



UM MODELO PARA RECONSTRUÇÃO DA DISTRIBUIÇÃO DE POTÊNCIA DE  
UM REATOR PWR COM BASE EM MEDIDAS DE DETECTORES FIXOS  
INTERNOS NO NÚCLEO DO REATOR

Amory Martins Dias

Tese de Doutorado apresentada ao Programa de Pós-graduação em Engenharia Nuclear, COPPE, da Universidade Federal do Rio de Janeiro, como parte dos requisitos necessários à obtenção do título de Doutor em Engenharia Nuclear.

Orientador(es): Fernando Carvalho da Silva

Rio de Janeiro  
Dezembro de 2015

UM MODELO PARA RECONSTRUÇÃO DA DISTRIBUIÇÃO DE POTÊNCIA DE  
UM REATOR PWR COM BASE EM MEDIDAS DE DETECTORES FIXOS  
INTERNOS NO NÚCLEO DO REATOR

Amory Martins Dias

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

Examinada por:

---

Prof. Fernando Carvalho da Silva, D.Sc.

---

Prof. Antônio Carlos Marques Alvim, Ph.D.

---

Prof. Aquilino Senra Martinez, D.Sc.

---

Dr. Daniel Artur Pinheiro Palma, D.Sc.

---

Dr. Adimir dos Santos, Ph.D.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL

DEZEMBRO DE 2015

Dias, Amory Martins

Um modelo para reconstrução da distribuição de potência de um reator PWR com base em medidas de detectores fixos internos no núcleo do reator/Amory Martins Dias. – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2015.

XVII, 73 p.: il.; 29,7 cm.

Orientador: Fernando Carvalho da Silva

Tese (Doutorado) – UFRJ/ COPPE / Programa de Engenharia Nuclear, 2015.

Referências Bibliográficas: p. 68-73.

1. Física de Reatores. 2. Monitoração da Distribuição de Potência. 3. Reator PWR. I. Silva, Fernando Carvalho da II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear. III. Título.

*A minha esposa, Ângela Dias e Nossos  
Filhos, Fabiana e André.*

*“A mente que se abre a uma nova idéia jamais voltará ao seu tamanho original ”*

Albert Einstein.

## AGRADECIMENTOS

Em primeiro lugar agradeço a minha esposa Ângela Maria Dias (M.Sc. em Educação, UFF) pelos incentivos e apoio a mim dedicados desde o início dos anos 70, quando terminávamos a Faculdade de Física na UFRJ, acompanhando-me a São Paulo, durante o estudo de mestrado em Ciência e Engenharia Nuclear na Universidade de São Paulo (USP). Posteriormente, retornando ao Rio de Janeiro para trabalhar na área de licenciamento de reatores, na Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) durante o período entre 1976 a 1978, quando então ingressei na Nuclen e fui enviado a Alemanha para treinamento em projetos de núcleo de reatores, "Pressurized Nuclear Reactor" (PWR). Após um período de aproximadamente 4 anos retornamos para o Rio de Janeiro no Natal de 1982, onde reiniciei minhas atividades na Nuclen, hoje Eletronuclear, onde estou até hoje. Durante todo esse tempo foi um belo companheirismo que tive, sem o qual não poderia estar aqui agora apresentando esse trabalho. E com muito amor agradeço também, aos nossos filhos Fabiana e André, pelo carinho e incentivo recebido por eles. Quero agradecer ainda a Deus por ter-me guiado durante todo esse percurso.

Aos meus pais Délbio T. Dias (*in memoriam*) e Denair. M. Dias, pelo carinho, atenção, dedicação e esforços recebidos para a minha educação. Estendo aqui o carinho dos meus irmãos, Almir, Darcy, Renato e Roberto (*in memoriam*).

Ao Físico Dr. Gruen (*in memoriam*) pelos conhecimentos adquiridos sobre a monitoração dos parâmetros de projeto de um núcleo de reator PWR durante o comissionamento da usina de Grafenrheinfeld, 1980.

Ao Físico Dr. Ivo Endrizzi pelos conhecimentos apreendidos durante o comissionamento das usinas nucleares de Grafenrheinfeld, em 1980, e Angra 2, em 2000, bem como nos testes físicos, por ele executados no reator da usina de Angra 2.

Quero agradecer à Eletronuclear por proporcionar as condições técnicas necessárias para a execução deste trabalho.

Ao D. Sc. Jorge Luiz Cachoeira Chapot e ao Eng. Edson Kuramoto pela colaboração, por terem me liberado, da Eletronuclear para que fosse possível a finalização deste doutorado.

Ao colega Dr. Edmundo Selvatici, pela dedicação e ajuda ao tema abordado desta tese.

A todos os colegas da Superintendência SN.T e Gerências GCN.T e GSN.T da Eletronuclear pela colaboração, e amizade. Em especial agradecimento aos colegas Físicos Flávio Gama, Anderson S. D. Alves, Fernando S. Freire (D.Sc.) e Engenheiros Mário Cesar T. Alves, Marcelo D. Machado (D.Sc.), Antônio Sérigo D. M. Alves (D.Sc.).

Ao incentivo de todos os colegas de operação da central nuclear de Angra 2, Gerente da GDD.O Eng. Waldomiro L. Pereira, ao Supervisor e colega da Física de Reatores, Eng. Décio Brandes, e os demais colegas Físicos Mário Morgado, Mônica Geórgia, e Cristiano da Silva (D.Sc.).

Ao Professor Fernando Carvalho da Silva orientador e grande incentivador para a realização deste trabalho. Sou profundamente grato por sua receptividade, amizade e ajuda constantes, que tornaram o desenvolvimento desta tese uma tarefa extremamente agradável, prazerosa e descontraída.

Ao Professor Aquilino Senra Martinez por seu incentivo sobre o trabalho desenvolvido para o tema dessa tese e pelas sugestões observadas pela sua participação na banca examinadora.

Ao Professor Antônio Carlos Marques Alvim por sua participação na banca examinadora, destacando e orientando os principais pontos significativos abordados.

Ao Dr. Adimir dos Santos pelas informações esclarecedoras sobre as medidas dos parâmetros nucleares que envolvia o tema da tese, durante sua participação na banca examinadora.

Ao Dr. Daniel Palma pelas suas sugestões e orientações sobre a apresentação dos resultados desta tese ao longo da sua participação da banca examinadora.

Aos Colegas do curso de doutorado na COPPE, D.Sc. Paulo Igor e D.Sc. Adilson da Silva pela ajuda prestada.

Aos funcionários do Programa de Engenharia Nuclear da COPPE/UFRJ pela paciência, colaboração e amizade dispensadas.

Em especial quero também agradecer pelos incentivos dos colegas, amigos e companheiros que dedicam todo o seu trabalho na área de educação deste país que muito me orgulha. Ao Dr. Jorge Antônio Rangel e Dra. Sônia Camera muito obrigado pelo apoio.

A todos os amigos que me acompanharam durante esta jornada, me incentivando e me ajudando de alguma maneira.



Resumo da Tese apresentada à COPPE/UFRJ como parte dos requisitos necessários para a obtenção do grau de Doutor em Ciências (D.Sc.)

UM MODELO PARA RECONSTRUÇÃO DA DISTRIBUIÇÃO DE POTÊNCIA DE  
UM REATOR PWR COM BASE EM MEDIDAS DE DETECTORES FIXOS  
INTERNOS NO NÚCLEO DO REATOR

Amory Martins Dias

Dezembro/2015

Orientador: Fernando Carvalho da Silva

Programa: Engenharia Nuclear

O projeto de núcleos de reatores PWR tem evoluído para altas queimas de combustível através de modificações de materiais estruturais de menor absorção de nêutrons, esquema de carregamento de núcleo de baixa fuga e aumento de enriquecimento de Urânio ( $^{235}_{92}\text{U}$ ), por exemplo. Este fato aumenta também a heterogeneidade no núcleo do reator, reduzindo ligeiramente as margens de operação. Para esta condição o conhecimento da distribuição de densidade de potência apresenta uma grande contribuição para as manobras do operador de reatores nucleares. Dentro desta premissa, este trabalho vem apresentar uma opção para as medidas da distribuição de densidade de potência, tomando como base as medidas de fluxo de nêutrons por detectores fixos interno no núcleo do reator. Pela proporcionalidade entre o sinal do fluxo de nêutrons e a densidade de potência é possível determinar a densidade linear de potência no local do detector. Aplicando essa propriedade, este trabalho apresenta uma metodologia de cálculo que tem como objetivo a determinação da distribuição de densidade linear de potência de um reator PWR, em 3 dimensões, tomando como base as medidas de detectores fixos de nêutrons internos ao núcleo do reator. A distribuição de potência calculada foi comparada com a distribuição de potência medida pelo mapeamento de fluxo de nêutrons usando sistema Aerobolas, para a condição de início do ciclo 1 de um reator PWR comercial de 3.765 MWth tipo Angra 2. As diferenças apresentaram desvio padrão menor que 3% e um desvio máximo da ordem de 5%.

Abstract of Thesis presented to COPPE/UFRJ as a partial fulfillment of the requirements for the degree of Doctor of Science (D.Sc.)

