com duração de 7 segundos no patamar e 44 aquisições (com o intervalo de tempo entre cada aquisição igual a 0,5 segundos). Desses resultados, verifica-se que a perturbação realmente se inicia entre a aquisição 12 e 13, quando a indicação de posição da barra começa a aumentar. As flutuações nos valores da posição da barra, corrente da câmara (potência) e reatividade anteriores a perturbação são devidas ao ruído dos equipamentos e sensores utilizados nas medidas.

No início do transiente, antes da perturbação, o reator encontrava-se crítico ($P_0 = 1 \text{ MW}$, $\rho = 0 \text{ pcm}$ e $J_0 = 27 \mu\text{A}$) com a barra de controle na posição inicial $s_0 = 751$ passos. A seguir, a perturbação foi iniciada em forma de rampa, retirando-se a barra de controle em uma velocidade média de 2 mm/seg (velocidade de movimentação da barra de controle), até a posição $s_1 = 762$ passos ($\rho = 41 \text{ pcm}$ e $J = 30 \mu\text{A}$), quando então interrompeu-se a movimentação da barra por um tempo de aproximadamente 7 segundos. Finalmente, voltou-se a inserir a barra até a posição inicial (pode-se notar que ao retornar a posição inicial, o reator não voltou ao mesmo estado de criticalidade do início da perturbação). Os valores estimados para esta perturbação são mostrados na mesma tabela.

TABELA 6.1. AQUISIÇÃO DE DADOS PARA UMA PERTURBAÇÃO E OS RESULTADOS DOS PARÂMETROS DE REATIVIDADE.

POSICÃO (passos)	CORRENTE (μ A)	REATIVIDADE (pcm)
1	751,47	27,44
2	751,47	27,44
3	751,47	27,42
4	751,47	27,42
5	751,47	27,42
6	751,47	27,44
7	751,47	27,44
8	751,47	27,44
9	751,22	27,44
10	750,73	27,42
11	750,73	27,42
12	750,73	27,42
13	751,47	27,66
14	753,42	27,98
15	754,88	28,32
16	756,69	28,69
17	758,79	29,13
18	759,28	29,30
19	761,23	29,71
20	762,70	30,20
21	763,18	30,47
22	762,70	30,62
23	762,94	30,76
24	762,94	30,93
25	762,70	31,10
26	762,70	31,25
27	762,70	31,40
28	762,70	31,52
29	762,94	31,67
30	762,94	31,79
31	762,94	31,93
32	763,18	31,81
33	760,99	31,54
34	759,03	31,25
35	756,35	30,88
36	754,88	30,52
37	752,93	30,13
38	750,49	29,74
39	749,76	29,44
40	749,51	29,39
41	749,51	29,30
42	749,51	29,25
43	749,51	29,20

Valores Estimados que Minimizam a Função V:

Posição Inicial da Barra de Controle = 751,47

Reatividade Diferencial = 3,820 pcm/passo

Coefficiente de Potência = - 36,071 pcm/MW

Tempo de Resposta do Reator = 1,650 seg.

(*) A posição da barra é medida em passos, sendo o comprimento total da barra dividido em 1000 passos com o zero no topo do núcleo com a barra totalmente inserida e cada passo de 0,6 mm.

Perturbações, como a descrita acima, foram repetidas para diferentes valores iniciais da posição de barra, s_0 , altura da perturbação, Δs_{\max} , e duração da perturbação, Δt_p . Na tabela 6.2 são mostrados valores dos parâmetros estimados para diferentes perturbações e posições iniciais da barra de controle.

Dos dados da tabela 6.2, verificou-se que os valores estimados dos parâmetros de reatividade flutuam bastante com o tipo de perturbação, principalmente o coeficiente de potência e a constante de tempo. Tal comportamento é devido a diversos fatores: i) oscilações nos sinais das variáveis de entrada no programa ESPA; ii) dificuldade em reproduzir uma perturbação trapezoidal; iii) diferenças nos efeitos de realimentação para diferentes perturbações; iv) modelo utilizado no programa ESPA ser de primeira ordem; v) instabilidade numérica de busca do mínimo da função V e vi) acoplamento fraco entre a constante de tempo e outros parâmetros, acarretando que grandes variações de r não sensibilizem os outros parâmetros.

Em uma segunda fase, com base nos resultados da primeira fase, embora sem um critério muito objetivo, selecionou-se Δs_{\max} tal que a reatividade inserida no núcleo do reator fosse de aproximadamente 60 pcm e o tempo de duração da perturbação, Δt_p , da ordem de 20 segundos. O programa ESPA foi modificado para que pudesse processar "on line", com análise de erros, medidas repetidas de uma mesma perturbação. Na tabela 6.3 apresenta-se os valores estimados da constante de tempo e do coeficiente de potência e seus respectivos desvios padrões, como média de uma série de aquisições de dados, e na figura 6.5

Tabela 6.2. Valores Estimados dos Parâmetros de Reatividade para Diferentes Perturbações

Posição Inicial da B.C $z_0 = 380$					Posição Inicial da B.C $z_0 = 500$				
Δt_e (seg)	Δz_{max} (passos)	ζ (seg)	$\partial\rho/\partial z$ (pcm/mm)	α_p (pcm/MW)	Δt (seg)	Δz_{max} (passos)	ζ (seg)	$\partial\rho/\partial z$ (pcm/mm)	α_p (pcm/MW)
7,0	10	1,08	8,1	- 59	5,0	11	9,6	9,7	- 60
7,0	11	1,19	8,2	- 28	5,5	11	6,1	11,0	- 29
7,5	10	1,22	8,4	- 20	7,0	10	0,9	9,9	- 65
7,5	12	1,06	7,8	- 26	8,5	12	1,00	9,1	- 65
7,5	18	1,13	7,9	- 52	9,0	4	1,43	10,4	- 22
7,5	19	1,32	8,4	- 62	11,0	6	1,03	10,4	- 59
6,0	15	1,27	7,5	- 23	12,0	5	5,9	9,9	- 59
6,5	16	1,12	8,3	- 55	11,0	7	1,4	10,0	- 40
12,0	18	1,29	8,0	- 44	11,5	9	1,1	9,7	- 62
13,5	12	1,18	8,5	- 47	11,5	10	1,4	10,3	- 69
22,5	22	1,54	7,6	- 26	12,5	11	1,4	9,9	- 63
29,0	23	1,94	7,7	- 39	-	-	-	-	-

Tabela 6.3. Valores Estimados pelo Programa ESPA.

Parâmetros Estimados	Valor Médio	Desvio Padrão
Coefficiente de Potência	- 23,03 pcm/MW	11 pcm/MW
Constante de Tempo	1,32 seg	1,60 seg.

são ilustrados os valores de reatividade diferencial da barra de controle, obtida com a estimativa de $\partial\rho/\partial z$ para várias posições iniciais dessa barra. Pode-se verificar, comparando-se a curva de reatividade diferencial da barra de controle, obtida no capítulo 4 (figura 4.3), com a encontrada na figura 6.5, que os resultados obtidos por esses dois métodos distintos são semelhantes.

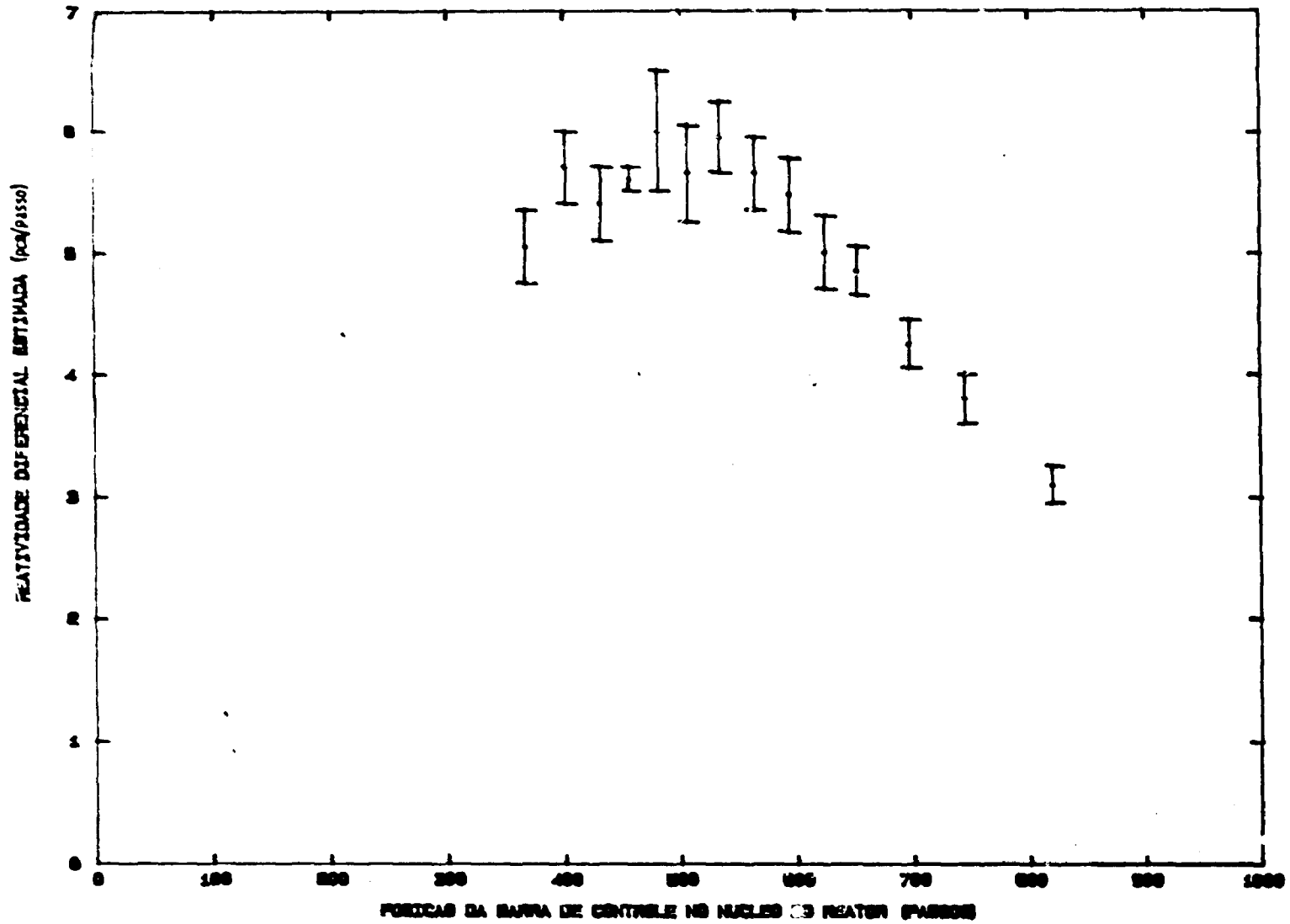


FIGURA 6.5. REATIVIDADE DIFERENCIAL ESTIMADA DA BARRA DE CONTROLE.

6.5. DISCUSSÃO E CONCLUSÃO

Técnicas Perturbativas que utilizam modelos do reator mais sofisticados estão sendo desenvolvidas, fornecendo resultados muito mais confiáveis / 1,5 /. O desenvolvimento de técnicas mais sofisticadas também será objetivo de trabalhos futuros.

Dos resultados apresentados, verifica-se que a técnica apresentada deve ser encarada como uma "estimativa" dos parâmetros de reatividade: $(\partial\rho/\partial\epsilon)$, $\alpha_p(P_0)$ e τ , e não como medida "absoluta" desses parâmetros. Mesmo assim, avalia-se que o método em questão seja capaz de fornecer uma estimativa com um erro em cerca de 10% no valor de barras de controle, de 50% no coeficiente de potência e de 100% na constante de tempo. Estes resultados, com exceção da constante de tempo τ , são razoáveis visto que os testes físicos em baixa potência em reatores de potência (ex. Angra-I) utilizam critérios de aceitação dentro destas ordens de magnitude /40/.

Finalmente, para se ter uma menor margem de erro na estimativa desses parâmetros, ainda é necessário melhorar a técnica de busca do mínimo da função V, principalmente tendo em vista a instabilidade numérica e o fraco acoplamento entre a constante de tempo e os outros parâmetros (100% de erro na constante de tempo). Por outro lado, é necessário investigar, com maior rigor, a perturbação que fornece a melhor estimativa dos parâmetros, ou seja, encontrar quais seriam a

altura, duração da perturbação e número de aquisições de dados que forneçam um valor mínimo para a diferença entre o valor "real" e o "estimado".

7. DETERMINAÇÃO DO COEFICIENTE DE REATIVIDADE DE VAZIO DO REATOR IEA-R1

7.1. INTRODUÇÃO

O objetivo deste capítulo é a descrição da obtenção dos coeficientes de reatividade de vazio locais, α_v , do reator IEA-R1, utilizando-se placas de alumínio, para simulação de volume vazio no moderador existente no núcleo do reator.

O coeficiente de reatividade de vazio, α_v , é definido como a razão entre a variação de reatividade, $\Delta\rho$, no núcleo do reator, em consequência de uma inserção de volume vazio, V_v , no moderador. Assim,

$$\alpha_v = \frac{\partial \rho}{\partial V_{fr}}$$

onde V_{fr} é a fração de volume vazio, i.e., a razão entre o volume vazio, V_v , e o volume de moderador existente na parte ativa do núcleo, V_m .

A determinação do coeficiente de reatividade de vazio do moderador é importante principalmente no que diz respeito ao nível de segurança e estabilidade do núcleo, em situações de acidente com excursão de potência, onde há formação de bolhas (vazios) no moderador, em consequência da evaporação de água decorrente das altas temperaturas atingidas pelo moderador. Com a formação de volumes vazios no núcleo do reator, uma falta de moderação local é sentida e os nêutrons localizados nas vizinhanças dessa região não são moderados o suficiente para induzirem novas fissões. Devido à esse fato, geralmente a reatividade global do reator diminui com a presença de volumes vazios no moderador. Entretanto, no caso de formação de volumes vazios próximos de barras de controle, pode-se observar uma situação inversa, em consequência da diminuição da eficiência da barra absorvedora, a qual é projetada para absorver principalmente nêutrons térmicos. Também pode-se ter coeficientes de reatividade de vazio positivos em reatores onde a moderação é superestimada.

Na experiência realizada, utilizou-se um volume vazio pequeno, em comparação com o volume de moderador existente na região ativa do núcleo, para evitar-se grandes inserções de reatividade (para não acionar o mecanismo de SCRAM) e deformações significativas no formato do fluxo de nêutrons.

A simulação de volume vazio foi feita utilizando-se duas placas de alumínio (cf. fig. 7.1), em consequência de sua baixa seção de choque de absorção de nêutrons térmicos.

As placas de alumínio foram inseridas nos canais de refrigeração dos elementos combustíveis. O volume d. água deslocado, quando da inserção das placas, é considerado o volume vazio. A variação de reatividade do núcleo do reator, quando da inserção dessas placas, foi obtida através da utilização do reatímetro digital NC-009/01-IPEN.

7.2. PROCEDIMENTO EXPERIMENTAL

A experiência consistiu em inserir as duas placas de alumínio nos canais de refrigeração dos elementos combustíveis, conforme figura 7.3. Os canais utilizados para inserção das placas em todos os elementos foram os mesmos (3^o e 15^o canais). Essas placas foram introduzidas com o auxílio de um dispositivo desenvolvido para utilização em experiências de mapeamento de fluxo de nêutrons, conforme ilustrado na figura 7.2.