A MODEL FOR POWER DISTRIBUTION RECONSTRUCTION IN A PWR  
REACTOR BASED ON NEUTRON FLUX MEASUREMENTS AT FIXED  
REACTOR INCORE DETECTORS

Amory Martins Dias

December/2015

Advisor: Fernando Carvalho da Silva

Department: Nuclear Engineering

The PWR reactor core design has evolved to high fuel burn up through modifications of the structural materials of lower neutron absorption, low leakage core loading scheme and increased enrichment of Uranium ( $^{235}_{92}\text{U}$ ), for example. This also increases the heterogeneity in the reactor core, slightly reducing operating margins. For this condition, the knowledge of the power density distribution presents a great contribution to the maneuvers of the operator of nuclear reactors. Within this premise, this work is presenting an option for measurements of the power density distribution based on the neutron flux measured by fixed in-core detectors. The proportionality between the neutron flux signal and the power density allows the determination of the linear power density at the detector location. Applying this property, this work presents a calculation method that aims to determine the linear power density distribution in a PWR reactor, in 3 dimension, based on the measurements at fixed neutron detector positions in the reactor core. This calculated power distribution was compared to the power distribution measured using the neutron flux mapping performed with the Aeroball system. The observed differences resulted in a standard deviation of less than 3% and a maximum deviation of about 5%.

<b>SUMÁRIO</b>	<b>PÁGINA</b>
Lista de Figuras	xiii
Lista de Tabelas	xviii
<b>CAPÍTULO 1</b>	<b>01</b>
<b>1. INTRODUÇÃO</b>	<b>01</b>
1.1 CONTEXTO DA PESQUISA	01
1.2 PESQUISA BIBLIOGRÁFICA	05
1.2.1 Evolução das medidas de distribuição de potência	05
1.2.2 Histórico	06
1.2.3 Mapeamento de fluxo de nêutrons e detectores fixos "in-core"	14
1.2.4 Variação de pico de potência com a queima do núcleo	15
1.2.5 Melhorias para medidas da distribuição da densidade de poesia	15
1.2.6 Detector de distribuição de densidade de potência fixos empregados em reatores PWR tipo Angra 2	18
1.3 ORGANIZAÇÃO DO TRABALHO	19
<b>CAPÍTULO 2</b>	<b>20</b>
<b>2. FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA E EVOLUÇÃO DOS PROJETOS DE NÚCLEO</b>	<b>20</b>
2.1 INTRODUÇÃO	20
2.2 EVOLUÇÃO DOS PROJETOS DE NÚCLEO	20
2.3 COMPORTAMENTO DA DISTRIBUIÇÃO DE DENSIDADE DE POTÊNCIA EM PROJETOS CONVENCIONAIS E DE BAIXA FUGA DE NÊUTRONS DE UM REATOR PWR	23
2.4 COMPORTAMENTO DA DISTRIBUIÇÃO DE DENSIDADE DE POTÊNCIA DE UM REATOR PWR	24
2.5 VARIAÇÃO DA DISTRIBUIÇÃO DE DENSIDADE DE POTÊNCIA	28

2.6	CARACTERÍSTICAS DA DISTRIBUIÇÃO DE DENSIDADE DE POTÊNCIA	28
2.7	DENSIDADE DE POTÊNCIA MÁXIMA E DISTRIBUIÇÃO DE QUEIMA	29
2.8	PERTURBAÇÕES DA DISTRIBUIÇÃO DE DENSIDADE DE POTÊNCIA	31
2.9	DISTRIBUIÇÃO RADIAL DA DENSIDADE DE POTÊNCIA	40
2.10	DISTRIBUIÇÃO AXIAL DA DENSIDADE DE POTÊNCIA	40

### **CAPÍTULO 3**

<b>3.</b>	<b>METODOLOGIA PROPOSTA</b>	<b>43</b>
3.1	INTRODUÇÃO	43
3.2	FUNÇÃO DE GREEN	43
3.3	DENSIDADE LINEAR DE POTÊNCIA	49
3.4	DENSIDADE LINEAR DE POTÊNCIA MÉDIA DO EC	51
3.5	DENSIDADE LINEAR DE POTÊNCIA MÁXIMA DO EC	52

### **CAPÍTULO 4**

<b>4.</b>	<b>RESULTADOS</b>	<b>53</b>
4.1	INTRODUÇÃO	53
4.2	REATOR NUCLEAR PWR TIPO ANGRA 2	53
4.3	DETERMINAÇÃO DA DENSIDADE DE POTÊNCIA	54
<b>5.</b>	<b>CONCLUSÃO</b>	<b>66</b>
<b>6.</b>	<b>REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS</b>	<b>68</b>

## LISTA DE FIGURAS

<b>FIGURA</b>		<b>PÁGINA</b>
<b>Figura 1.1</b>	Usina Nuclear de Angra 1 e Angra 2.	02
<b>Figura 1.2</b>	Queima de descarga em função do lote de EC de recarga de um PWR de 3765 MWth.	03
<b>Figura 1.3</b>	Comprimento do ciclo em função do lote de EC de recarga de um PWR 3765 MWth.	03
<b>Figura 1.4</b>	Detectores interno e externo ao núcleo de um reator PWR Westinghouse tipo Angra-1.	07
<b>Figura 1.5</b>	Detectores interno e externo ao núcleo de um reator PWR Siemens tipo Angra 2.	08
<b>Figura 1.6</b>	Banda de operação do valor de $\Delta I=0$ de um reator PWR.	10
<b>Figura 1.7</b>	Banda de operação do valor de $\Delta I \approx 0$ de um reator PWR.	10
<b>Figura 1.8</b>	Banda de operação do $\Delta I=0$ em função da potência de um reator PWR.	11
<b>Figura 1.9</b>	Banda de operação do $\Delta I \approx 0$ em função da potência de um reator PWR.	12
<b>Figura 1.10</b>	Perturbação no perfil axial de potência causada pelo movimento de banco de controle e redistribuição de Xenônio.	12
<b>Figura 1.11</b>	Limite axial do pico de densidade de potência relativa.	13
<b>Figura 2.1</b>	Queima de descargas de reatores alemães tipo PWR.	21
<b>Figura 2.2</b>	Queima de descargas de reatores belgas tipo PWR.	21
<b>Figura 2.3</b>	Queima média de descarga de reator PWR de 3765 MWTH tipo Angra2.	22
<b>Figura 2.4</b>	Carregamento de núcleo de projeto convencional “OUT-IN”.	24
<b>Figura 2.5</b>	Carregamento de núcleo de projeto de baixa fuga “IN-OUT”.	25
<b>Figura 2.6</b>	Comportamento de pico de potência ( $F_q$ ) em função da queima do ciclo de um projeto convencional (“OUT-IN”) de um reator PWR tipo Angra 2.	25

<b>Figura 2.7</b>	Comportamento de pico de potência ( $F_{\Delta H}$ ) em função da queima do ciclo de um projeto convencional (“OUT-IN”) de reatores PWR tipo Angra 2.	26
<b>Figura 2.8</b>	Comportamento de pico de potência ( $F_q$ ) em função da queima do ciclo de um projeto de baixa fuga (“IN-OUT”) de um reator PWR tipo Angra 2.	26
<b>Figura 2.9</b>	Comportamento mínimo DNBR em função da queima do ciclo de um projeto de baixa fuga (“IN-OUT”) de um reator PWR tipo Angra 2.	27
<b>Figura 2.10</b>	Valor absoluto da distribuição radial de densidade de potência média com todas as barras de controle retiradas (W/cm).	31
<b>Figura 2.11</b>	Distribuição de densidade de potência relativa com barras de controle retiradas.	32
<b>Figura 2.12</b>	Deformação positiva e negativa da distribuição de densidade de potência radial.	32
<b>Figura 2.13</b>	Distribuição de densidade de potência relativa com barras de controle central inserida.	33
<b>Figura 2.14</b>	Diferença da distribuição de densidade de potência relativa entre as condições TBR e barra de controle central (H8) inserida.	34
<b>Figura 2.15</b>	Diferença da distribuição de densidade de potência relativa em 3D entre as condições TBR e barra de controle central (H8) inserida.	34
<b>Figura 2.16</b>	Distribuição de densidade de potência com 4 barras de controle inseridas homólogas.	35
<b>Figura 2.17</b>	Diferença da distribuição de densidade de potência relativa entre as condições TBR e com 4 barras de controle inseridas homólogas.	36

<b>Figura 2.18</b>	Diferença da distribuição de densidade de potência relativa (3D) entre as condições TBR e com 4 barras de controle inseridas homólogas.	36
<b>Figura 2.19</b>	Distribuição da densidade de potência com barra de controle C13 inserida.	37
<b>Figura 2.20</b>	Diferença da distribuição de densidade de potência relativa entre as condições com TBR e com barra de controle C13 inserida.	37
<b>Figura 2.21</b>	Diferença da distribuição de densidade de potência relativa (3D) entre as condições TBR e com barra de controle C13 inserida.	38
<b>Figura 2.22</b>	Distribuição de densidade de potência relativa com 3 barras de controle inseridas.	38
<b>Figura 2.23</b>	Diferença da distribuição de densidade de potência relativa entre as condições TBR e com 3 barras de controle inseridas.	39
<b>Figura 2.24</b>	Diferença da distribuição de densidade de potência relativa em 3D entre as condições TBR e com 3 barras de controle inseridas.	39
<b>Figura 4.1</b>	Seção transversal do elemento combustível.	54
<b>Figura 4.2</b>	Distribuição da densidade linear de potência média empregando as medidas dos detectores fixos no núcleo do reator.	56
<b>Figura 4.3</b>	Distribuição da densidade linear de potência média empregando o mapeamento de fluxo de nêutrons pelo sistema Aerobolas.	57
<b>Figura 4.4</b>	Comparação da distribuição radial de potência média entre os sistemas de medidas pelos detectores fixos (PDDs) no interior do núcleo e pelo sistema Aerobolas.	58
<b>Figura 4.5</b>	Comparação entre a distribuição de potência linear média medida pela metodologia empregando detectores fixos no núcleo do reator e pelo sistema Aerobolas.	59

<b>Figura 4.6</b>	Distribuição axial de potência média dos ECs homólogos O05 e B11.	60
<b>Figura 4.7</b>	Distribuição axial de potência média dos ECs homólogos N12 e C04.	61
<b>Figura 4.8</b>	Distribuição axial de potência média dos ECs homólogos J02 e G14.	61
<b>Figure 4.9</b>	Distribuição axial de potência média dos ECs homólogos J06 e G10.	62
<b>Figura 4.10</b>	Distribuição da densidade linear de potência máxima empregando as medidas dos detectores fixos no núcleo do reator.	63
<b>Figura 4.11</b>	Distribuição da densidade linear de potência máxima empregando o mapeamento de fluxo de nêutrons pelo sistema Aerobolas.	63
<b>Figura 4.12</b>	Comparação da distribuição máxima de potência entre os sistemas de medidas pelos detectores fixos no núcleo e pelo sistema Aerobolas.	64
<b>Figura 4.13</b>	Comparação entre a distribuição de potência linear máxima medida pela metodologia empregando detectores fixos no núcleo do reator e pelo sistema Aerobolas.	64
<b>Figura 4.14</b>	Comparação do perfil axial da densidade linear de potência máxima do elemento combustível (D06) medidas pela metodologia empregando detectores fixos no núcleo do reator e pelo sistema Aerobolas.	65



## LISTA DE TABELAS

TABELA		PÁGINA
Tabela 4.1	Dados de um reator PWR tipo Angra 2 de 3765 MWTH.	55

# CAPÍTULO 1

## 1. INTRODUÇÃO

### 1.1 CONTEXTO DA PESQUISA

As usinas nucleares para geração de energia elétrica tiveram seu início após a 2ª guerra mundial. No caso do Brasil elas foram alavancadas, nos anos 70, com o início da construção das usinas nucleares comerciais tipo PWR ("Pressurized Water Nuclear") Angra 1 (1876 MWTh) e Angra 2 (3975 MWTh). Ambas instaladas no "site" da praia de Itaorna, no município de Angra dos Reis, no estado do Rio de Janeiro, e designado Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA).

Este programa foi motivado pelo fato do Brasil ter a sexta maior reserva geológica de Urânio do mundo, o que permitiria a construção de várias usinas nucleares. Este fato complementar a base da geração de energia produzida pelas hidroelétricas (ROSA, 2007 e SANTOS, 2014).

De um modo geral, e fazendo uma comparação com outras fontes de energia, do ponto de vista ambiental, a energia nuclear tem a vantagem de não emitir gases do efeito estufa. As termelétricas emitem muito dióxido de carbono por usarem combustíveis fósseis como carvão, petróleo e gás natural. As hidroelétricas funcionam normalmente enquanto o nível dos reservatórios se mantem. Caso isso não ocorra, as usinas termelétricas crescem imediatamente de importância. A hidroeletricidade depende da meteorologia. Os problemas causados pelas hidroelétricas são devidos aos impactos ambientais, pela necessidade de formação de grandes reservatórios de água. Já as usinas nucleares levam uma grande vantagem em relação as usinas hidroelétricas, por ocupar em uma área da ordem de um estádio de futebol (Figura 1.1). Entretanto, produzem os rejeitos radioativos que devem ser armazenados e monitorados. Os rejeitos radioativos de baixa e média intensidade podem ter solução semelhante ao depósito de Abadia de Goiás (ALVES, 2014).

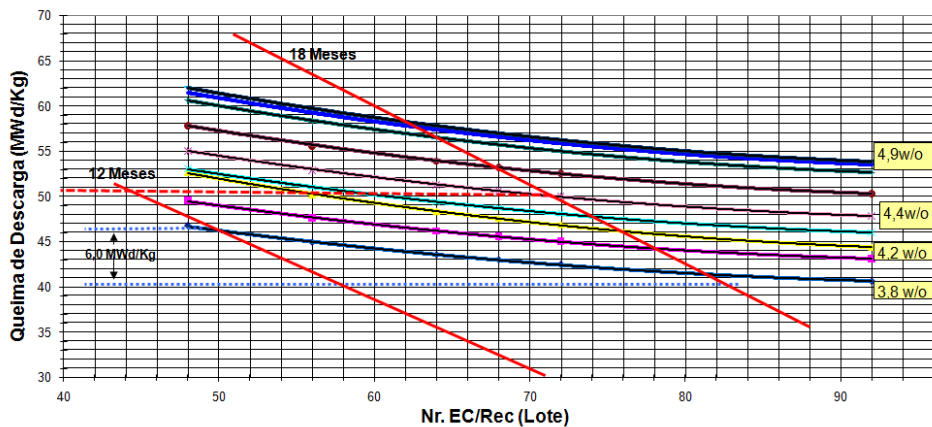


**Fig. 1.1** Usina Nuclear Angra 1 e Angra 2.

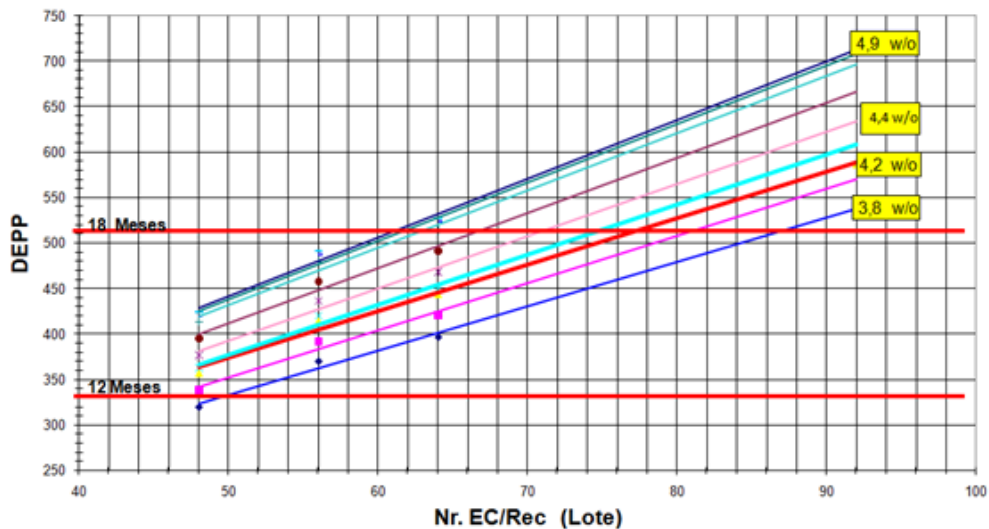
Já os rejeitos de alta radioatividade, como os combustíveis nucleares, que são provisoriamente armazenados em piscinas de combustíveis na própria usina, são motivos de estudos com o propósito de estender o seu armazenamento até o depósito final.

As soluções para os armazenamentos provisórios podem ser diferenciadas em armazenamento a seco ou em piscinas - localizadas no mesmo "site" dos reatores nucleares (DIAS, 2009a; DIAS 2014b). Este fato aumenta o custo do combustível drasticamente. Para reduzir o custo do combustível, projetos de núcleos de reatores têm sido desenvolvidos para permitir maiores queimas de combustíveis. Para que isto seja alcançado, o aumento das margens de projeto é essencial.

Um avaliação para a queima de descarga em função do comprimento do ciclo, e enriquecimento pode ser observada, tomando como base ciclos de equilíbrio mostrado nas Figuras 1.2 e 1.3 de uma usina tipo Angra 2.