Em consequência da existência de tubos guias das barras de controle, instrumentação e detectores acima do núcleo, necessários para monitoração, o dispositivo de inserção de volume vazio não tem acesso a alguns elementos combustíveis. Nesses elementos não foi possível a determinação experimental de α_v local.

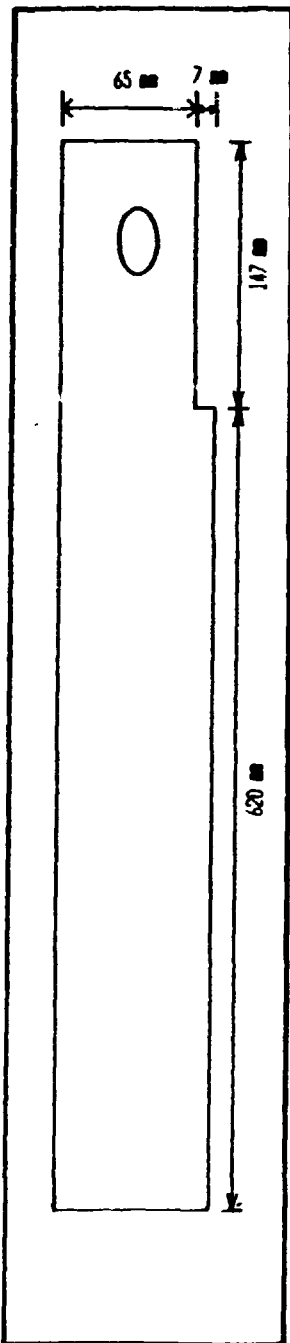


Figura 7.1. Placa de Alumínio.

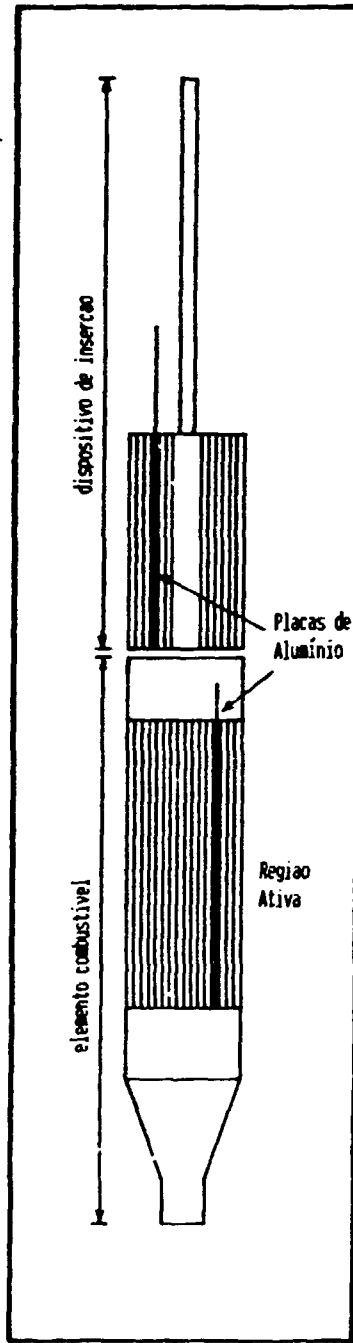


Figura 7.2. Dispositivo de Insercao de Placas de Alumínio.

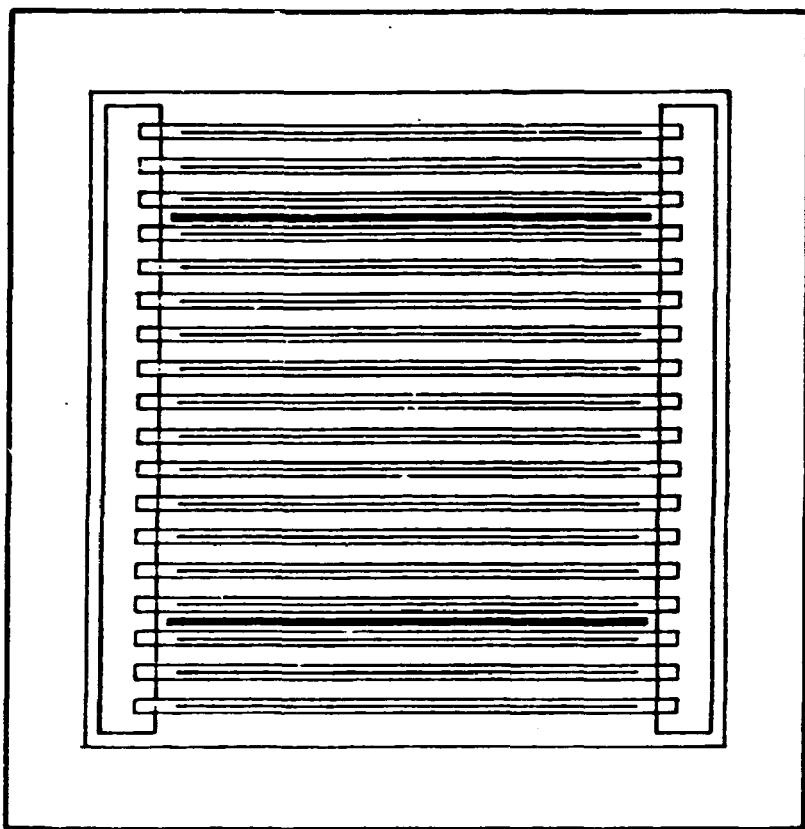


Figura 7.3. Elemento Combustível com as Placas de Alumínio.

O procedimento realizado para a determinação experimental dos coeficientes de reatividade locais, α_v , foi:

- i) Com o reator desligado, introduziu-se as placas de alumínio em um elemento combustível com o auxílio do dispositivo de inserção;
- ii) Criticalizou-se o reator em um nível de potência em torno de 500 W;
- iii) Após a estabilização do reator, retirou-se vagarosamente o volume vazio, evitando-se com isso o acionamento do SCRAM;
- iv) Acompanhou-se, com um reatímetro digital (ver apêndice 1), a excursão de potência e a reatividade introduzida com a retirada do vazio. Esses parâmetros foram registrados em listagens e armazenados em disquetes.

Repetiu-se o procedimento acima até inserir-se o volume vazio em todos os elementos combustíveis que o dispositivo de inserção tinha acesso.

7.3. RESULTADOS EXPERIMENTAIS

Na tabela 7.1 ilustra-se valores típicos obtidos do nível de potência e da reatividade do sistema, em função do tempo, após uma retirada das duas placas de alumínio dos canais de refrigeração de um elemento combustível. As duas placas não foram retiradas simultaneamente; retirou-se primeiramente uma delas e somente após esta ser totalmente retirada do elemento retirou-se a segunda placa de

alumínio. Isto foi feito para evitar-se uma alta inserção de reatividade do núcleo e possível acionamento do mecanismo de SCRAM. Em consequência desse fato, pode-se observar na tabela 7.1 a presença de dois patamares de reatividade (~ 24 pcm e ~ 52 pcm) referentes à retirada da primeira placa e posteriormente da segunda.

Na tabela 7.2 encontram-se os valores das reatividades antes e após a retirada do volume vazio dos elementos combustíveis. Para cada elemento foi realizada duas vezes a operação de inserção e retirada do volume vazio, para certificação de que as placas realmente foram introduzidas no elemento totalmente, sendo os resultados da tabela 7.2 correspondentes as médias dos dois valores encontrados. No elemento n^o110, realizou-se uma série de 6 operações para verificação da reprodutibilidade do experimento; os resultados são mostrados na tabela 7.3.

TABELA 7.1. RESULTADOS TÍPICOS DE UMA RETIRADA DE VOLUME VAZIO DE UM ELEMENTO COMBUSTÍVEL.

INTERAÇÃO	CORRENTE (μ A)	REATIVIDADE (pcm)
1	40,5	- 1,98
2	41,0	- 3,82
3	41,3	8,83
4	41,6	12,31
5	42,0	16,45
6	42,5	21,78
7	42,8	23,22
8	42,8	21,74
9	43,2	24,86
10	43,3	24,07
11	43,5	24,49
12	43,4	22,35
13	43,8	25,38
14	44,0	26,07
15	43,9	22,95
16	44,3	20,32
17	44,2	24,60
18	44,3	24,32
19	44,4	23,80
20	44,5	24,32
21	44,8	26,65
22	45,3	30,49
23	45,9	35,92
24	46,6	41,76
25	47,0	43,11
26	47,5	45,92
27	47,9	47,06
28	48,7	53,14
29	49,1	53,76
30	49,5	54,51
31	49,7	52,63
32	49,7	49,29
33	50,0	49,42
34	50,4	51,62
35	50,4	48,22
36	50,9	50,40
37	50,9	48,03

TABELA 7.2. VARIAÇÕES DE REATIVIDADE OBTIDAS.

Número do Elemento	Variação de Reatividade (pcm)
86	41,5 ± 6,0
89	33,3 ± 4,7
93	29,8 ± 4,8
94	62,7 ± 2,4
95	47,6 ± 4,0
96	25,1 ± 5,5
98	22,6 ± 0,4
99	29,7 ± 5,1
101	26,8 ± 5,6
104	30,3 ± 3,0
105	31,1 ± 3,0
108	50,5 ± 4,0
124	60,3 ± 4,6
125	77,3 ± 5,3
126	60,7 ± 6,0

TABELA 7.3. VARIAÇÕES DE REATIVIDADE OBTIDAS.

Número do Elemento	Variação de Reatividade (pcm)
110	35,6 ± 4,0
110	36,1 ± 4,2
110	36,3 ± 4,2
110	36,8 ± 4,3
110	38,2 ± 5,1
110	36,1 ± 3,6

7.4. ANÁLISE DOS RESULTADOS

O coeficiente de vazio local, α_v , é dado por

$$\alpha_v = -\frac{\Delta\rho}{V_{fr}} \quad , \quad (7.1)$$

onde V_{fr} é a fração de volume vazio e $\Delta\rho$ é a variação de reatividade devido a retirada do volume vazio. O valor da fração de volume vazio é dado por

$$V_{fr} = \frac{\text{Volume Total das Placas de Alumínio}}{\text{Volume de Moderador no Núcleo}} \quad (7.2)$$

O volume vazio introduzido nos elementos combustíveis, foi de $(94,6 \pm 0,7) \text{ cm}^3$ e o volume de moderador, existente na parte ativa do núcleo, de $(9,90 \pm 0,02) \times 10^4 \text{ cm}^3$. Assim, a fração de volume vazio, V_{fr} , foi de $(9,6 \pm 0,2) \times 10^{-4}$.

Substituindo-se o valor de fração de volume vazio na equação 7.1 tem-se,

$$\alpha_v = \frac{\rho_f - \rho_i}{9,6 \times 10^{-4}} \quad (7.9)$$

A partir da equação acima e dos valores de variação de reatividade (tabelas 7.2 e 7.3) obteve-se os coeficientes de reatividade de vazio locais (tabelas 7.4 e 7.5).

Na figura 7.4 encontra-se uma vista superior esquemática do núcleo do reator IEA-R1, onde mostra-se o posicionamento dos elementos combustíveis na placa matriz. Nos elementos onde foi possível a inserção de volume vazio, são colocados dois números: o superior refere-se a identificação do elemento combustível e o segundo, ao coeficiente de reatividade local obtido nesta experiência.

Os elementos identificados pelo símbolo (Δ) correspondem aos elementos combustíveis que o dispositivo de inserção não teve acesso, por causa da instrumentação e estrutura logo acima do núcleo. Os elementos com a marca "X" também não foram acessados em razão de serem elementos onde as barras de controle são inseridas e, por fim, os elementos 128 e 129, em consequência de serem elementos de testes da metalurgia, foi aconselhado pelo pessoal de operação do reator, a não introdução de volume vazio nestes.

TABELA 7.4. VALORES EXPERIMENTAIS DE α_v .

Número do Elemento	Coefficiente de Reatividade de Vazio (pcm/fr.vazio) $\times 10^4$
86	- 4,3 \pm 0,6
89	- 3,5 \pm 0,5
93	- 3,1 \pm 0,5
94	- 6,5 \pm 0,3
95	- 5,0 \pm 0,4
96	- 2,6 \pm 0,6
98	- 2,4 \pm 0,1
99	- 3,1 \pm 0,5
101	- 2,8 \pm 0,6
104	- 3,2 \pm 0,3
105	- 3,2 \pm 0,3
108	- 5,3 \pm 0,4
124	- 6,4 \pm 0,5
125	- 8,0 \pm 0,6
126	- 6,3 \pm 0,6

TABELA 7.5. VALORES DE α_v PARA O EC nº 110.

Número da Inserção	Coefficiente de Reatividade de Vazio (pcm/fr.vazio) $\times 10^4$
1	- 3,7 \pm 0,4
2	- 3,8 \pm 0,4
3	- 3,8 \pm 0,4
4	- 3,8 \pm 0,5
5	- 4,0 \pm 0,5
6	- 3,8 \pm 0,4

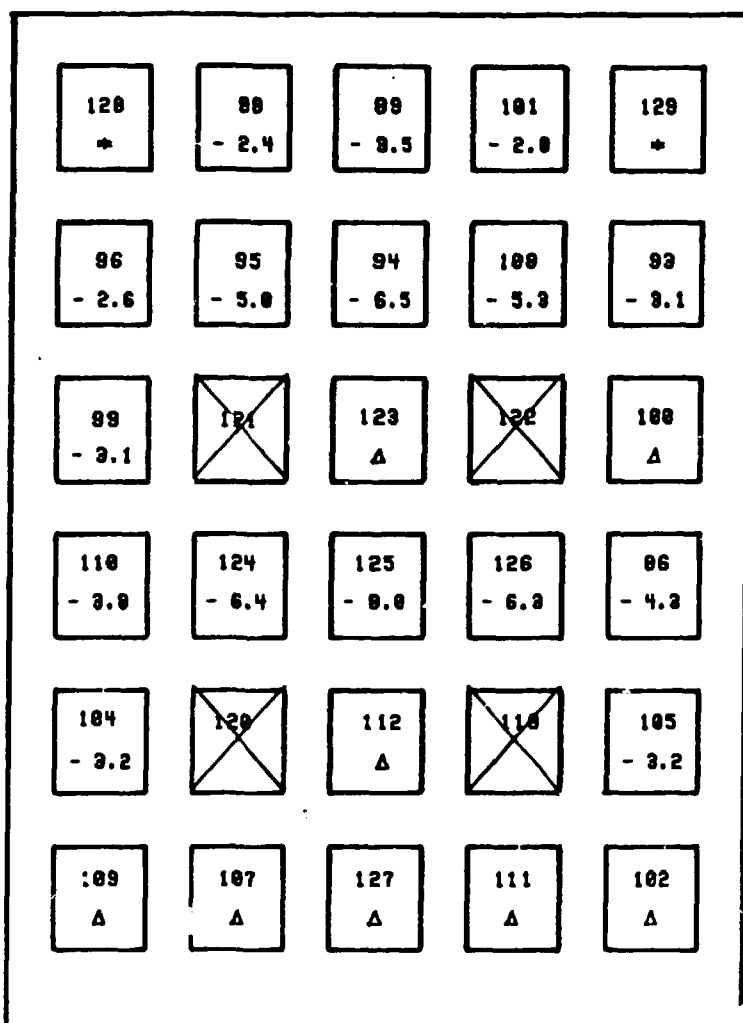


Figura 7.4. Mapa do Nucleo do Reator IEA-R1.