**Fig. 1.2** Queima de descarga em função do lote de EC de recarga de um PWR de 3765 MWth.



**Fig. 1.3** Comprimento do ciclo em função do lote de EC de recarga de um PWR de 3765 MWth.

A Fig. 1.2 mostra para o ciclo de equilíbrio de um reator PWR de 3765 MWth, o comportamento da queima de descarga média em função da quantidade de elementos combustíveis novos, por lote de recarga, e enriquecimento de  $^{235}_{92}\text{U}$  (DIAS, 2014a). A Fig. 1.3 mostra o comprimento do ciclo em função do lote de EC por recarga e enriquecimento de  $^{235}_{92}\text{U}$ . As Fig. 1.2 e 1.3 podem então ser usadas como apoio para as definições de projetos de recarga em função do comprimento de ciclo e queima de descarga de interesse. A Fig. 1.2 mostra que maior queima de descarga ocorrerá com a redução de elementos combustíveis novos, por lote de recarga e pelo aumento do

enriquecimento de  $^{235}_{92}\text{U}$ . A Figura 1.2 indica ainda que para uma migração de ciclos de 12 para 18 meses, mantendo o mesmo teor de enriquecimento de  $^{235}_{92}\text{U}$ , há que aumentar a quantidade de EC de lote de recarga, o que implica em uma redução de cerca de 6 MWd/KgU na queima de descarga média. Esta opção conduz para descarga precoce dos EC. A redução da queima média de descarga dos EC, entre ciclos de 1 ano para ciclos de 1,5 anos de mesmo enriquecimento é devido ao maior tempo de permanência no núcleo entre o carregamento e o descarregamento do lote de recarga para os ciclos de 1 ano. O tempo total de irradiação dos EC de recarga é igual ao produto da quantidade de ciclos de permanência no núcleo e o comprimento do ciclo, onde a quantidade de ciclo de permanência é a razão entre a quantidade de EC total do núcleo (193) pela quantidade de EC do lote de recarga. Considerando que em ciclos de 1 ano, são necessários a substituição de 50 EC novos por ciclo, o tempo de permanência no núcleo será igual a 3,86 ciclos de um ano, ou 46,3 meses. De modo análogo para ciclos de 1,5 anos são necessário a substituição de 82 EC por recarga, resultando em um tempo de irradiação de 2,35 ciclos de 1,5 anos, ou 42,3 meses. Portanto, o tempo de permanência dos elementos combustíveis no núcleo é maior para ciclos menores, proporcionado uma queima média de descarga maior para ciclos de 1 ano comparado a ciclos de 1,5 anos. No caso de migração para ciclos longos recomenda-se uma configuração para o núcleo que permita aumento de enriquecimento de  $^{235}_{92}\text{U}$  e redução de lote de EC por recarga.

Usando o mesmo propósito, o aumento da queima do combustível pode ser obtido através de melhorias das medidas de distribuição da densidade de potência. Essas melhorias conduz para um aumento das suas margens, o que permitiria aumento da densidade de potência e assim aumento da queimas do combustível. Consequentemente, contribui também para minimizar o custo da energia gerada (DIAS, 1998a; Dias, 1998b).

*O aumento das margens pela melhoria das medidas de distribuição da densidade de potência, além de minimizar o custo da geração de energia, contribui fortemente para flexibilização da operação do reator. Neste sentido, o objetivo desta tese é apresentar uma metodologia para melhoria dessas medidas.*

## **1.2 PESQUISA BIBLIOGRÁFICA**

Os interesses para o desenvolvimento desta tese foram acumulados, ao longo das experiências adquiridas com os projetos de recargas realizados para as usinas de Angra 1 e Angra 2 (DIAS, 2009b), pela participação dos testes físicos durante o comissionamento das usinas de Grafenrheinfeld, em 1980; e da usina de Angra 2, em 2000, bem como pelo apoio prestado a operação a usina de Angra 2, junto ao grupo da Física de Reatores, a partir de 2000 até a data atual. Em especial, nos últimos 15 anos de operação da usina nuclear de Angra 2 foram observados que, o conhecimento localizado da densidade linear de potência no núcleo do reator, contribuiria para uma operação mais uniforme da distribuição de densidade de potência. Diante disso, se fez oportuno investigar o que pode ser feito para melhorar as medidas de distribuição de densidade de potência? Para responder essa questão, uma metodologia foi desenvolvida e apresentada no capítulo 3. Entretanto, para melhor compreensão da metodologia dessa tese, é apresentado a seguir a evolução dessas medidas durante a monitoração da densidade de potencial de um reator PWR.

### **1.2.1 Evolução das medidas de distribuição de potência**

De um modo geral, o objetivo principal da monitoração da densidade de potência é fornecer as margens de operação, e, disponibilizar ao operador, alternativas para manter uma margem segura, evitando a formação de pontos quentes excessivos que possam trazer danos ao elemento combustível (ULRYCH e ENDRIZZI, 1978; DUDERSTADT, 1976; LAMARSH, 1965; KEMNER, 1997). Ainda assim, na fase do projeto, as incertezas de cálculo, de medidas e margem mínima necessária para operação são também consideradas (DIAS, 2015a e 2015b).

Neste contexto, torna-se interessante salientar, os esforços técnicos e metodológicos dos grupos de desenvolvimento teórico. Esses grupos, em especial, os pesquisadores referentes às análises de acidente, estão sempre aprimorando as metodologias para aumentar as margens dos parâmetros de projeto. Os parâmetros devem obedecer aos limites das normais do órgão licenciador de seus países, no caso do Brasil a CNEN. Nestes estudos são consideradas também como referências as normas internacionais (KTA, 1980, 1987 e 1990; RSK, 1982; ANSI e ANS, 1983). Em

obediência a essas normas, os limites dos parâmetros de projetos do núcleo são definidos (DIAS, 2015b). Os esforços empregados para aumentar as margens de projeto, para esses limites, podem ser observados, por exemplo, pela migração para a metodologia estatística, em substituição à metodologia determinística, nas análises de acidente. Por outro lado, melhorias nas medidas contribuem também para aumentar as margens de projeto, bem como torná-las mais flexíveis para as monobras realizadas pelo operador de reator.

As medidas referentes a monitoração global do reator, como potência de operação, concentração crítica de Boro, temperatura média do moderador,  $\Delta I$ , "axial offset", etc. em reatores PWR, são medidas mínimas necessárias para a operação do reator. Melhorias de medidas que possam contribuir para o aumento e conhecimento dessas margens são bem recebidas pelo operador de reator. *Neste sentido, o trabalho desenvolvido nesta tese tem o propósito de detalhar o comportamento da densidade de potência local dentro do núcleo do reator. Para um acompanhamento da evolução das medidas das margens da densidade de potência, a seção que se segue apresenta um resumo da evolução dessas medidas aplicadas para o conhecimento localizado da densidade de potência no núcleo do reator.*

### **1.2.2 Histórico**

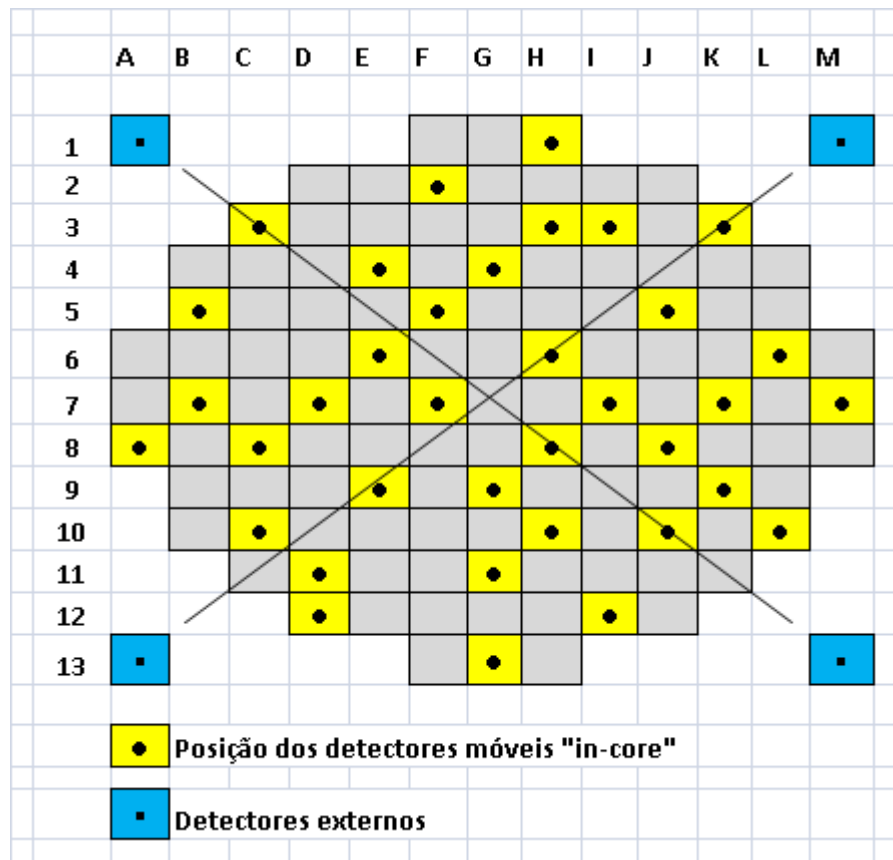
Para as medidas de fluxo de nêutrons em reatores nucleares são utilizados detectores com medição direta e indireta (BITELLI, 1988; CARNEIRO, 1996). Detectores de medição direta são aqueles que permitem medir o fluxo de nêutrons em tempo real. Em reatores PWR, essas medidas são realizadas com os detectores fixos externo e internamente ao núcleo, bem como, com detectores móveis internamente ao núcleo. Os detectores de medição indireta são aqueles empregados nas medidas de amostras irradiadas no reator. Normalmente as medidas pelos detectores móveis, ou as medidas de amostras pós-irradiadas constituem as medidas de um mapeamento "in-core" de fluxo de nêutrons.

São vários os detectores empregados nas medidas de fluxo de nêutrons. Nas medidas diretas destacam os detectores com câmara de ionização, câmara de fissão, detectores proporcionais e detectores auto energizados de fluxo de nêutrons ("Selft

Powered Nêutron Detector"; SPND) (TOLD, 1998; SURKOV, 2914). Nas medidas indiretas empregam-se os detectores de ativação.

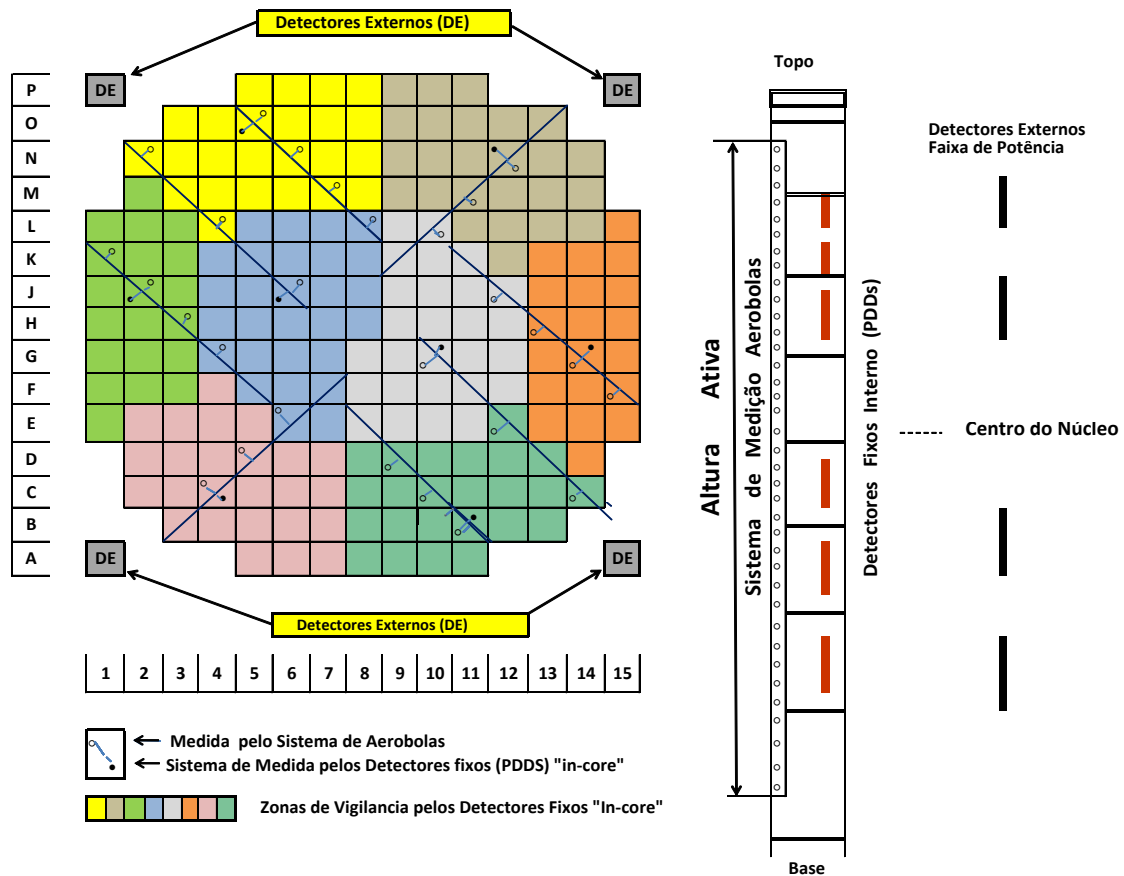
A maioria dos reatores de potência, tipo PWR, não emprega os detectores fixos "in-core" como medidas "on-line", mas sim os detectores externos que periodicamente são calibrados pelas medidas de mapeamentos de fluxo de nêutrons. Contudo, alguns PWR empregam detectores fixos "in-core" como medidas "on-line" do fluxo e da densidade de potência. Esses detectores fixos são também periodicamente calibrados pelas medidas de mapeamento do fluxo de nêutrons do núcleo.

Como exemplo as Figuras 1.4 – 1.5 mostram o posicionamento dos detectores usados em usinas PWR de Projeto Westinghouse (1876 MWTh), tipo Angra 1 e Projeto Siemens (3765 MWTh), tipo Angra 2.



**Fig. 1.4** Detectores interno e externo ao núcleo de um reator PWR Westinghouse tipo Angra-1.





**Fig. 1.5** Detectores interno e externo ao núcleo de um reator PWR Siemens tipo Angra 2.

Para monitoração contínua de fluxo "in-core", os detectores fixos indicados na Figura 1.5 são do tipo SPND, devido à diminuta queima do material emissor, além do seu pequeno tamanho para evitar perturbações de fluxo, bem como a capacidade de resistir a intensos campos de radiação e altas temperaturas do núcleo (TOLD, 1998).

Seguindo o apresentado no início deste capítulo, para reduzir o custo do combustível, a tendência dos projetos dos reatores nucleares é alcançar altas queimas dos elementos combustíveis descarregados (ZHANG e DRUENNE, 2006; DIAS, 1998). *Para atender esse objetivo, o aumento da margem de operação para a densidade de potência é um pré-requisito a ser alcançado.*

Em especial, o aumento da queima de descarga, tem ocorrido em projetos de baixa fuga de nêutrons, bem como em projetos de reatores que atendam elevação na potência de operação. Esta modificação de projeto conduz também, para aumentar a

heterogeneidade do núcleo, causada pela necessidade de introduzir absorvedores de nêutrons, em posições estratégicas dentro do núcleo, no controle dos picos de densidade de potência. Nestes projetos, o aumento da margem da densidade de potência pode ser alcançado através de melhorias na reconstrução e extensão de suas medidas para todo o núcleo do reator. O aumento e conhecimento das margens, de um modo mais realístico, tornam-se fundamentais para o operador de reator, para operações com queimas mais uniformes, bem como, para o controle dos parâmetros em relação aos seus limites de segurança.

A monitoração da distribuição de potência do núcleo, na maioria dos reatores tipo PWR ainda em operação, é medida através do fluxo de nêutrons pelos detectores externo (Figuras 1.4 e 1.5). Esses detectores são localizados na direção da diagonal de cada quadrante, na metade superior e inferior do núcleo. Eles monitoram os parâmetros globais do reator, como a potência do reator, mas são também empregados para o controle do pico de densidade de potência ( $F_q$ ) indiretamente, através do controle da distribuição axial de potência. Para a potência térmica corresponder a leitura do fluxo de nêutrons pelos detectores externos, o fluxo de nêutron é ajustado periodicamente e mantido dentro de uma faixa de  $\pm 0,5\%$  com a potência térmica.

A diferença de fluxo de nêutrons observada entre a metade superior e inferior da altura do núcleo fornece o perfil axial de potência e é chamado de  $\Delta I$ . Da razão do  $\Delta I$  pela soma das leituras do fluxo de nêutrons, da metade superior e inferior, resulta o “axial offset”, que também fornece o perfil axial da distribuição de potência, como se segue:

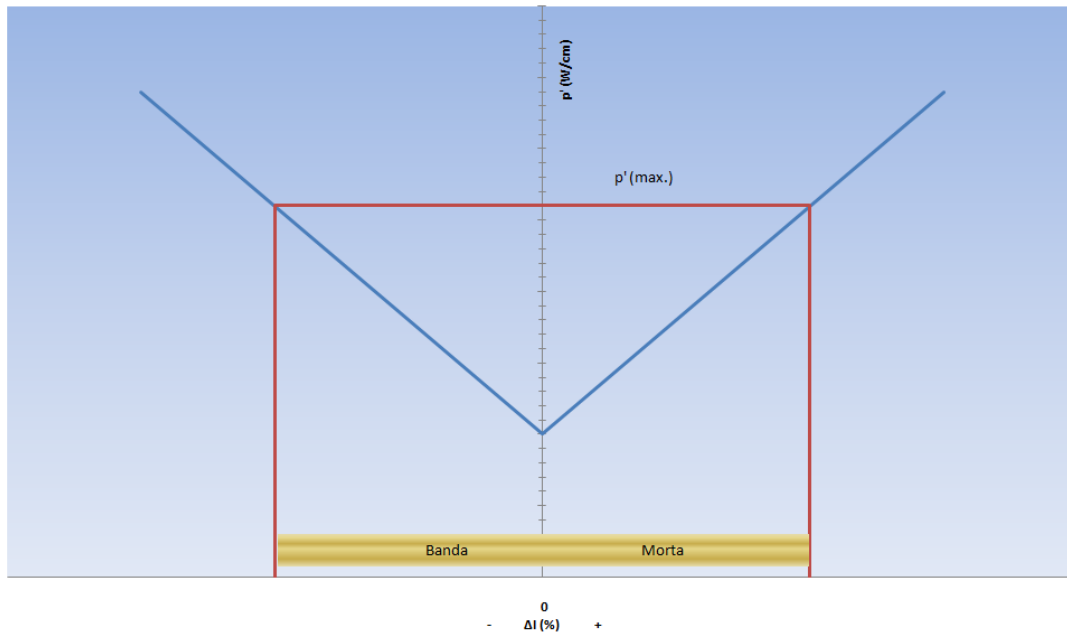
$$\Delta I = \phi_t - \phi_b , \quad (1.1)$$

onde  $\phi_t$  é o fluxo de nêutrons medido pelos detectores do topo enquanto que  $\phi_b$  é o fluxo de nêutrons medido pelos detectores da base do núcleo do reator. Além disso,