7.5. DISCUSSÃO E CONCLUSÃO

O formato radial do fluxo de nêutrons térmicos, como mencionado no capítulo 4, é maior no centro do núcleo e decresce conforme aproxima-se das laterais. Em consequência desse fato, qualquer perturbação introduzida no interior do núcleo também é função da posição. Isso pode ser visto claramente observando-se na figura 7.4 a variação nas magnitudes dos coeficientes de reatividade de vazio ao longo do núcleo.

O coeficiente de reatividade de vazio global do reator pode ser obtido através de uma soma ponderada dos vários coeficientes locais obtidos experimentalmente. Nos elementos combustíveis onde o dispositivo de inserção não teve acesso, os coeficientes podem ser determinados teoricamente, através de códigos computacionais como o HAMMER e o CITATION (cf. capítulo 8).

A aquisição de dados nesta experiência apresentou alguns problemas em consequência da existência de ruídos eletrônicos relativamente altos. Assim, o valor da reatividade obtida pelo reatímetro apresentou flutuações razoáveis (ao redor de um valor médio) como pode ser visto na tabela 7.1. O valor da reatividade utilizada nos cálculos de α_v foi obtido através de uma média aritmética simples dos valores da flutuação.

Os cinco valores encontrados de α_v para o elemento combustível nº 110 demonstram que a reprodutibilidade do experimento é boa, bem como os dois valores obtidos para cada elemento combustível.

Mesmo inserindo-se o volume vazio em regiões próximas às das barras de controle, o coeficiente de reatividade de vazio apresentou valores negativos. Isso se deve ao fato de que a distância entre o local de inserção de volume vazio e a barra absorvedora é grande, quando comparada com o livre caminho médio de moderação do nêutron no moderador, não interferindo significativamente na moderação dos nêutrons que são absorvidos pelas barras.

Os resultados obtidos experimentalmente dos vários α_v locais, apresentados nas tabelas 7.4 e 7.5, demonstram que a determinação desse coeficiente, através da técnica de inserção de placas de alumínio, possui boa precisão.

Poder-se-ia também obter o coeficiente de reatividade de vazio injetando-se bolhas de gás por baixo do núcleo do reator, através de um sistema de pequenas tubulações e uma válvula, onde controla-se com precisão o volume de gás inserido. Esse tipo de simulação de volume vazio seria mais próximo ao que aconteceria em um caso real de acidente. Entretanto, a existência de um funil na base do núcleo do reator IEA--R1, não possibilita a introdução de qualquer tubulação por baixo do núcleo (cf. fig.5.1.); além do que, os gases injetados poderiam, ao irem para a superfície da piscina, arrastar consigo tanto água ativada como algum possível material ativado, o que não é conveniente para a segurança do reator.

A comparação entre os valores obtidos experimentalmente e os determinados computacionalmente, através de códigos computacionais, é realizada no capítulo 8.

CAPITULO 8. CÁLCULO DOS PARÂMETROS DE REATIVIDADE

8.1. INTRODUÇÃO

O projeto de um reator nuclear envolve o cálculo de uma quantidade enorme de parâmetros, que irão garantir uma operação segura, confiável e econômica do reator. Estes cálculos são realizados com base em modelos teóricos que, em resumo, descrevem o comportamento neutrônico no que diz respeito a difusão destes no núcleo do reator. Soluções numéricas das equações destes modelos resultam em programas de computador, comumente denominados de códigos, que de uma forma geral são muito complexos e frequentemente resultantes de muitos anos de extensivos desenvolvimentos e testes em vários laboratórios nucleares.

Os códigos utilizados neste trabalho para a estimativa e comparação dos parâmetros nucleares de reatividade no reator IEA-R1, determinados experimentalmente, conforme capítulos antecedentes, foram o HAMMER e o CITATION. Com esses códigos, simulou-se os experimentos realizados, reproduzindo-se, da melhor forma possível, as condições experimentais existentes durante a realização de cada experimento, objetivando-se com isso verificar as metodologias de cálculo utilizadas nestes programas para avaliação de parâmetros.

Nas seções que se seguem são descritos resumidamente os códigos HAMMER e CITATION, o procedimento realizado para a obtenção das seções de choque homogeneizadas, as simulações dos experimentos, resultados obtidos e

comparação com os dados experimentais, e, finalmente, discussão e conclusão da metodologia aplicada.

8.2. CÁLCULOS NEUTRÔNICOS E CARACTERÍSTICAS DOS CÓDIGOS HAMMER E CITATION

8.2.1 CÁLCULOS NEUTRÔNICOS

Para a obtenção dos parâmetros neutrônicos (distribuição de fluxo e reatividade) são necessários três etapas de cálculos: a) Geração de constantes de multigrupos em uma estrutura fina; b) Geração das constantes de multigrupos em uma estrutura grossa, representativa das várias regiões do reator, e c) Cálculos de difusão, ou transporte, e pesquisa de criticalidade (vide figura 8.1).

A primeira etapa consiste na obtenção de uma biblioteca de dados nucleares em uma estrutura de grupos finos, por exemplo: 30 grupos térmicos e 54 grupos rápidos, para vários isótopos a partir de dados básicos avaliados, como por exemplo o ENDF-B-IV (Evaluated Nuclear Data File). Nesta etapa são empregados programas para processamento de dados nucleares, que em resumo manipulam dados; integram as secções de choque nos grupos; testam a coerência dos dados, e fazem tratamentos especiais nas regiões de ressonâncias; como exemplo o AMPX, NJOY e ETOG. Um ponto a ser considerado nesta etapa é que esta é necessária apenas para a obtenção de bibliotecas de dados, independentes de um reator particular, e acopladas aos programas para cálculos celulares (etapa 2).

A segunda etapa consiste na obtenção das constantes nucleares, como por exemplo Σ_a (secção de choque macroscópica de absorção), $\nu\Sigma_f$ (ν o número médio de nêutrons emitidos por fissão e Σ_f a secção de choque macroscópica de fissão), D (coeficiente de difusão), e Σ_{tr} (secção de choque macroscópica de transporte), em uma estrutura de grupo grossa, usualmente dois, três ou quatro grupos em reatores térmicos, em regiões representativas do reator (combustível, controle, refletor, etc) e para cada estado de queima ("Burnup"). Para a obtenção destas constantes de multigrupo, as regiões do reator são representadas por células unitárias e supercélulas, as quais sejam representativas. Para cada célula, cálculos detalhados da distribuição de fluxo são realizados. As várias secções de choque de multigrupo características dos materiais existentes na célula são calculadas em uma média espacial utilizando-se a distribuição de fluxo como função ponderação. Desta forma, considera-se essencialmente a célula unitária real como uma célula homogênea caracterizada por secções de choques efetivas / 6 /.

A última etapa consiste na análise do núcleo do reator, através da consideração do arranjo típico dos elementos combustíveis deste, incluindo-se os elementos de controle e de reflexão. Nessa análise utiliza-se as secções de choque homogeneizadas das células unitárias, obtidas na etapa anterior, para determinar a distribuição de fluxo e de potência no núcleo do reator.

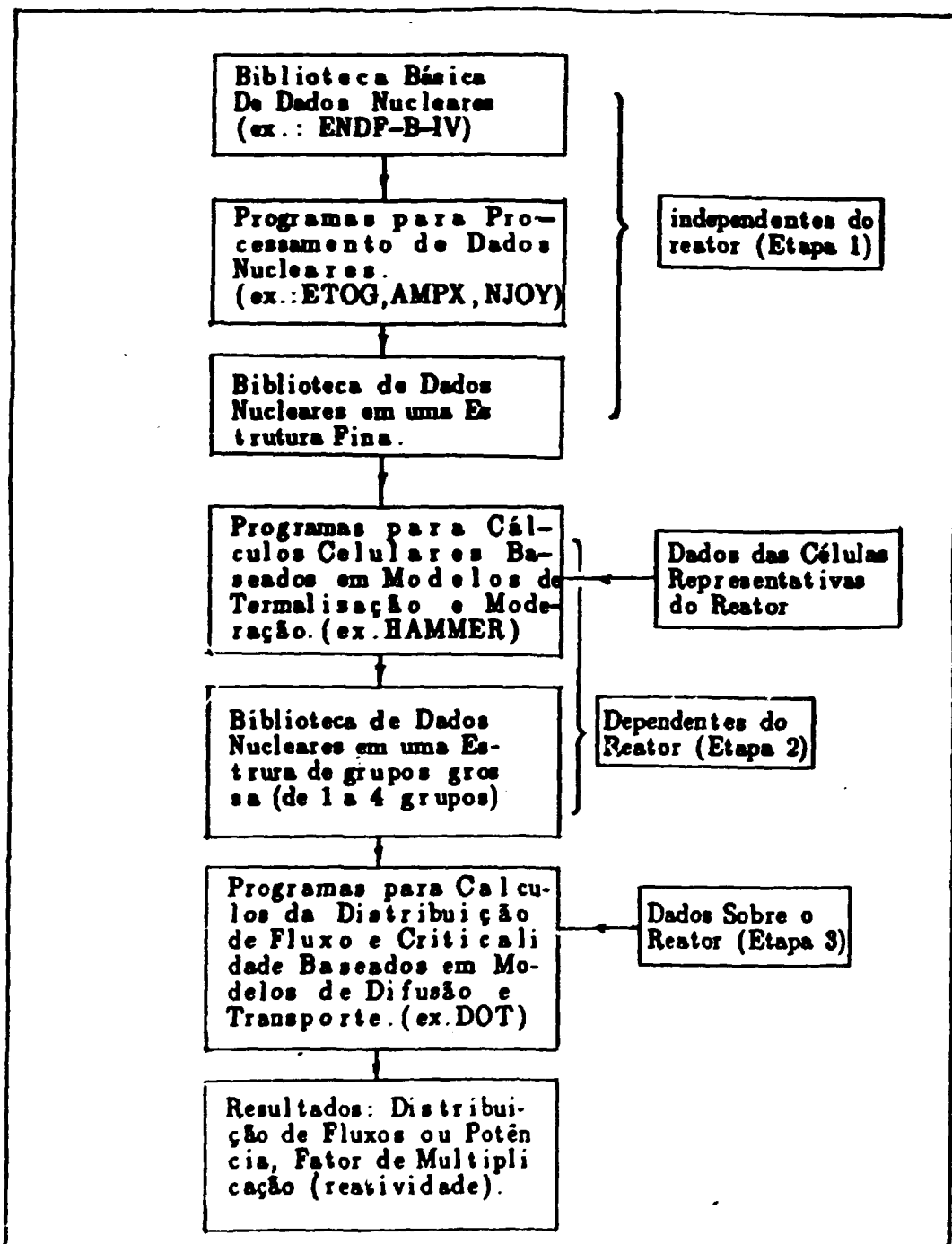


Figura 8.1. Etapas de Cálculo para a Obtenção das Distribuições de Fluxos ou Potência e a Reatividade de um Determinado Estado do Reator (Cálculos Estatísticos).

8.2.2. CARACTERÍSTICAS GERAIS DO CÓDIGO HAMMER E CITATION

8.2.2.1. CÓDIGO HAMMER

O programa HAMMER (Heterogeneous Analysis by Multigroup Methods of Exponentials and Reactors) foi desenvolvido no laboratório de Savannah River Laboratory, por S.E.Swidi e H.C.Honeck. Este programa calcula o comportamento neutrônico pela teoria integral unidimensional de transporte em uma célula do reator, para utilizar o espectro de nêutrons calculado em uma estrutura fina (30 grupos térmicos e 54 grupos rápidos) na geração de secções de choque homogeneizadas nas células, em uma estrutura de 1, 2 e 4 grupos de energia. Além de fornecer as secções de choque homogeneizadas, o código calcula o fator de multiplicação infinito e efetivo, sendo o último calculado a partir do "Buckling" característico do reator.

Este código é uma combinação de cinco sub-programas com funções específicas trabalhando sequencialmente. Os subprogramas existentes são:

- i) Programa CAPN, cuja função é a interpretação dos dados de entrada e a coordenação dos programas subsequentes;
- ii) Programa THERMOS, calcula a distribuição de nêutrons na região térmica, utilizando a teoria integral unidimensional de transporte em uma célula do reator. Este programa utiliza 30 grupos de energia para os seus cálculos, e a distribuição

calculada é utilizada no colapamento em um grupo térmico com energia de corte de 0,625 eV;

iii) Programa HAMLET, calcula a distribuição de nêutrons utilizando também a teoria integral unidimensional de transporte, para um intervalo de energia de 0,625 eV à 10 MeV. Os cálculos são realizados em 54 grupos de energia para o colapamento em uma estrutura de 1 a 3 grupos de energia. As probabilidades de colisões e o espectro de energia durante a moderação são calculados. Em sua saída são fornecidos 3 grupos de secções de choque (10 MeV, 821 KeV, 5,53 KeV e 0,625 eV), dos quais os espectros assintóticos e o buckling da estrutura infinita são determinados.

iv) Programa FLOG, utiliza os dados de saída dos programas anteriores, em 4 grupos de energia, para o cálculo do fator de multiplicação com a utilização do Buckling adequados;

v) Programa DIED, combina os fluxos e as secções de choque obtidas para reproduzir o balanceamento de nêutrons.

Após a realização dos cálculos celulares, para geração das secções de choque homogeneizadas, estas são utilizadas como dados de entrada para o código CITATION.

8.2.2.2. CARACTERÍSTICAS GERAIS DO CÓDIGO CITATION

O programa CITATION foi desenvolvido em Oak Ridge Laboratory por T.B.Fousler, D.R.Voundy e G.M.Cunningham, em 1960. O programa inicial ainda veio a sofrer uma segunda revisão por seus próprios autores em 1971.

O programa CITATION foi elaborado para solucionar a equação de difusão de nêutrons, expressa em multigrupo de energia, pelo método de diferenças finitas, para até três dimensões. Esse programa é bastante geral e inclui problemas de depleção do combustível nuclear, permitindo assim a análise de ciclos combustíveis.

Este programa possibilita o tratamento de geometrias X-Y-Z, θ -R-Z, hexagonal-Z e triangular-Z. Trata ainda de problemas de perturbações de primeira ordem, quando forem fornecidos dados microscópicos e concentrações dos núclídeos.

O método de solução é explícito e as aproximações por diferenças finitas no espaço e tempo têm sido melhoradas. Os problemas de auto-valor do fluxo são solucionadas por iterações diretas na determinação do fator de multiplicação de nêutrons, ou na determinação da criticalidade do sistema pela variação da concentração de núclídeos.

8.3. CÁLCULOS NO REATOR IEA-R1

Para simulação das experiências realizadas no reator IEA-R1 é necessário a discretização do núcleo do reator em pequenas regiões representativas, onde as características físicas sejam repetitivas em outras regiões. A essas pequenas regiões dá-se o nome de células unitárias.

O núcleo do reator IEA-R1 tem a forma de um paralelepípedo e é composto por elementos combustíveis e refletores que são encaixados verticalmente em furos da placa matriz, a qual é suspensa por uma estrutura de alumínio no topo da piscina. Em média um carregamento normal comporta 30 elementos combustíveis formando um arranjo 6x5, sendo que dos 30 elementos, 4 são elementos especiais reservados para a inserção das barras de controle.