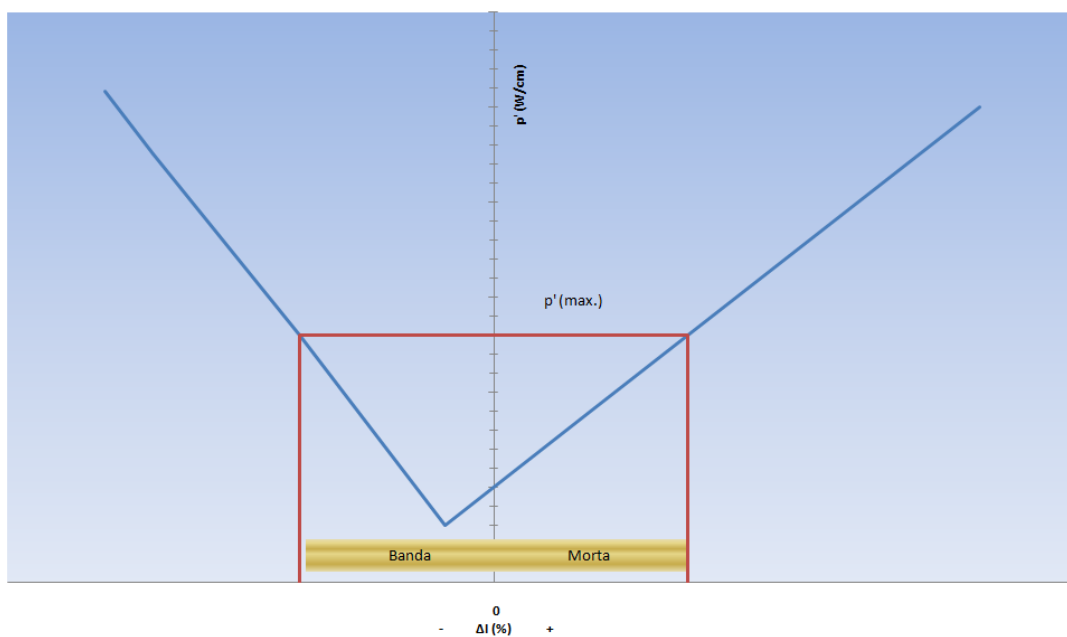
$$\text{"axial offset"} = \frac{\phi_t - \phi_b}{\phi_t + \phi_b} = \frac{\Delta I}{\phi_t + \phi_b} . \quad (1.2)$$

Sendo o fluxo de nêutrons proporcional à potência, a equação (1.2), acima mostra que a distribuição de potência de menor pico possível ocorre para condição de  $\Delta I \approx 0$ , ou

seja, com o perfil axial mais achatado possível. O controle das medidas de  $\Delta I$ , como também de axial offset, dentro de uma faixa de valores (Banda Morta), como mostram as Figuras 1.6, e 1.7 manterá os picos de potência dentro do seu limite (ANKNEY, 2013; NOËL e BECKER, 2001; BOCK e GRUEN, 1983).



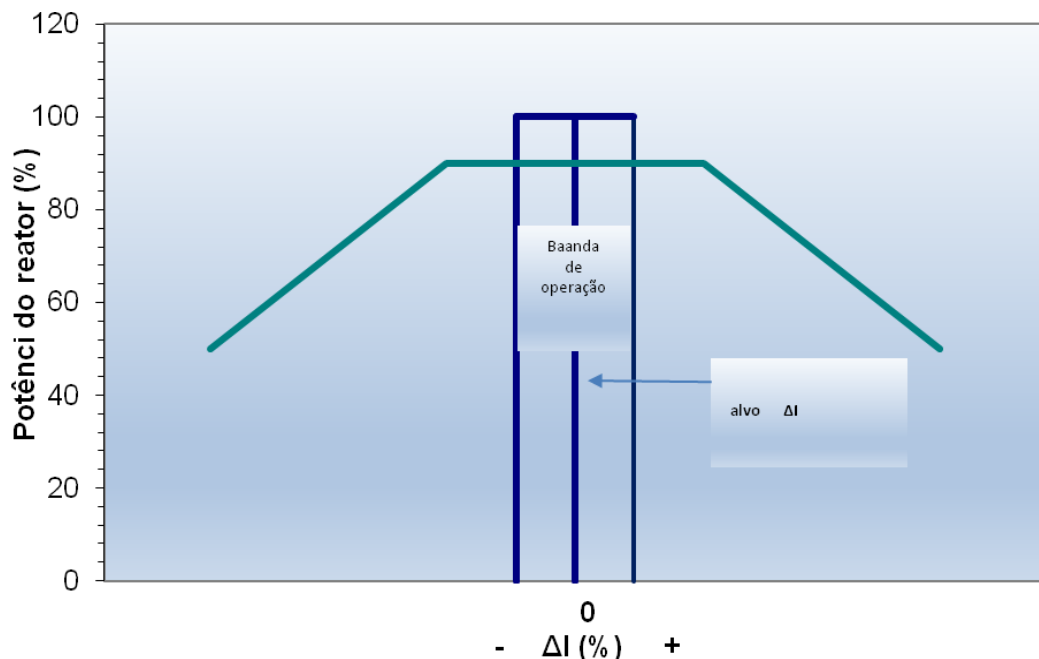
**Fig. 1.6** Banda de operação do valor de  $\Delta I$  de um reator PWR com  $p'$  mínimo ocorrendo em  $\Delta I = 0$ .



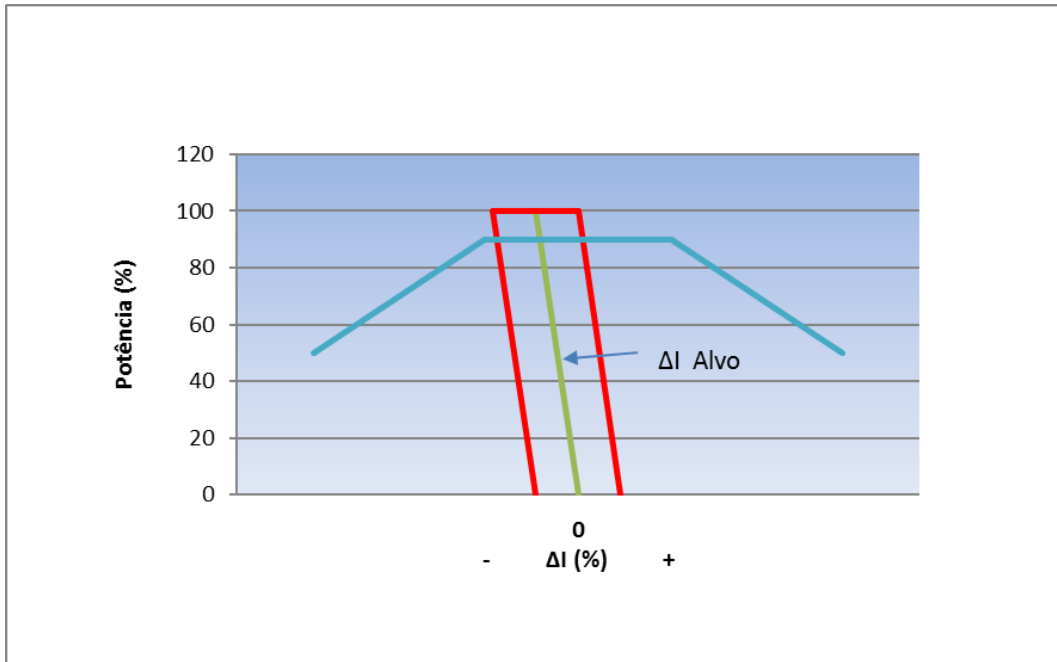
**Fig. 1.7** Banda de operação do valor de  $\Delta I$  de um reator PWR com  $p'$  mínimo ocorrendo em  $\Delta I \approx 0$ .

Contudo, o controle dos picos de potência, em reatores que empregam detectores fixos “in-core”, a banda de operação é menos restritiva do que em reatores que monitoram a densidade de potência somente com os detectores externos. A grande maioria das atuações no controle da densidade de potência é realizada pelos detectores internos. Neste caso, as ações dos detectores externos somente serão aplicadas em caso extremo de pico de potência. Por esse motivo, nestes reatores, os limites de DNBR (“Departure from Nucleate Boiling Ration”), LOCA (“Loss of Coolant Accident”) e PCI (“Pellet Cred Interaction”) são monitorados em primeira instância pelos detectores “in-core” (ENDRIZZI, BECZKOWIAK e MEIER, 1999).

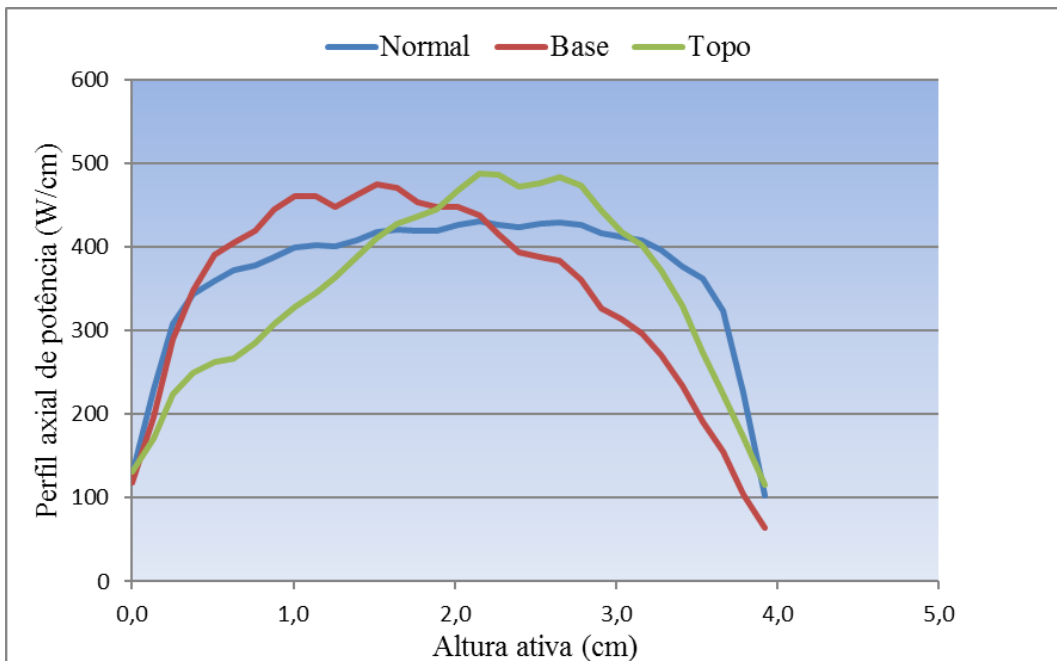
Por outro lado, as Figuras 1.8 e 1.9 mostram a potência de operação para distintos valores de  $\Delta I$  ( $\Delta I=0$  e  $\Delta I \approx 0$ ). Como já apresentado na equação (1.1) a diferença de  $\Delta I$  é causada pela diferença da distribuição de potência axial, geradas pelas condições de estado de operação do reator (Figura.1.10), como por exemplo, por variação de carga e/ou movimentação de bancos de controle no ciclo atual e/ou nos ciclos anteriores (Veja também seção 2.10).



**Fig. 1.8** Banda de operação do  $\Delta I=0$  em função da potência de um reator PWR.



**Fig. 1.9** Banda de operação do  $\Delta I \approx 0$  em função da potência de um reator PWR.

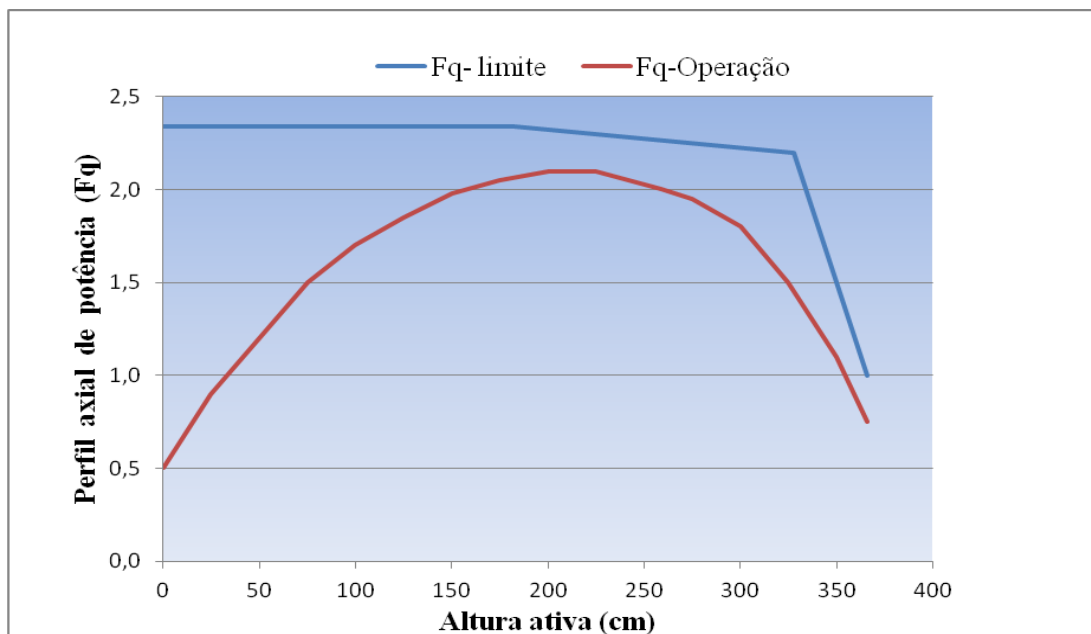


**Fig. 1.10** Perduração no perfil axial de potência causada pelo movimento de banco de controle e redistribuição de Xenônio.

Por conseguinte, para manter o melhor perfil axial o operador procura manter o valor de  $\Delta I$  no seu alvo ao longo da operação. Caso o valor de “ $\Delta I$ ” ultrapasse os limites da

banda morta, os picos de potência serão aumentados, gerando uma discrepância no detector externo equivalente ao quadrante do núcleo onde ocorrerá o aumento do pico de potência. Esse processo de monitoração não fornece detalhes da distribuição de potência localizada no núcleo. Uma avaliação mais localizada do pico de potência, nesses reatores, somente é possível com a execução de um mapeamento de fluxo de nêutrons. O mapeamento permite verificar a margem real da densidade de potência para o valor de  $F_q$  comparando-o com o limite de projeto ao longo de todo o perfil axial (GRUEN e DIO, 1988), como pode ser visto na Figura 1.11.

*Para a monitoração direta e contínua de todos os elementos combustíveis do núcleo, seria, num primeiro instante, necessário medir “on-line” a densidade de potência ao longo de cada elemento combustível, ou através de uma monitoração que possa estender as medidas de distribuição de potência para todos os elementos combustíveis, simultaneamente.*



**Fig. 1.11** Limite axial do pico da densidade de potência relativa.

### 1.2.3 Mapeamento de fluxo de nêutrons e detectores fixos “in-core”

O mapeamento de fluxo de nêutrons no reator é realizado em geometria 3D, com alto poder de resolução. Os resultados dessas medidas são representativos das condições físicas e termo hidráulica do núcleo. Elas formam as bases para validação do projeto e a avaliação do desempenho do núcleo (Gruen e DIO, 1988). O mapeamento do núcleo é realizado periodicamente com o reator em estado estacionário. Ele toma como base as medidas das taxas de reações em posições definidas e fixas dentro do reator, que são expandidas para todo o núcleo em 3D com o emprego dos fatores analíticos determinados em função do estado do reator.

Em muitos reatores, as taxas de reações são medidas diretamente pelas leituras do fluxo de nêutrons por uma câmara de fissão móvel dentro do núcleo. Em outros projetos, tipo reatores alemães (GRUEN, 1988), as medidas são tomadas indiretamente com base nas taxas de reações, que são determinadas através da irradiação de sondas dentro do núcleo. Estas sondas são movidas de suas posições fora do núcleo para dentro no momento do mapeamento, e após serem irradiadas por 3 minutos, são conduzidas para uma mesa de medição. Esse processo de medida é conhecido como Aerobolas.

A partir dos anos 70, os projetos alemães de reatores (GRONAU, ENDRIZZI, e HAMRS, 1981; GRUEN, 1988), incrementaram medidas de fluxo de nêutrons através de detectores fixos “in-core” para monitoração da potência máxima dentro de uma zona de vigilância. Os picos de potência das zonas de vigilância têm como referência as medidas de mapeamentos de fluxo de nêutrons. Os detectores fixos, já mencionados, chamados de PDD (“Power Density Detector”) (TODT, 1998), de cada zona de vigilância, são então calibrados, ou seja ajustados, para corresponder à potência máxima desta zona fornecida pelas medidas de mapeamento do fluxo, pelo sistema Aerobolas. A calibração é feita através de uma relação entre o sinal das medidas do fluxo de neutros no detector e o pico de potência do sistema Aerobolas, já em unidade de W/cm, para cada zona de vigilância.

Devido à variação dos picos de potências com a evolução da queima, a calibração dos detectores fixos é avaliada periodicamente. Esse processo de monitoração contínua apresenta melhorias, em relação às monitorações realizadas somente com os detectores externos (SHIMAZU, 1988), devido ao conhecimento da distribuição de potência máxima em cada uma das zonas de vigilância (veja Figuras 1.5). *Pela aplicação da metodologia proposta desta tese, o conhecimento da distribuição de densidade de potência poderá ser ainda estendida para todo o núcleo com base das medidas dos detectores fixos "in-core"*.

#### **1.2.4 Variação do pico de potência com a queima do núcleo**

Em condição de operação estável, a variação da distribuição de densidade de potência é fortemente função de posição, sendo ainda relativamente lenta sua mudança de valores, conforme têm mostrados os mapeamentos neutrônicos (BOCK e GRUEN, 1983). Além disso, como mencionada no trabalho de GRUEN e Dio, 1988, ela apresenta um comportamento proporcional praticamente linear com a potência global do reator, sobretudo em operação estável. Por essa razão, considerando somente a influência da evolução da queima do combustível, os valores da distribuição da densidade de potência, permanecem nas mesmas coordenadas, por um bom intervalo de tempo. Utilizando deste princípio os reatores PWR selecionam, a partir dos mapeamentos periódicos de fluxo de nêutrons, os picos de potência máximos de cada “surveillance zone”. Esses pontos são selecionados e mantidos em monitoração através de informações “on-line” dos detectores (SPND) fixos, internos ao núcleo (GRUEN e Dio, 1988). As coordenadas, onde se situam os valores máximos de cada zona são avaliadas com os mapeamentos periódicos de fluxo de nêutrons, pelo sistema de Aerobolas.