O elemento combustível é do tipo MTR (Material Testing Reactor), sendo composto de 18 placas planas paralelas montadas mecanicamente num estojo de alumínio. O elemento de controle é formado por 12 placas combustíveis ocupando a posição central do elemento, sendo as posições do estojo de alumínio destinadas a 2^o e 17^o placas reservadas para inserção de barras de controle/segurança e as placas que antecedem e sucedem a barra absorvedora constituídas somente de alumínio. Além dos elementos combustíveis e de controle, o núcleo do IEA-R1 possui 4 elementos de irradiação, dos quais 3 se localizam na região refletora e um interno ao núcleo. O elemento de irradiação situado dentro do núcleo é composto de 9 placas planas de combustível reunidas em grupos de 4 e 5, nas laterais do elemento e os outros elementos de irradiações são compostos de

grafita e água. Nas figuras 81 e 82 ilustram-se as características do núcleo do IEA-R1.

O reator utiliza dois tipos de combustíveis: i) 20 elementos de fabricação americana com 93 % de enriquecimento, com queimas aproximadas de 38% em U-235, e ii) 5 elementos de fabricação NUKEN com 19,75% de enriquecimento, apresentando queimas da ordem de 27% em U-235. Ainda existe, em fase de testes dois elementos combustíveis (20%) de fabricação do Departamento de Metalurgia Nuclear do IPEN-CNEN/SP, com apenas 2 placas combustíveis nas posições externas do elemento e outro com 10 placas alternadas, ambos com placas de alumínio nas outras restantes posições.

8.3.1. CONSTRUÇÃO DAS CÉLULAS UNITÁRIAS DO REATOR IEA-R1

Basicamente as células unitárias escolhidas para obtenção das secções de choque homogeneizadas de todos os nuclídeos presentes no reator encontram-se na figura 83. Essas células unitárias foram construídas conforme procedimento realizado na referência / 11 /, para todas as regiões existentes no núcleo do reator IEA-R1. Para a obtenção das secções de choque homogeneizadas dessas células utilizou-se o código HAMMER, com exceção da célula 8.3c.

Para regiões onde há a presença de material altamente absorvedor de nêutrons, como por exemplo região de barras de controle, há a necessidade de se construir células maiores, comumente denominadas de supercélulas, onde regiões

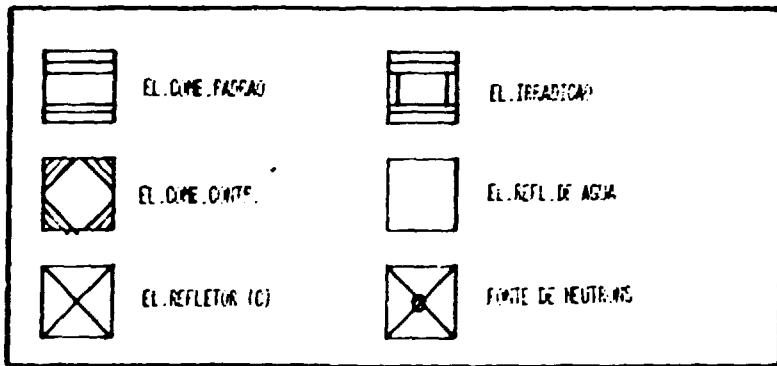
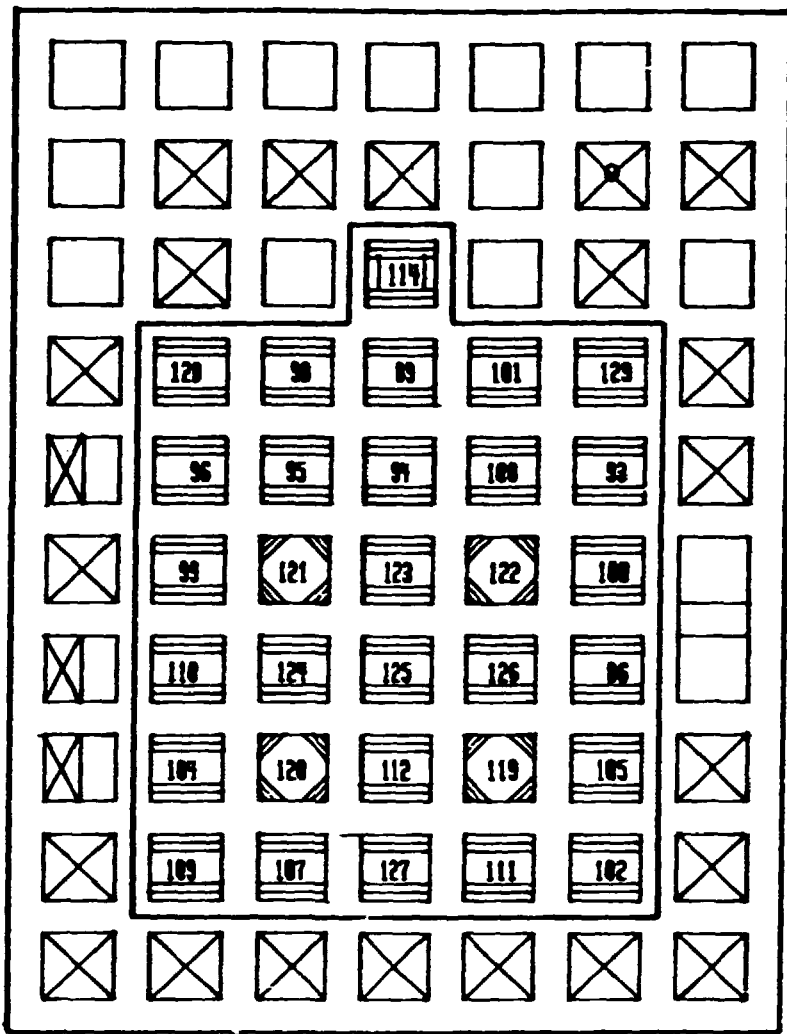


Figura 8.1. Placa Matriz do Reator IEA-R1 (Config.155).

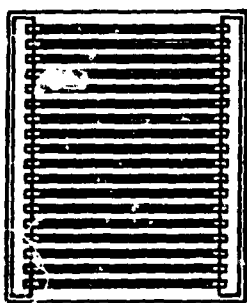


Figura 8.1b.El.Comb.Padraz

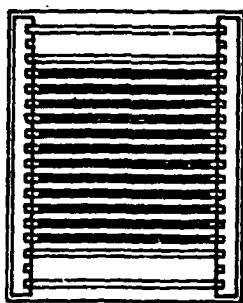


Figura 8.1c.El.Comb.Controle

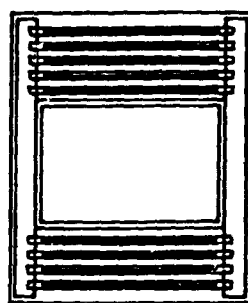


Figura 8.1d.El.Comb.Irradiacao

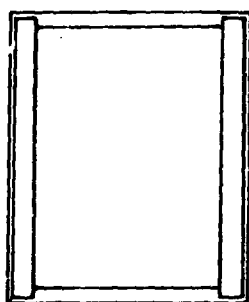


Figura 8.1e.El.Refl.Grafite

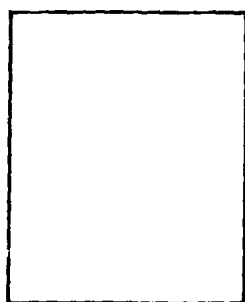


Figura 8.1f.El.Refl.de Agua

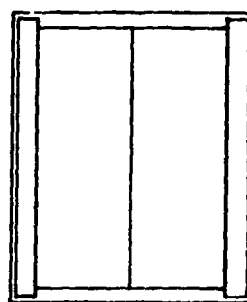


Figura 8.1g.El.Refl.CH2O

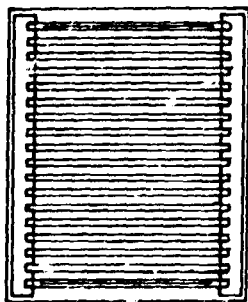


Figura 8.1h.El.Comb. 128

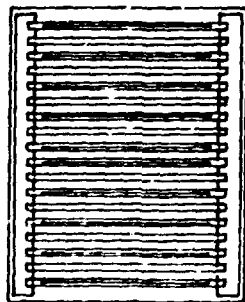


Figura 8.1i.El.Comb. 129

Figura 8.1. Elementos Encontrados no Nucleo do Reator.

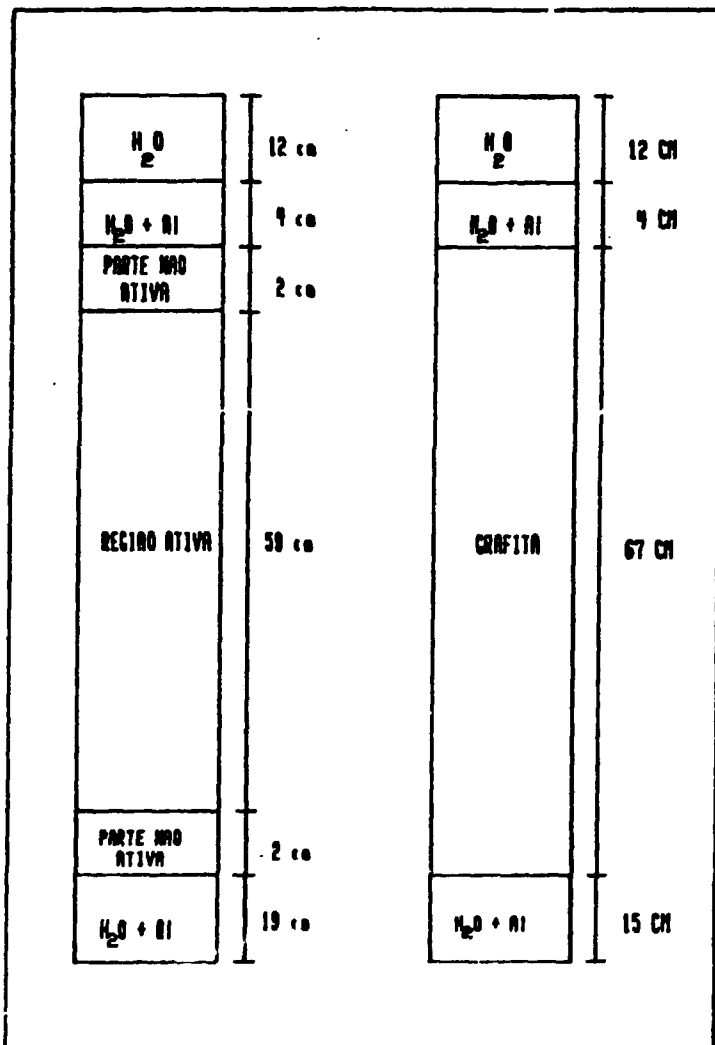


Figura 8.2. Modelagem Axial dos Elementos do Reator IEA-R1.

Figura 8.3a.El.Comb.Padro

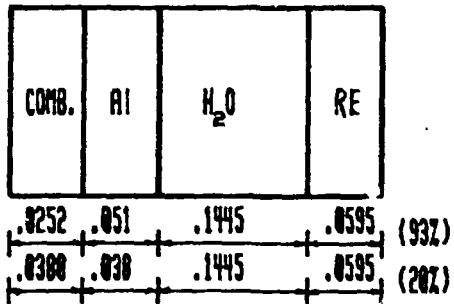


Figura 8.3b.Celulas de Regioes s/ Mat.Comb.

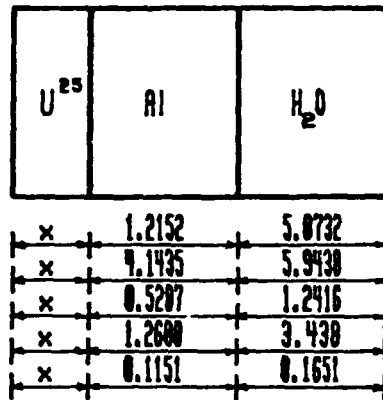


Figura 8.3c.El.Reflector de Grafita

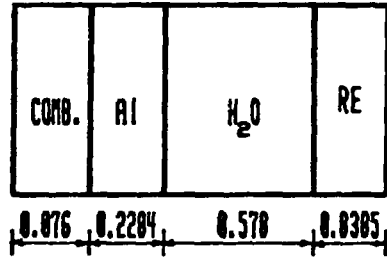
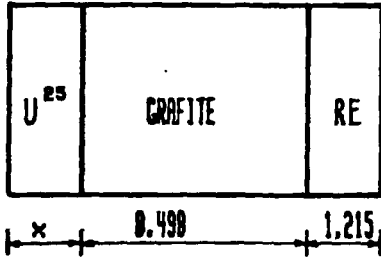


Figura 8.3e.Superclula de Controle

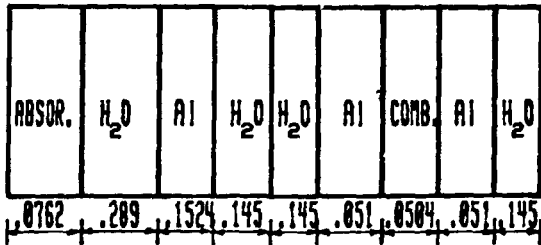
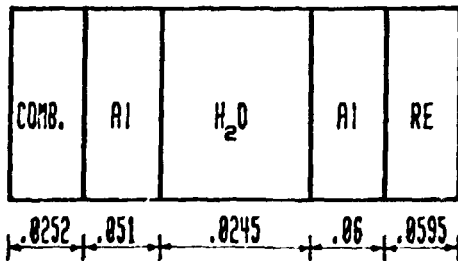


Figura 8.3f.El.Comb.c/ Volume Vazio



Dimensoes em cm

Figura 8.3. Células Unitárias Utilizadas no Código HAMMER.

visinhas são incluídas nessa célula, em consequência da perturbação que o material absorvedor causa na distribuição de fluxo nessas regiões. Para tanto, construiu-se uma supercélula conforme figura 8.3e para obtenção das secções de choque homogeneizadas da região em que se encontra o material absorvedor.

Entretanto, para obter-se as secções de choque dessa região absorvedora, foi necessário a utilização do código HAMMER-TECHION, o qual possui uma biblioteca de secções de choque mais atualizada originada no ENDF/B-IV e V e a possibilidade de homogeneizar parcialmente, ou seja, gerar secções de choque macroscópicas homogeneizadas para diferentes regiões da célula (opção muito importante nos cálculos de células de controle e de veneno queimável) / 23 /.

Além desses problemas, as barras de controle (Ag, In e Cd) devem ter um tratamento diferente porque são constituídas de material fortemente absorvedor de nêutrons e, por essa razão, a teoria de difusão não é aplicável dentro e nas vizinhanças da mesma. Uma vez que o cálculo do fator de multiplicação de um reator é realizado utilizando-se a teoria de difusão, já que para este tipo de cálculo é praticamente inviável a utilização da teoria de transporte, as constantes macroscópicas das barras de controle, geradas com o HAMMER-TECHION (transporte) não podem ser usadas diretamente no CITATION (difusão). Estas constantes devem ser inicialmente ajustadas, para corrigir em parte os erros devido a teoria de difusão. Existem várias metodologias para este tipo de correção necessária das secções de choque e neste trabalho utilizou-se o método de Nordheim-Scaletter, já que a técnica é bastante simples e rápida e fornece resultados razoavelmente satisfatórios /23/.

Para a determinação do coeficiente de reatividade de vazio, foi necessário a construção de mais um tipo de célula unitária, a qual é análoga as células dos elementos combustíveis padrões (fig.3a) acrescida de uma camada de alumínio inserida no meio moderador, como foi feito na realização do experimento (ver capítulo 7). A célula unitária é mostrada na figura 3f.

8.3.2. MODELAGEM DO REATOR IEA-R1 NO CITATION

Os cálculos do reator IEA-R1 foram feitos em três dimensões, geometria X-Y-Z e em dois grupos de energia. O reator foi modelado em X-Y conforme a figura 81a, acrescentando-se elementos refletores de água ao redor do núcleo e no sentido axial, Z, a modelagem foi de acordo com a figura 82. O número de intervalos nas coordenadas foram respectivamente 11 em X, 23 em Y e 10 em Z.

8.3.3. RESULTADOS OBTIDOS PELOS CÓDIGOS HAMMER E CITATION

A partir da construção das células unitárias das diferentes regiões do reator IEA-R1, processou-se o código HAMMER para obtenção das secções de choque macroscópicas e outros parâmetros celulares importantes. Na tabela 8.1 encontram-se valores obtidos a partir de algumas das células descritas anteriormente, para energias rápidas e térmicas.

Com a geração das secções de choque macroscópicas das regiões existentes do reator IEA-R1, processou-se o código CITATION, com um caso onde as barras de controle e segurança foram colocadas nas posições críticas determinadas experimentalmente, obtendo-se um erro na previsão de criticalidade da ordem de 3% ($k_{\text{eff}}=1,03508$). Esse erro não prejudica substancialmente os valores que posteriormente seriam estimados pelo código, pois os parâmetros que se quer determinar ($\partial\rho/\partial z$, α_m e α_v) são obtidos através da observação do fator de multiplicação de um estado perturbado em relação a um estado de referência.

8.3.4. CÁLCULO DA REATIVIDADE DIFERENCIAL E INTEGRAL DE BARRA

Para o cálculo da reatividade diferencial de barra inseriu-se primeiramente as barras nas posições críticas; posições determinadas experimentalmente. Após isso, processou-se vários casos levantando-se a barra a ser calibrada e ajustando-se posteriormente as posições das outras barras para posições críticas.

A reatividade diferencial é obtida a partir da equação de reatividade em função do fator de multiplicação k_{eff} .

$$\rho = \frac{K_{\text{pert}} - K_{\text{ref}}}{K_{\text{pert}}}$$

A reatividade integral de barra é obtida ajustando-se um polinômio aos valores de reatividade diferencial e integrando-se esse polinômio ajustado, conforme procedimento realizado na análise de dados experimentais no capítulo 4.

Os valores encontrados experimental e computacionalmente para as reatividades diferencial e integral da barra BS2, são apresentados na tabela 3.2.

8.3.5. CÁLCULO DO COEFICIENTE DE REATIVIDADE DE TEMPERATURA DO MODERADOR

Para o cálculo de α_m processou-se dois casos: i) um primeiro caso onde as barras foram posicionadas, conforme encontravam-se no início do experimento realizado no IEA-R1, e as temperaturas das células unitárias, assim como de todo o resto do reator, a 27°C; e ii) um segundo caso onde as temperaturas do moderador e refletor de água foram elevadas para 36°C. Tomando-se como referência o fator de multiplicação obtido no primeiro caso, obteve-se a reatividade de realimentação e o coeficiente de reatividade do moderador do sistema, conforme pode ser visto na tabela 8.3.

8.3.6. CÁLCULO DO COEFICIENTE DE REATIVIDADE DE VAZIO

O coeficiente de reatividade de vazio local, α_v , do reator IEA-R1 foi calculado simulando-se a inserção de duas placas de alumínio, conforme realizado na

experiência, nos elementos combustíveis nº 86, 94, 110 e 125.

Para a simulação de inserção de volume vazio, através de placas de alumínio, alterou-se as células unitárias dos elementos combustíveis na região onde inseriu-se as placas, substituindo-se as células normais (fig.3a) por células especiais (fig.3f).

Novamente, processou-se um caso referência, com as barras nas posições críticas e em seguida processou-se os casos simulando as inserções do volume vazio nos elementos combustíveis. Na tabela 84 encontram-se os valores determinados experimental e computacionalmente.

8.4. DISCUSSÃO E CONCLUSÃO

Pela tabela 82 pode-se verificar que o valor total da barra BS2 experimental é de 2493 pcm e o valor previsto por cálculo de 2974 pcm, fornecendo um erro de 19%.

Os resultados para o coeficiente de temperatura do moderador, α_m , foram obtidos com uma variação de $\approx 9^\circ\text{C}$ na temperatura do moderador, sendo o desvio encontrado do valor previsto por cálculo para o obtido experimentalmente de $\approx 7\%$.

Os valores previstos para os coeficientes de vazio locais também apresentaram resultados satisfatórios, com desvios de até no máximo 12%.

Observando-se os resultados acima e os das tabelas 82, 83 e 84 apresentadas, os valores estimados de reatividade, tanto para calibração de barra (reatividade diferencial e integral), quanto para os coeficientes α_m e α_v , pelos códigos HAMMER e CITATION foram subestimados.

Os erros nas previsões dos parâmetros de reatividade são em consequência das incertezas no método de cálculo, mas principalmente devido as incertezas nos valores de queima dos elementos combustíveis que acarreta grandes erros, quando da geração das secções de choque. Entretanto, os valores encontrados ainda são considerados aceitáveis no ponto de vista dos testes físicos de partida.

Um fato que merece ser citado, para evitar que dados errados sejam utilizados por "outrem", é a hipótese recentemente levantada por pesquisadores das Divisões de Física de Reatores e Engenharia do Núcleo do IPEN-CNEN/SP que as informações fornecidas pela referência / 11 / concernentes à composição química dos elementos combustíveis de procedência americana (93% em U-235) não seja correto, ou seja, ao invés de $(U_3O_8)Al$, o cerne seja composto de uma liga de U-Al. Recentes estudos, tendem corrigir estas informações. Entretanto, quando esta dúvida foi aventada o trabalho aqui apresentado já se encontrava finalizado. Mesmo assim, acredita-se que estas diferenças não deverão ocasionar grandes diferenças nas distribuições calculadas.

TABELA 8.1. PARAMETROS NUCLEARES DE ALGUMAS CELULAS

TIPO DE ELEMENTO	$D_1(\text{cm})$	$\Sigma a_1(\text{cm}^{-1})$	$\Sigma R_1(\text{cm}^{-1})$	$D_2(\text{cm})$	$\Sigma a_2(\text{cm}^{-1})$
EC PADRAO (93%)	1,4225	0,09149	0,02644	0,2825	0,0500
EC PADRAO (20%)	1,3329	0,00327	0,02559	0,2826	0,0616
E REFLETOR	1,2742	0,00013	0,00081	1,0659	0,0040
EC CONTROLE	1,1335	0,02030	0,06500	0,2333	0,1925

TABELA 8.2. RESULTADOS ENCONTRADOS PARA CALIBRAÇÃO DE BARRA.

POSICAO DA BARRA (passos)	VALOR DIFERENCIAL (pcm/passos)		VALOR INTEGRAL (pcm)	
	EXPERIMENTAL	CALCULADO	EXPERIMENTAL	CALCULADO
371	3,95	4,61	730,08	1095,3
419	4,31	4,97	928,73	1332,2
465	4,55	5,11	1132,9	1558,9
507	4,66	5,11	1326,7	1768,7
549	4,66	4,95	1522,9	1975,5
592	4,55	4,62	1721,4	2181,0
637	4,31	4,43	1921,1	2388,1
687	3,91	3,89	2127,0	2597,0
738	3,40	3,49	2313,8	2789,6
796	2,77	2,85	2492,8	2974,2

TABELA 8.3. COEFICIENTE DE REATIVIDADE DE TEMPERATURA DO MODERADOR

PARÂMETROS	EXPERIMENTAL	CALCULADO
ΔT ($^{\circ}\text{C}$)	$8,74 \pm 0,37$	9
$\Delta \rho$ (pcm)	$-111,5 \pm 15,2$	- 106,67
α_m (pcm/ $^{\circ}\text{C}$)	$-12,8 \pm 1,8$	-11,85

TABELA 8.4. COEFICIENTES DE REATIVIDADE DE VAZIO LOCAL (α_v)

EC	EXPERIMENTAL ($\times 10^{-4}$)	CALCULADO ($\times 10^{-4}$)
86	$-4,3 \pm 0,6$	- 4,03
94	$-6,6 \pm 0,3$	- 5,80
110	$-3,9 \pm 0,4$	- 3,70
125	$-7,9 \pm 0,5$	- 7,90

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. ARGONNE NATIONAL LABORATORY. Transfer function measurements and reactor stability analysis: proceedings of the conference on ..., Argonne, Ill., May 2-3, 1960. Argonne, Ill., s.d. (ANL-6205).
2. BARHEN, J.; ROTHENSTEIN, W.; TAVIV, E. The HAMMER code system. Palo Alto, CA, Electric Power Research Institute, Oct. 1978. (EPRI-NP-565, Project 709).
3. BENNET, D.J. The elements of nuclear power. London, Longman, 1972.
4. BONILLA, C.F. Nuclear engineering. New York, McGraw-Hill, 1957.
5. CERVONI, C. Identification de paramètres physiques du coeur d'un réacteur nucléaire par méthode dynamique. Orsay, 1981. (These, Université de Paris). (FRNC-TH-1592).
6. DUDERSTADT, J.J. & HAMILTON, L.J. Nuclear reactor analysis. New York, Wiley, 1976.
7. EICHHOLZ, G.G. Environmental aspects of nuclear power. Ann Arbor, Ann Arbor Science, s.d.
8. EL WAKIL, M.M. Nuclear power engineering. New York, McGraw-Hill, 1962.

9. FOELL, W.K. Small-sample reactivity measurements in nuclear reactor. Hinsdale, II, American Nuclear Society, 1972.
10. FOWLER, T.B.; VONDY, D.R.; CUNNINGHAM, C.W. Nuclear reactor core analysis code CITATION. Oak Ridge National Laboratory, 1971. (ORNL-TN-2496-Rev.2).
11. FRANJDLICH, R. Cálculo dos novos parâmetros neutrônicos e termohidráulicos do reator IEA-R1 em consequência da conversão dos elementos combustíveis de alto para baixo enriquecimento em U-235. São Paulo, Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, 1984 (relatório interno).
12. FUGE, R. & ZIEGENBEIN, D. Reactor dynamic perturbation measurement. Nucl. Sci. Eng., 71:309-18,1979.
13. GAMBLE, R.L. Experiments for the Lockheed 10 kW research and training reactor. s.l., Lockheed-Georgia Co., Nuclear Laboratory, s.d.
14. GANDINI, A. Métodos perturbativos para análise de reatores nucleares. Rio de Janeiro, Instituto de Engenharia Nuclear, 1982.
15. GLASSTONE, S & BELL, G.I. Nuclear reactor theory. Huntington, Robert E. Krieger, 1979. p.11-59.
16. GLASSTONE, S. & SESONSKE, A. Nuclear reactor engineering Princeton, N.J., D Van Nostrand, 1967.

17. GLOWER, D.D. Experimental reactor analysis and radiation measurements. New York, McGraw-Hill, 1965.
18. HELENO, O.A.M. V-R-tratamento estatístico de dados em física experimental. São Paulo, Edgard Blucher, 1981.
19. HETRICK, D.L. Dynamics of nuclear reactors. Chicago, University of Chicago Press, 1971. c.8.
20. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Safe operation of research reactors and critical assemblies: 1984 edition. Code of practice and annexes. Vienna, 1984. (Safety series 35).
21. ISBIN, H.S. Introductory nuclear reactor theory. New York, Reinhold, 1963.
22. KEEPIN, G.R. Physics of nuclear kinetics. Reading, Mass., Addison-Wesley, 1965. c.6.
23. KOSAKA, N. Estudo da validação do programa HAMMER-TECHNION para barra de controle do reator tipo PWR. São Paulo, Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, out 1985. (IPEN-Pub-85).
24. LAMARSH, J.R. Introduction to nuclear engineering. Reading Mass., Addison-Wesley, 1977.

25. LAMARSH, J.R. Introduction to nuclear reactor theory. New York, Addison-Wesley, 1966.
26. McCool, W.J.; ROBINSON, R.A.; SCHRADER, E.W.; WEISS, S.H. SM-2 Flexible critical experiments. Nucl. Sci. Eng., 9:47-54, 1961.
27. MOORE, R.V. Nuclear power. London, Cambridge University Press, 1971.
28. MOREIRA, J.L. & LEE, J.C. Space-time analysis of reactor-control-rod-worth measurements. Nucl. Sci. Eng., 86:91, 1984.
29. MOREIRA, J.M.L. Medida de reatividade em tempo real-reatímetro. In: ASSOCIAÇÃO BRASILEIRA DE ENERGIA NUCLEAR: Energia nuclear: anais do 1º congresso geral ..., realizado no Rio de Janeiro, 17-20 de março de 1986. Rio de Janeiro, 1986. p.47-50.
30. NAKATA, H. Um estudo sobre os métodos de cálculo de reatividade de barras de controle em unidades críticas moderadas por grafita. São Paulo, 1976. (Dissertação de mestrado, Instituto de Energia Atômica).
31. ONEGA, R.J. An introduction to fission reactor theory. Blacksburg, VA., University Publications, 1975.
32. PASQUALETTO, H. Comunicação pessoal.
33. PROFIRO, A.E. Experimental reactor physics. New York, Wiley, 1976.

34. SCHMID, L.C. Critical assemblies and reactor research. New York, Wiley-Interscience, 1971.
35. STACEY, W.M. Space-time nuclear reactor kinetics. New York, Academic, 1969. (Nuclear science and technology, 5).
36. SUICH, J & HONECK, R.C. The HAMMER system: heterogeneous analysis by multigroup method of exponentials and reactor. Aiken, S.C., Du Pont de Nemours, Savannah River Laboratory, 1978.
37. TELFORD, A.R.R. Measurements and calculations of the fuel temperature coefficient of reactivity for the Hinkley point "B" advanced gas-cooled reactor. Nucl. Technol., 56:33-9, 1982.
38. THOMPSON, T.J., ed. & BECKERLEY, J.G., ed. The technology of nuclear reactor safety. Cambridge, Mass., Massachusetts Institute of Technology, 1964, v.1.
39. TOPPEL, B.J. sources of error in reactivity determinations by means of asymptotic period measurements. Nucl. Sci. Eng., 5:88, 1959.
40. UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Code of Federal Regulation. Title 10 - energy. Part 50: Domestic licensing of production and utilization facilities. Charleston, S.C., Datamation, 1968. (10 CFR).

41. UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Regulatory guide 1.68: Initial test programs for water-cooled nuclear power plants. Washington, D.C., Aug. 1978.

43. WOODS, J.J. & WILSON, T.L. Comparison of temperature coefficient calculations with measurements in PWR's. Trans. Am. Nucl. Soc. 30:713-715, 1978.

44. KERR, R.A., FREEMAN, T.R., LUCOFF, D.M. A method of measuring and evaluating the temperature coefficient in the at power condition. Trans. Am. Nucl. Soc. 30:712-713, 1978.

45. Manual on the use of thermocouples in temperature measurement. ASTM STP 470B. American Society for testing and materials. 1981.

APÊNDICE 1. REATÍMETRO DIGITAL DO IPEN

A1.1. INTRODUÇÃO

Um dos principais parâmetros físicos para uma operação segura em um reator nuclear é a reatividade do sistema. Esse parâmetro fornece quantitativamente o estado de criticidade do reator, dando condições aos operadores procederem de forma a satisfazer as normas de segurança / 40,41 /.

Os sistemas de inserção e controle de reatividade devem ser checados e testados periodicamente, principalmente após o recarregamento de combustível no núcleo do reator. Os valores característicos de cada sistema de controle de reatividade são determinados através de um Programa de Testes Iniciais, necessários para o licenciamento da usina (cf apêndice 2).

Para a medida de reatividade de um sistema existem várias técnicas precisas, que requerem equipamentos sofisticados e bases teóricas que demandam um tempo muito longo de análise. Entretanto, para medições rápidas e rotineiras, a melhor técnica é a que envolve a solução da equação de cinética inversa /29/, a qual possibilita a determinação experimental de reatividade em tempo real.

A obtenção experimental de reatividade em tempo real é feita utilizando-se um sinal oriundo da instrumentação do núcleo do reator, o qual alimenta um computador que resolve a equação de cinética inversa. Os computadores utilizados para a resolução dessa equação podem ser analógicos ou digitais. No primeiro caso, os computadores possuem circuitos eletrônicos cujas equações que descrevem estes circuitos são análogas às equações que solucionam as equações matemáticas da teoria de cinética inversa. No segundo caso, a equação de cinética inversa pode ser solucionada numericamente e o algoritmo introduzido em microcomputadores comuns, através de programas computacionais.

Devido a facilidade de realizar alterações no programa computacional, para adaptar o reatímetro digital a diferentes situações de aquisição e tratamento de dados, a utilização de um reatímetro digital facilita razoavelmente o seu manuseio e obtenção experimental da reatividade.

Em Angra-I, usina nuclear brasileira instalada em Angra dos Reis, os sistemas de controle de reatividade do núcleo, durante o programa de testes iniciais, são checados através da utilização de um reatímetro analógico, alugado da Westinghouse.

Em consequência do alto custo do aluguel cobrado pela Westinghouse, para a utilização de seu reatímetro por parte de Furnas, e a importância que esse instrumento de medida tem, quando da realização do programa de testes iniciais, o departamento de tecnologia de reatores do IPEN-CNEN/SP decidiu, a pedido de Furnas, desenvolver e confeccionar um reatímetro digital inteiramente

nacional. Esse reatímetro digital, após a sua confecção, foi testado em Angra-I, durante a realização do programa de testes de partida do 2º ciclo combustível, em outubro de 1986. Para verificação do desempenho do reatímetro digital brasileiro em medidas de reatividade, este instrumento realizou as medidas em paralelo com o reatímetro da Westinghouse, e os resultados obtidos pelos dois reatímetros são mostrados e discutidos no apêndice 2.

A1.2. DESCRIÇÃO DO REATÍMETRO DIGITAL

O reatímetro digital 009-NC/1-IPEN é composto de uma interface analógica-digital (A/D) de 12 bits, a qual conecta os sinais oriundos da instrumentação externa ao núcleo a um microcomputador digital. Na figura A1.1 é ilustrado um diagrama esquemático de operação desse aparelho.

Antes dos sinais da instrumentação nuclear chegarem a interface A/D, estes passam por um módulo eletrônico, o qual possibilita não só a comunicação do microcomputador com a instrumentação nuclear, como também com os registradores gráficos $x-t$ e $x-y$.

O módulo eletrônico é composto por um picoamperímetro de escala automática, um conversor A/D de 12 bits, um conversor D/A de 10 bits, um multiplexer com capacitor variável, um microprocessador e uma interface RS 232 C. Na figura A1.2 encontra-se um diagrama de blocos do módulo eletrônico.

O sinal de corrente oriundo de uma câmara de ionização, que o módulo eletrônico utiliza, deve estar em uma faixa entre 3×10^{-10} a 10^{-6} ampères que alimenta um picoamperímetro interno, o qual fornece uma tensão de saída de 0 a 10 volts. Todo o controle é feito através de um microprocessador interno. O sinal de entrada pode ser também já na forma de tensão de 0 a 10 volts, não havendo a necessidade de utilização do picoamperímetro interno, o qual é desligado através de um interruptor.

Através de um sinal oriundo de um microcomputador externo, o microprocessador interno decodifica essa instrução e inicializa a aquisição de dados do picoamperímetro. O multiplexer determina a informação desejada através da seleção dos canais de tensão 1, 2 e 3 ou dos canais de corrente 1 e 2. Após a aquisição dos dados pelo microcomputador, o reatímetro fornece sinais em 4096 canais através da interface A/D para um microcomputador externo, o qual calcula a reatividade do sistema em tempo real, através da solução numérica da equação de cinética inversa.

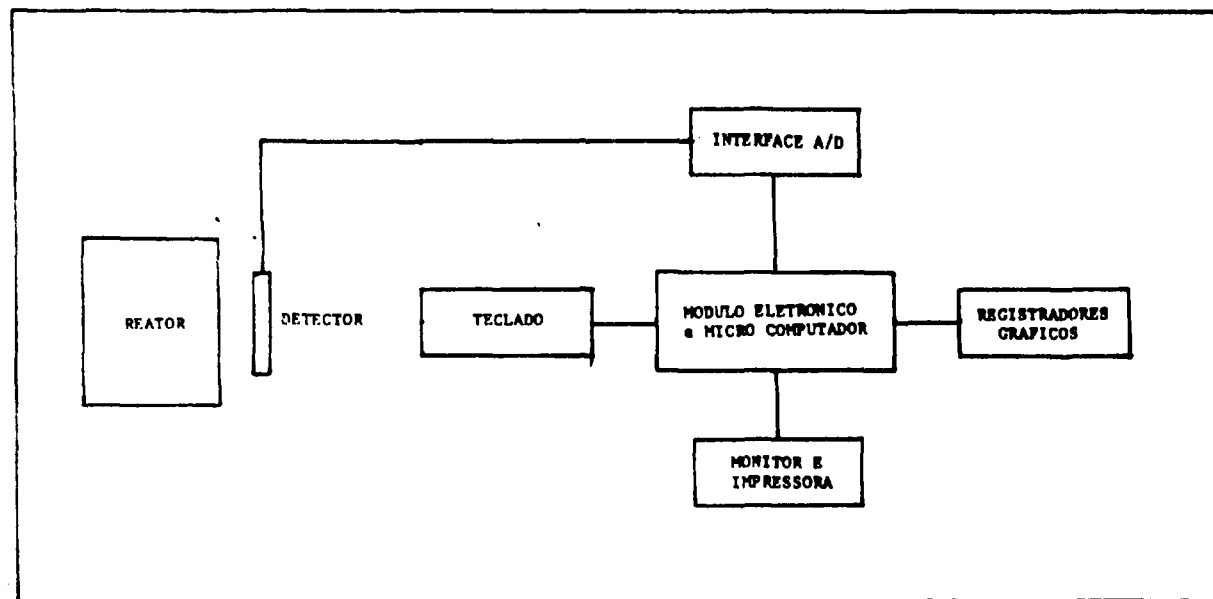


Figura A1.1. Diagrama Esquemático de Operação do Reatímetro.

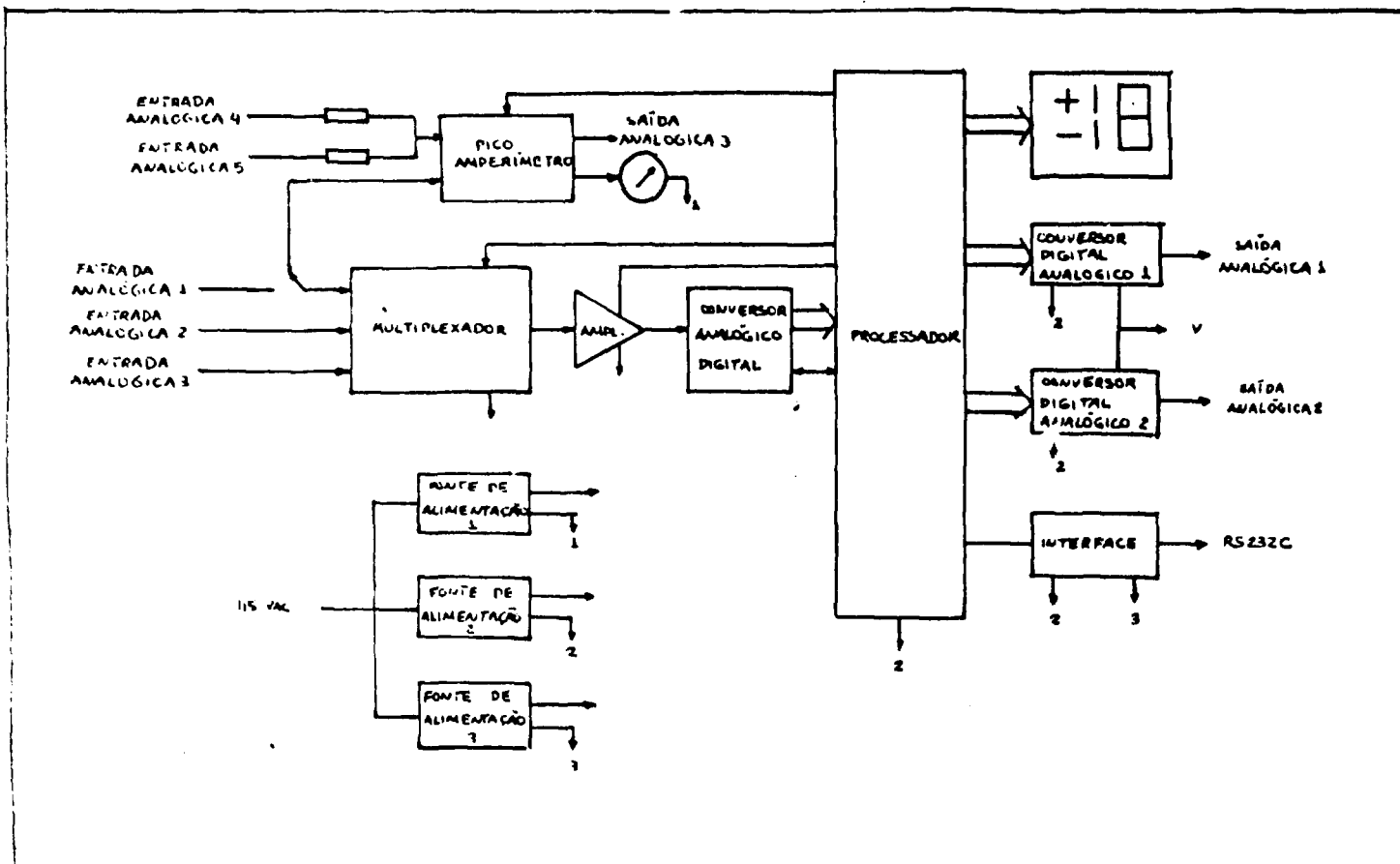


Figura A1.2. Diagrama Esquemático do Módulo Eletrônico do Reatímetro.

A1.3. RESOLUÇÃO NUMÉRICA DA EQUAÇÃO DE CINÉTICA INVERSA

A reatividade do sistema é obtida através da solução numérica da equação de cinética inversa, dada por

$$\rho(t) = \beta + \Lambda \frac{\dot{n}(t)}{n(t)} - \frac{1}{n(t)} \sum_{i=1}^6 \lambda_i \beta_i \int_{-\infty}^t n(t') e^{\lambda_i(t'-t)} dt' \quad (A1.1)$$

onde $\rho(t)$ é a reatividade, β é a fração efetiva de nêutrons atrasados, β_i é a fração de nêutrons atrasados do grupo i , $n(t)$ é o fluxo de nêutrons, λ_i é a constante de decaimento do grupo i e Λ é o tempo de geração de nêutrons prontos.

A solução da equação (A1.1) é obtida assumindo-se que $n(t)$ ou o sinal digital vindo do módulo eletrônico pode ser interpolado entre dois pontos medidos sucessivamente e que a integral existente nessa equação possa ser resolvida em um instante de tempo usando os resultados obtidos em um tempo prévio. A resolução da equação (A1.1) é feita através de um programa escrito em FORTRAN-80 CP/M e implantado no microcomputador externo conectado ao módulo eletrônico.

Após as modificações realizadas, a segunda versão do reatímetro foi novamente testada em Angra-I, durante o programa de testes físicos de partida do 2º ciclo de combustível. Para comparação e por precaução ainda foi alugado o computador de reatividade analógico da Westinghouse, que foi utilizado em paralelo com o reatímetro digital do IPEN. Os resultados do desempenho do reatímetro digital 009-NC/1-IPEN, em comparação com os resultados previstos por Furnas e KWU e com os obtidos pelo reatímetro da Westinghouse são apresentados no apêndice 2.

O reatímetro digital do IPEN também foi testado em várias oportunidades no reator IEA-R1, demonstrando boa adequacidade na medição de reatividade nesse reator, mesmo tendo apresentado alguns problemas de instabilidade devido à ruídos eletrônicos existentes nos sinais oriundos da mesa de controle.

Neste trabalho, o reatímetro digital 009-NC/1-IPEN foi utilizado para obtenção da reatividade do sistema durante a realização dos experimentos descritos nos capítulos 6 e 7.

A1.4. DESEMPENHO DO REATÍMETRO DIGITAL

A primeira versão do reatímetro digital do IPEN-CNEN/SP diferencia em vários aspectos da versão atual deste instrumento: i) possuía apenas 256 canais para tratamento dos dados no cálculo da reatividade; ii) possuía saídas unicamente no monitor de vídeo e impressora; e iii) continha apenas uma via de entrada de dados, não podendo ser analisado outros parâmetros além da potência do reator.

Em 30/08/85 e 18/12/85 o reatímetro do IPEN foi testado na usina nuclear Angra-I, com a intenção de verificar o funcionamento do instrumento e, após uma série de testes, chegou-se as seguintes conclusões : i) os 256 canais eram insuficientes para a precisão requerida; ii) havia a necessidade do desenvolvimento de um conversor digital-analógico para a saída da reatividade em registradores x-t e x-y; e iii) uma modificação no hardware do reatímetro deveria ser feita para possibilitar a aquisição de outros parâmetros de interesse, além da potência do reator para o cálculo da reatividade.

A primeira recomendação, a de aumentar o número de canais, já estava nos planos do IPEN e as alterações citadas tanto para o conversor digital-analógico, como para o hardware foram realizadas posteriormente. Atualmente, o reatímetro possui 4096 canais, um conversor digital-analógico de 10 bits e entrada para aquisição de até três parâmetros independentes.

A equação de cinética inversa é resolvida por meio de um processo de marcha, i.e., o resultado em um instante t qualquer é baseado em uma fórmula de recorrência, onde são conhecidos os resultados em instantes anteriores. A função amplitude $n(t)$ é um parâmetro externo conhecido ao longo do tempo até o instante t , pois é proporcional aos sinais dos detectores dentro do núcleo.

Discretizando-se a variável tempo da equação (A1.1) em um instante t_k tem-se

$$\rho(t_k) = \beta + \frac{\Lambda}{n(t_k)} \left. \frac{d n(t)}{dt} \right|_{t_k} - \frac{1}{n(t_k)} \sum_{i=1}^6 \lambda_i \beta_i f_i(t_k) \quad , \quad (A1.2)$$

onde

$$f_i(t_k) = e^{-\lambda_i t_k} \int_{-\infty}^{t_k} n(t) e^{\lambda_i t} dt \quad . \quad (A1.3)$$

A integral $f_i(t_k)$ pode ser escrito em termos de $f_i(t_{k-1})$ no instante anterior

$$f_i(t_k) = f_i(t_{k-1}) e^{-\lambda_i(t_k - t_{k-1})} + J_i(t_k) \quad , \quad (A1.4)$$

onde

$$J_i(t_k) = \int_{t_{k-1}}^{t_k} n(t) e^{-\lambda_i(t_k - t)} dt \quad . \quad (A1.5)$$

Dessa forma, a reatividade é obtida em cada instante t_k , baseada nos resultados de $f_i(t_{k-1})$, da integral $J_i(t_k)$, de $n(t_k)$ e $dn(t)/dt$. Para resolver a integral $J_i(t_k)$ e o termo $dn(t)/dt$ assume-se que a função amplitude $n(t)$ possa ser interpolada no intervalo (t_k, t_{k-1}) . No algoritmo externo do reatímetro utiliza-se uma interpolação linear a qual, por ser mais simples, permite um processamento mais rápido por parte do microcomputador, produzindo um resultado com um segundo de defasagem no tempo, em consequência do tempo necessário para o processamento das equações acima.

Para o funcionamento do reatímetro, alguns parâmetros devem ser introduzidos antecipadamente no software do reatímetro. Os dados de entrada são os parâmetros cinéticos Λ , β_i , $\bar{\beta}$ e λ_i do reator. Esses parâmetros são dependentes das condições do reator (histórico de potência, massa de combustível, etc) e são determinados antecipadamente através de cálculos teóricos / 6 /. Deve-se também inserir-se o intervalo de tempo, Δt , de aquisição de dados e, no caso do sinal de entrada ser na forma de pulsos, o tempo morto do detector, dados de controle de entrada do sinal e saída dos resultados.

A1.5 - DISCUSSÃO E CONCLUSÃO

Com os testes realizados tanto em Angra-I, como também no reator IEA-R1, pôde-se verificar o bom desempenho do reatímetro digital 009-NC/1-IPEN, demonstrando que este instrumento é apropriado em medidas de reatividade em reatores nucleares e que este pode substituir plenamente o reatímetro analógico da Westinghouse nos próximos ciclos combustíveis de Angra-I.

Entretanto, para não haver problemas de instabilidade do instrumento, como observado em alguns testes realizados no reator IEA-R1, os sinais oriundos dos detectores externos ao núcleo não devem conter ruídos eletrônicos apreciáveis. Para evitar este tipo de problema, os detectores utilizados para fornecerem os sinais que alimentam o reatímetro, devem ser independentes do controle do reator, não passando pela mesa de controle antes de serem conectados ao reatímetro.

O tempo de aquisição de dados do reatímetro é um parâmetro ajustável e que deve ser fornecido antecipadamente. Entretanto, verificou-se que o valor mínimo possível para essa variável é de 0,5 segundos. Valores de até 0,4 segundos podem ser utilizados, mas já começa a ser observado um comprometimento no processamento de dados, devido a aquisição de valores errados por parte do reatímetro.

O reatímetro apresenta também problemas de diminuição de sua resolução, quando o sinal oriundo do detector, em forma de corrente, é positivo. Esse problema entretanto já está sendo solucionado pelo divisão de instrumentação e controle.

Provavelmente, pequenas modificações ainda serão realizadas no reatímetro digital do IPEN, visando melhorar ainda mais o bom funcionamento e a praticidade desse instrumento em medidas de reatividade.

APÊNDICE 2. TESTES FÍSICOS DE PARTIDA DE ANGRA-I EM BAIXA POTÊNCIA

A2.1. INTRODUÇÃO

Em usinas nucleares do tipo PWR (Pressurized Water Reactor) as paradas do reator, para recarga de combustível e manutenção da instalação, frequentemente são anuais. Vários parâmetros nucleares assumem valores diferentes com a inserção de novos elementos combustíveis no núcleo do reator e esta alteração causa, conseqüentemente, variações no comportamento dinâmico e na eficiência dos sistemas de controle de reatividade.

Através de cálculos pode-se prever o novo comportamento do núcleo, bem como dos sistemas de controle de reatividade. Entretanto, medidas experimentais de alguns parâmetros físicos do reator são fundamentais para segurança e, por isso, é realizado, logo após o recarregamento de combustível, uma série de testes físicos visando principalmente a: i) comprovar o desempenho da usina, dentro dos parâmetros especificados pelo projeto; ii) efetuar ajustes e otimizar o funcionamento de equipamentos e sistemas da instalação; e iii) validar a metodologia de cálculo utilizada no projeto na previsão do comportamento do reator.

O programa de testes iniciais é subdividido em testes pré-operacionais e testes de partida. Os testes pré-operacionais consistem na verificação de toda a instalação e das condições dos sistemas e componentes, através de testes e inspeções. Os testes de partida consistem em atividades realizadas durante e após o recarregamento de combustível. Esses testes são subdivididos em testes de pré-criticalidade, criticalidade inicial, testes em baixa potência e testes de ascensão de potência.

O programa de testes de partida é planejado para demonstrar a eficiência de estruturas, sistemas e componentes que são usados durante as operações normais da usina e para condições de mal funcionamento de sistemas ou possíveis acidentes. A sequência dos testes são ordenados de forma que a segurança da usina nunca seja totalmente dependente do desempenho de estruturas, sistemas e componentes ainda não testados.

Para a realização desses testes, são confeccionadas rotinas e procedimentos experimentais, visando principalmente a direcionar, organizar e otimizar os testes, além de manter uma boa margem de segurança, durante a realização desses testes. Usualmente, as rotinas experimentais são confeccionadas em um período compreendido entre 3 a 9 meses antes do início previsto para o recarregamento.

Crítérios de aceitação /20/, baseados em cálculos teóricos do desempenho da usina, acidentes e transientes de potência, são incluídos ao final de cada procedimento e, no caso dos resultados obtidos nos testes não venham a ser

satisfatórios, procedimentos alternativos, visando a soluções dos problemas encontrados, são descritos.

Os principais sistemas de controle de reatividade do núcleo de Angra-I são o sistema de diluição de boro no moderador e o sistema de barras (bancos) de controle. Esses sistemas são os responsáveis pela potência e segurança do reator.

A2.2. TESTES FÍSICOS EM BAIXA POTÊNCIA DE ANGRA-I

Atinvida a criticalidade inicial do novo núcleo do reator dá-se início aos testes em baixa potência. Entende-se por baixa potência, potência menor que 5% da potência nominal da usina. Os principais testes realizados nessa fase são:

- i) Determinação da faixa de potência para realização de testes;
- ii) Determinação da concentração crítica de boro;
- iii) Valores dos bancos de controle;
- iv) Coeficiente de reatividade de temperatura do moderador;
- v) Determinação da distribuição de fluxo de nêutrons;
- vi) Avaliação da radiação de nêutrons e de gamas.

A maioria dos testes realizados nessa etapa depende fundamentalmente do acompanhamento e observação do fluxo de nêutrons (ou Potência) e da reatividade do sistema. Esse acompanhamento é feito utilizando-se um instrumento medidor de

reatividade, um reatímetro (analógico ou digital). Furnas, órgão responsável por Angra-I, vinha utilizando um reatímetro da Westinghouse para o acompanhamento dos testes iniciais, com o desenvolvimento do reatímetro digital do IPEN-CNEN/SP (cf. apêndice 1), Furnas decidiu utilizá-lo para testes de verificação de seu desempenho na medida de reatividade.

O reatímetro digital 009-NC/1-IPEN acompanhou os testes físicos de partida em baixa potência em paralelo com o reatímetro analógico da Westinghouse e, a verificação da adequacidade do reatímetro do IPEN, no cálculo de reatividade, foi feita comparando-se os resultados obtidos entre os reatímetros utilizados e com os obtidos por códigos computacionais por Furnas e KWU.

Em janeiro de 1986, Angra-I foi desligada para recarregamento de combustível e manutenção geral dos equipamentos e instalação. A recarga do 2º ciclo foi completada em meados de abril e a criticalidade inicial do reator ocorreu no início de outubro. Em meados desse último mês, deu-se início aos testes físicos em baixa potência, dos quais nos seguintes testes necessitaram dos reatímetros digital e analógico:

- i) Determinação da faixa de potência para realização de testes;
- ii) Determinação da concentração crítica de boro;
- iii) Valores dos bancos de controle;
- iv) Coeficiente de reatividade de temperatura do moderador;

Os procedimentos de cada um dos testes acima, bem como os resultados obtidos pelos reatímetros do IPEN e da Westinghouse são mostrados a seguir.

A2.3. PROCEDIMENTOS EXPERIMENTAIS

Em razão da impossibilidade, por parte da usina, de fornecer dois sinais independentes para alimentação dos reatímetros do IPEN e da Westinghouse, para não prejudicar a monitoração de segurança do núcleo, o reatímetro do IPEN foi acoplado no painel traseiro do reatímetro da Westinghouse, o qual fornecia em sua saída sinais em forma de tensão de 0 a 10 volts, proporcionais aos sinais que este último recebia dos detectores externos do núcleo. O diagrama de blocos da figura A2.1 mostra de forma esquemática a fluência normal de dados durante os testes realizados.

A2.3.1. DETERMINAÇÃO DA FAIXA DE TESTES FÍSICOS EM BAIXA POTÊNCIA

O objetivo deste teste é a determinação da faixa de potência em que o reator será operado, quando da realização dos testes físicos em baixa potência. A faixa de potência deve ser tal que os efeitos de realimentação do reator não venham a interferir significativamente na reatividade do sistema.

A faixa de potência é obtida através da determinação inicialmente do nível de potência onde os efeitos de realimentação começam a ser observados. A esse nível de potência dá-se o nome de ponto de adição de calor nuclear.

A determinação desse ponto de adição de calor nuclear é feita inserindo-se uma reatividade positiva no núcleo, através da movimentação de um banco de controle, e observando-se a evolução da potência e da reatividade, fornecidos pelos reatímetros no registrador gráfico. O ponto de adição de calor é obtido quando nota-se uma variação na forma exponencial do transiente de potência, além de um decréscimo na reatividade do sistema. Na figura A2.2 ilustra-se a determinação do ponto de adição de calor através da observação do registrador x-t. Com a determinação do ponto de adição de calor nuclear, considera-se que a faixa de potência para realização dos testes físicos encontra-se de uma à duas décadas abaixo do ponto encontrado.

Os pontos de adição de calor nuclear e as faixas de potência encontrados com a utilização dos reatímetros do IPEN e da Westinghouse são apresentados na tabela A2.1. O valor do ponto de adição de calor é dado em ampères, correspondente ao valor de corrente encontrado no picoamperímetro, que recebe os sinais dos detectores do núcleo e alimenta o reatímetro analógico.

A2.3.2. DETERMINAÇÃO DA CONCENTRAÇÃO CRÍTICA DE BORO

O controle de reatividade do núcleo usualmente utilizado em reatores nucleares do tipo PWR, como o de Angra-I, é feito através de dois sistemas independentes: o sistema de diluição de boro no moderador e o sistema de barras (bancos) de controle. Como mencionado no capítulo 4, o sistema de diluição de

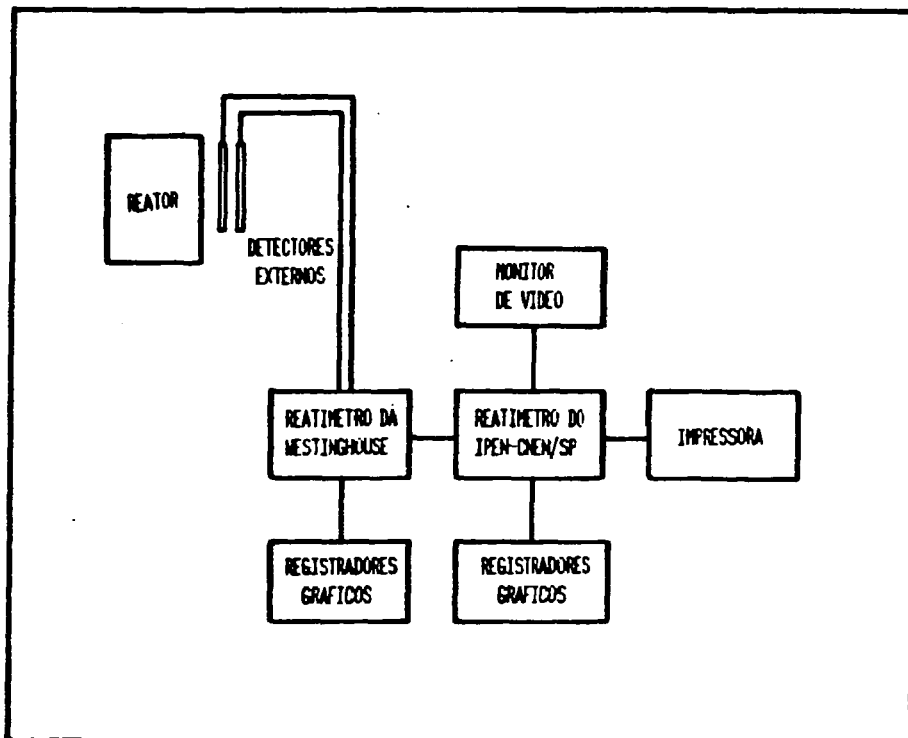


Figura A2.1. Fluencia Normal de Dados Durante os Testes em Angra-I.

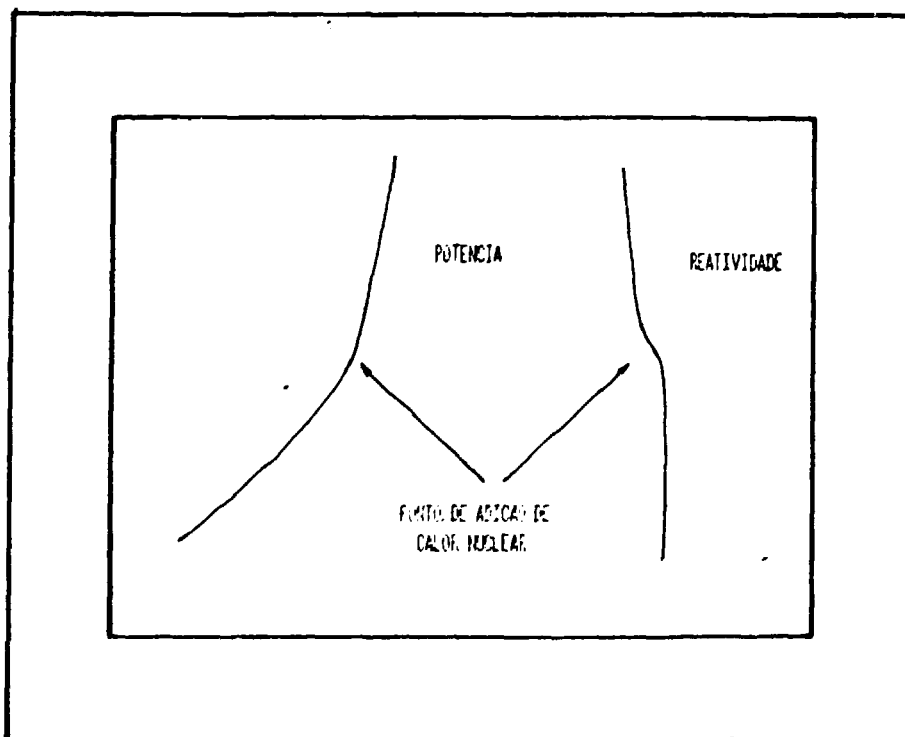


Figura A2.2. Determinacao do Ponto de Adicao de Calor Nuclear.

boro geralmente é utilizado como um "ajuste grosso" do nível de potência, enquanto o sistema de barras de controle é utilizado como um "ajuste fino". As vantagens do sistema de diluição de boro são: i) devido o boro poder ser diluído uniformemente no núcleo, não altera significativamente o formato do fluxo de nêutrons, possibilitando uma previsão mais precisa dos valores de queima do combustível por parte de códigos computacionais; ii) ser utilizado para manter a criticalidade do reator durante os transientes de xenônio, queima de combustível e aumento das concentrações dos produtos de fissão durante a vida do núcleo; iii) como as barras de controle e os mecanismos de acionamento dessas barras são caros, o uso de boro no controle de reatividade constitui em uma diminuição substancial de custos.

A determinação da concentração crítica de boro é feita inserindo-se totalmente um dos bancos de controle no núcleo e, após a criticalização do sistema através da variação da diluição de boro no moderador, retira-se, em intervalos de passos pequenos, o banco originalmente inserido e vai-se compensado o excesso de reatividade, indicado pelos reatímetros, aumentando-se a concentração de boro no moderador. Esse procedimento é repetido até total retirada do banco de controle e para os outros bancos de controle existentes. Na figura A2.3 é mostrada a variação de reatividade do núcleo ao longo desse teste.

A concentração crítica de boro é determinada através da medida da concentração de boro (em ppm) no moderador, quando o banco de controle encontra-se totalmente retirado do núcleo. Os valores encontrados experimentalmente e estimados computacionalmente das concentrações críticas de boro para várias situações de bancos de controle são mostrados na tabela A2.2.

TABELA A2.1. PONTO DE ADIÇÃO DE CALOR NUCLEAR E FAIXA DE POTÊNCIA

	WESTINGHOUSE	IPEN-CNEN/SP
PONTO DE ADIÇÃO	7×10^{-7}	6×10^{-7}
FAIXA DE TESTES	7×10^{-9} a $3,5 \times 10^{-7}$	8×10^{-10} a 4×10^{-7}

TABELA A2.2. DETERMINAÇÃO DAS CONCENTRAÇÕES CRÍTICAS DE BORO.

POSIÇÃO DOS BANCOS	NUKEN	FURNAS	MEDIDO
RETIRADOS	1515	1501	1504
BANCO D INSERIDO	1431	1414	1434
C + D INSERIDOS	1279	1252	1289
B + C + D INS.	1166	1140	1181
A + B + C + D	947	912	971

A2.3.3. MEDIDA DE VALOR DE BANCOS DE CONTROLE

Os bancos de controle em Angra-I têm a função de ajustar a criticalidade do reator, inserindo pequenos valores de reatividade. Entende-se por medida de valor de banco a determinação da reatividade integral desse banco.

O procedimento para a determinação do valor de banco segue de forma inversa o da determinação da concentração crítica de boro: o banco a ser medido encontra-se totalmente retirado e, após a criticalização, insere-se o banco uns poucos passos; a reatividade negativa é compensada através da diminuição da concentração de boro no meio moderador.

Com o auxílio do registrador gráfico $x-t$ obtém-se graficamente a reatividade do sistema através do reatímetro digital. O formato do gráfico obtido nessa medida assemelha-se muito ao obtido na determinação da concentração crítica de boro (fig.A2.3). Na tabela A2.3 encontram-se os valores obtidos de reatividade integral dos bancos de controle A, B, C e D.

A2.3.4. MEDIDA DO COEFICIENTE DE REATIVIDADE DE TEMPERATURA ISOTÉRMICO E DO MODERADOR

O coeficiente de reatividade de temperatura isotérmico é definido como sendo a variação de reatividade do sistema por unidade de variação global do reator. A variação de temperatura do sistema é feita através da utilização do sistema de desvio e liberação de vapor. Com esse sistema pode-se resfriar e aquecer o núcleo do reator com uma taxa da ordem de $5\text{ }^{\circ}\text{C/hr}$.

Para a determinação do coeficiente de reatividade, os sinais de reatividade e temperatura média do sistema são monitorados e grafados em um registrador x-y (x e y correspondendo respectivamente a temperatura e a reatividade). As variações da temperatura média do moderador são em torno de $2\text{ }^{\circ}\text{C}$. O fluxo neutrônico normalmente nessa operação atinge um valor maior que 90% da escala, antes de ser atingido a variação de temperatura desejada. Para evitar que haja mudança de escala, o que atrapalharia no cálculo de reatividade dos reatímetros, e que o nível de potência não viesse a atingir o ponto de adição de calor, insere-se um dos bancos de controle para retornar o fluxo de nêutrons a 30% da escala. Esse tipo de procedimento causa um descontinuidade no gráfico de temperatura x reatividade, conforme pode ser observado na figura A2.4. O coeficiente isotérmico é obtido tomando-se a média das inclinações das duas curvas obtidas.

O coeficiente de reatividade de temperatura do moderador pode ser obtido considerando-se que o coeficiente isotérmico equivale a soma de dois coeficientes: o de moderador e o de combustível, ou seja

$$\alpha_{iso} = \alpha_{T_m} + \alpha_{T_c} \quad (A2.1)$$

Devido a boa precisão nos cálculos computacionais realizados pela KWU e a dificuldade de se obter experimentalmente α_{T_c} , assume-se o valor deste parâmetro igual ao estimado por cálculos. Para o 2º ciclo de Angra-I, o valor estimado foi de

$$\alpha_{T_c} = -3,5 \text{ pcm/}^\circ\text{C}$$

Assim, o coeficiente de reatividade de temperatura do moderador é obtido a partir da determinação experimental do coeficiente isotérmico, utilizando-se a equação (A2.1). Na tabela A2.4 encontram-se os valores obtidos de α_{iso} e α_{T_m} .

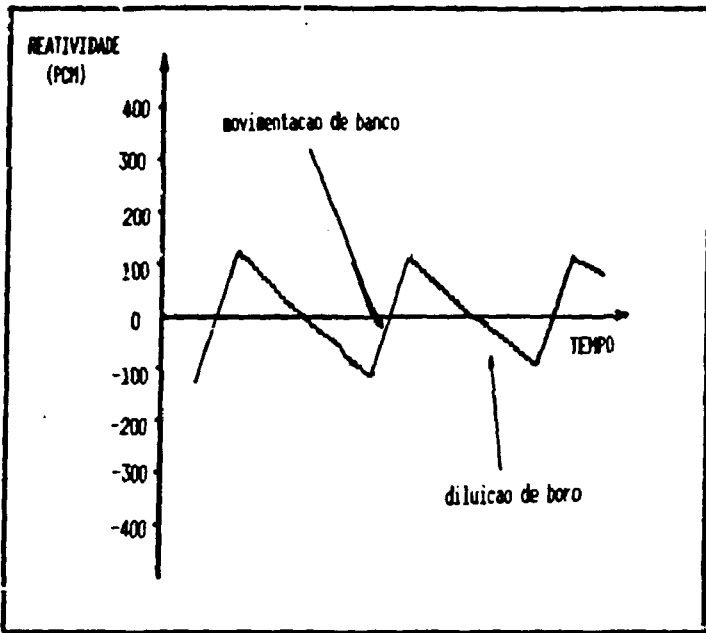


Figura A2.3. Determinacao da Concentracao Critica de Boro.

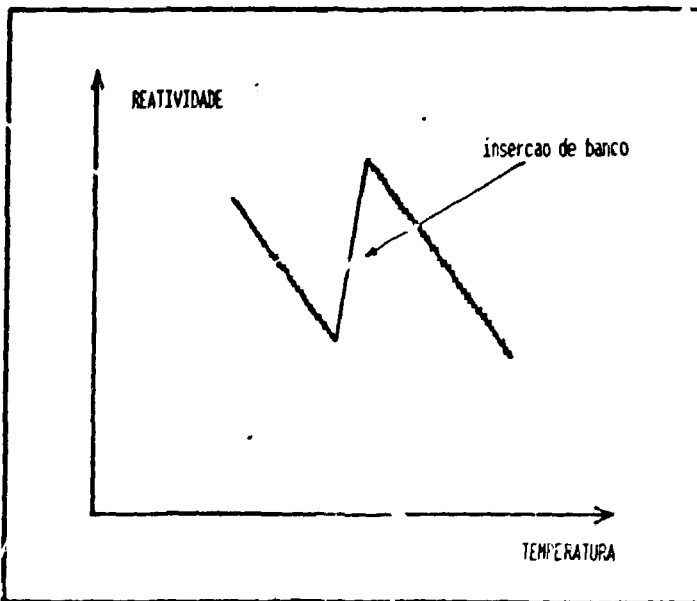


Figura A2.4. Determinacao do Coeficiente de Reatividade Iso.

TABELA A2.3. VALORES DE REATIVIDADE INTEGRAL DOS BANCOS.

BANCO DE CONTROLE	PREVISTO		MEDIDO	
	KWU	FURNAS	WH	IPEN
A	1790	1838	1841	1837
B	920	905	917	899
C	1240	1266	1255	1264
D	670	676	674	678
SOMA	4620	4685	4687	4678

TABELA A2.4. VALORES DE REATIVIDADE INTEGRAL DOS BANCOS.

COEFICIENTE DE TEMPERATURA	PREVISTO		MEDIDO	
	KWU	FURNAS	WH	IPEN
ISOTERMICO	- 9,45	- 9,80	- 10,2	- 10,2
MODERADOR	- 5,95	- 5,85	- 6,6	- 6,7

A2.4. DISCUSSÃO E CONCLUSÃO

O acompanhamento dos testes físicos realizados em Angra-I teve grande interesse por parte dos pesquisadores do IPEN, que estiveram presentes na ocasião, por possibilitar uma visão maior sobre: i) os testes que devem ser realizados, após o recarregamento de combustível em reatores de potência; ii) os procedimentos e rotinas experimentais utilizados; iii) os critérios de aquisição e aceitação de resultados experimentais; e iv) os principais parâmetros a serem determinados nesta etapa de testes.

Observando-se as tabelas A2.1, A2.2, A2.3 e A2.4 pode-se perceber que em todos os testes as medidas obtidas pelo reatímetro digital do IPEN demonstraram resultados satisfatórios, em comparação com os obtidos pelo reatímetro analógico da Westinghouse, como também em relação aos resultados previstos por Furnas e KWU.

O bom desempenho do reatímetro digital 009-NC/1-IPEN demonstra que este instrumento é apropriado em medidas de reatividade em reatores nucleares. Em consequência da adequacidade do reatímetro digital, Furnas decidiu pela utilização desse instrumento nos próximos testes físicos, fazendo-se uma economia de U\$ 50.000 por cada ciclo de operação. Pode-se afirmar que os objetivos iniciais propostos (independência e economia) foram amplamente cumpridos.

APÊNDICE 3. MODELO DE UMA TEMPERATURA

Neste apêndice é derivada a equação (6.5) referente à reatividade interna de realimentação utilizada no método perturbativo desenvolvido no capítulo 6 deste trabalho.

A equação de balanço de energia, considerando duas temperaturas (do combustível e do moderador), em uma pequena e representativa região do reator envolvendo combustível e refrigerante é da forma:

$$\frac{D}{Dt} (\rho_c c_c T_c(t)) = (1 - r) q''' - \frac{UA}{V_c} (T_c - T_m) \quad (A3.1)$$

$$\frac{D}{Dt} (\rho_m c_m T_m(t)) = r q''' + \frac{V_c}{V_m} + \frac{UA}{V_m} (T_c - T_m) \quad (A3.2)$$

onde:

$\frac{D}{Dt} = \frac{\partial}{\partial t} + v \cdot \nabla$	com v = veloc. do moderador (A3.3)
ρ_c e ρ_m	= densidade do combustível e moderador respectivamente
c_c e c_m	= calores específicos do combustível e moderador respectivamente
$T_c(t)$ e $T_m(t)$	= temperaturas no instante t do combustível e do moderador
q'''	= densidade de potência

r	= fração de calor gerado no moderador
U	= coeficiente total de transferência de calor do comb. para o mod
A	= área da superfície de contacto entre o comb. e o moderador
V_c e V_m	= volumes do comb. e moderador.

Assim, substituindo a equação (A3.3) nas equações (A3.1) e (A3.2), integrando-as nos volumes V_c e V_m respectivamente e somando as equações resultantes tem-se:

$$\frac{\partial}{\partial t} (V_c \rho_c c_c T_m + V_m \rho_m c_m T_m) + \rho_c c_c v_c A_c T_{cs} + \rho_m c_m v_m A_m T_{ms} + \rho_c c_c v_c A_c T_{ce} + \rho_m c_m v_m A_m T_{me} = P(t) \quad (A3.4)$$

onde o índice "s" e "e" indicam respectivamente "saída" e "entrada".

Definindo

$$T = \frac{V_c \rho_c c_c T_c + V_m \rho_m c_m T_m}{V \rho c} \quad (A3.5)$$

$$T_e = \frac{\rho_c c_c v_c A_c T_{ce} + \rho_m c_m v_m A_m T_{me}}{\rho c v A} \quad (A3.6)$$

$$T_s = \frac{\rho_c c_c v_c A_c T_{cs} + \rho_m c_m v_m A_m T_{ms}}{\rho c v A} \quad (A3.7)$$

onde

$$\begin{aligned}V \rho c &= V_c \rho_c c_c + V_m \rho_m c_m \\ \rho c v A &= \rho_c c_c v_c A_c + \rho_m c_m v_m A_m\end{aligned}$$

Substituindo-se na equação (A3.4) tem-se:

$$V \rho c \frac{\partial T}{\partial t} + \rho c v A (T_s - T_e) = P(t) \quad (\text{A3.8})$$

e assumindo-se que

$$T = \frac{T_s + T_e}{2} \quad \rightarrow \quad T_s = 2T - T_e \quad \bullet \quad (\text{A2.9})$$

substituindo a equação (A3.9) na equação (A3.8) tem-se:

$$V \rho c \frac{\partial T}{\partial t} + 2 \rho c v A (R - T_e) = P(t) \quad (\text{A3.10})$$

Assumindo-se uma aproximação de primeira ordem:

$$T(t) = T_0 + \Delta T(t)$$

$$P(t) = P_0 + \Delta P(t)$$

$$T_e = \text{constante}$$

onde P_0 e T_0 correspondem respectivamente a potência e a temperatura média global do reator, no estado de referência (reator crítico e estacionário), tem-se que, para o reator não perturbado a seguinte equação:

$$2 \rho c v A (T_o - T_e) = P_o \quad (\text{A3.11})$$

e para um reator perturbado:

$$\rho c V \frac{d}{dt} (\Delta T(t)) + 2 \rho c v A \Delta T(t) = P(t) \quad (\text{A3.12})$$

onde assumiu-se ρ , c e v constantes.

A reatividade de realimentação, $\rho_i(t)$, para um modelo de uma temperatura, é dada por:

$$\rho_i(t) = \alpha \Delta T(t)$$

onde α = coeficiente de reatividade que engloba os efeitos de realimentação devido a variações na temperatura do combustível e do moderador.

Assim, multiplicando-se por α a equação (A3.12) tem-se:

$$\rho c V \frac{d}{dt} (\rho_i(t)) + 2 \rho c v A \rho_i(t) = \alpha \Delta P(t) \quad (\text{A3.13})$$

ou

$$\tau \frac{d}{dt} (\rho_i(t)) + \rho_i(t) = \alpha_P \Delta P(t)$$

$$\tau = \frac{\rho c V}{2 \rho v A} = \frac{V}{2 v A} \quad \text{e} \quad \alpha_P = \frac{\alpha}{2 \rho v A}$$