#### **1.2.5 Melhorias para medidas da distribuição da densidade de potência**

Outras melhorias têm sido implantadas, para medidas da distribuição de densidade de potência, através de uso de códigos simuladores de núcleo (CHAO et al., 1988; ANDERSON, LEFVERT e OLSSON, 1988; CRUMP e LEE, 1978). Estes códigos são



alimentados pelos parâmetros do núcleo do reator disponíveis durante a operação, bem como, pelas medidas dos detectores externos de nêutrons, dos detectores termopares e mapeamentos de fluxo. Eles ajustam os parâmetros nucleares de modo que a diferença entre o valor medido e o calculado seja o menor possível. Tendo como consequência uma melhoria nas medidas simuladas localizadas da densidade de potência.

Considerando ainda, que os núcleos de reatores térmicos, em questão, são grandes comparados com o comprimento de difusão do nêutron, as medidas locais do fluxo e da potência não são inerentemente constantes, mas requerem um controle mais localizado. Nestes reatores, o sistema para determinar o perfil axial ou a densidade de potência local, torna-se, portanto, de grande importância. Por conseguinte, os reatores PWR, que empregam detector fixo "in-core", apresentam medidas para a densidade de potência com maiores precisões, comparados com reatores que apresentam somente medidas em tempo real com detectores externos (KHUEHNEL, RICHTER, DRESCHER e ENDRIZZI, 2002).

Para manter as medidas de densidade de potência, em 3D, ao longo da queima do ciclo, para todo o núcleo, nos intervalos entre dois mapeamentos de fluxo de nêutrons consecutivos, seria necessário manter uma monitoração direta para todos os elementos combustíveis do núcleo "on-line". Esta monitoração torna-se possível através do emprego de metodologia que, aplicada nas medidas do fluxo de nêutrons, possam ser expandidas para todo o núcleo.

Em continuidade a monitoração fornecidas pelos detectores internos do núcleo, da distribuição de potência em reatores que empregam detectores fixos internos ao núcleo, este trabalho apresenta uma metodologia para determinar a distribuição de potência, tomando como base a densidade de potência linear medida, por esses detectores (Dias A. and Carvalho F. S., 2015). *A metodologia usa, então, a densidade linear de potência medida pelos detectores fixos, para corrigir o fluxo de nêutrons calculado nessas posições empregando os parâmetros de projeto, bem como associar essas medidas para todas as regiões, tendo como consequência a extensão da densidade de potência para todo o núcleo.* A aplicação dessa metodologia vem permitir ao operador de reator, maior entendimento sobre a distribuição linear de potência radial e axial. Deste modo, operações para obtenção de uma queima mais homogênea podem ser mais facilmente

alcançadas, bem como avaliações mais precisas das margens de segurança ao longo da operação.

Outros trabalhos similares têm sido desenvolvidos, como o sistema BEACON pela Westinghouse, para simulação do núcleo. O sistema BEACON é aplicado em reatores PWR de projeto Westinghouse, Combustion Engineering (CE) e reatores russos, VVER.

O sistema Beacon (CHAO et al, 1988) simula o comportamento do núcleo empregando o sistema de cálculo nodal em 3-D ANC (Advanced Nodal Computer Code). Para simular a distribuição da densidade de potência, o sistema BEACON emprega fatores de correções com base nas medidas das taxas de reações determinadas nos mapeamentos de fluxo de nêutrons, pelos detectores móveis; nas medidas dos detectores "in-core" termopares e pelos detectores de nêutrons "ex-core".

De um modo particular, o reator Ringhals2, de projeto Westinghouse, (Suécia), monitora a distribuição de densidade de potência através de um código para simulação "on-line" do núcleo (CECOR), tendo as leituras de detectores termopares (ANDERSON T., LEFVERT T. e OLSSON B., 1988). Este código foi desenvolvido pela Combustion Engineering. As medidas de calor pelos termopares são dadas em taxa de calor volumétrica e convertidas para a geração de potência linear do combustível, na posição do detector para W/cm através de um fator analítico em função da queima do combustível. Posteriormente é determinada a distribuição de potência do núcleo. Em transitórios a taxa de calor volumétrica apresenta um atraso em relação ao fluxo de nêutrons, sendo necessário uma correção para corresponder ao fluxo de nêutrons e conseqüentemente, a potencia. Então, como mencionado no trabalho de ANDERSON T., LEFVERT T. e OLSSON B., de 1988, a taxa de calor é corrigida aplicando 3 funções peso distintamente nas medidas, prontas e retardadas de 1 e de 90 minutos. Como os demais sistemas de medidas os detectores fixos são recalibrados regularmente.

Outras alternativas para medidas de distribuição da densidade de potência, podem ser observadas nos trabalhos de (GARCIA, 2004; TOCHIHARA, 1982; MARK e LEE, 1978; SHIMAZU, 1988; MATSUMOTO e KOIKE, 1988). Nestes trabalhos a distribuição de potência do núcleo é determinada pela aplicação de uma função de peso ao fluxo de nêutrons medidos pelos detectores "out of core". Entretanto, como já

mencionado, as medidas da distribuição de potência, empregando medidas dos detectores externos não apresentam as mesmas precisões daquelas medidas com detectores fixos de nêutrons “in-core”, pois são predominantes do fluxo de nêutrons dos elementos da periferia do núcleo.

O sistema proposto nesta tese vem, portanto, complementar as medidas das distribuições de densidade de potência, em 3D, do núcleo através de uma metodologia simples, eficiente, e de fácil monitoração, que atende as medidas para todo o núcleo do reator a partir das leituras da densidade de potência nos detectores de nêutrons fixos “in-core” de reatores PWR. Como já mencionada são empregadas as medidas diretas dos detectores fixos, nos locais onde eles são posicionados. As diferenças, nestes locais, entre o valor medido e o simulado pelo cálculo são tratadas como desvios. Esses desvios são estendidos para todas as regiões do núcleo do reator.

#### **1.2.6 Detectores de distribuição de densidade de potência fixos empregados em reatores PWR tipo Angra 2**

Considerando que existe uma proporcionalidade entre a densidade de fluxo de nêutrons no núcleo e a potência gerada pelas reações de fissões, é possível utilizar através de medidas locais de densidade de fluxo de nêutrons as medidas de densidade de potência.

As medidas locais são realizadas nos detectores fixos, no núcleo do reator, pelas reações sofridas pelo fluxo de nêutrons e radiação gama. Essas reações provocam uma corrente que é usada como referência para medida da densidade de fluxo de nêutrons, no local do detector e transferida para a densidade de potência local.

Os detectores empregados são os (SPND) (TOLDT, 1998). Estes detectores basicamente são constituídos de um emissor, em formato de fio, de material absorvedor de nêutrons com alta seção de choque para nêutrons térmicos (Cobalto). Ele é colocado e mantido em posição axial dentro de uma lança introduzida no tubo guia de um elemento combustível (Ver Figura 1.5).

Os detectores geram uma corrente que acompanha sem atraso o comportamento do fluxo de nêutrons. A ordem de grandeza da corrente gerada pode ser bem processada

pela eletrônica de medição. Devido a isto, os detectores não necessitam de nenhum suprimento externo de tensão e por isso, são chamados detectores auto energizados.

### **1.3 ORGANIZAÇÃO DO TRABALHO**

As atividades apresentadas nesse trabalho foram distribuídas em capítulos como se segue:

- No capítulo 1 foram apresentadas pequenas descrições da energia gerada pelos reatores nucleares em comparação as outras fontes de energia, bem como melhorias de projeto para redução do custo de geração. Foram ainda apresentados o histórico das medidas da distribuição de densidade de potência e ainda um resumo da pesquisa bibliográfica e um resumo do sistema proposto pela tese.
- O capítulo 2 apresenta a evolução dos projetos de núcleo, bem como os conceitos da distribuição de potência e suas perturbações. É mostrado que apesar de uma quantidade não muito grande de detectores fixos no núcleo, a densidade de potência pode ser monitorada por eles, e estendida para todo o núcleo pelo processo proposto pela tese. Além disso, é mostrado também o comportamento da densidade de potência máxima em função da evolução da queima do núcleo do reator.
- A metodologia desenvolvida para expandir as medidas de distribuição de potência para todo o núcleo, com base nas leituras dos detectores fixos “in-core”, é apresentada no capítulo 3.
- Os resultados da aplicação desta metodologia são fornecidos no capítulo 4.
- A conclusão é descrita no capítulo 5, e
- No capítulo 6 são mostradas as referências bibliográficas pesquisadas.

## **CAPÍTULO 2**

### **2. FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA E EVOLUÇÃO DOS PROJETOS DE NÚCLEO**

#### **2.1 INTRODUÇÃO**

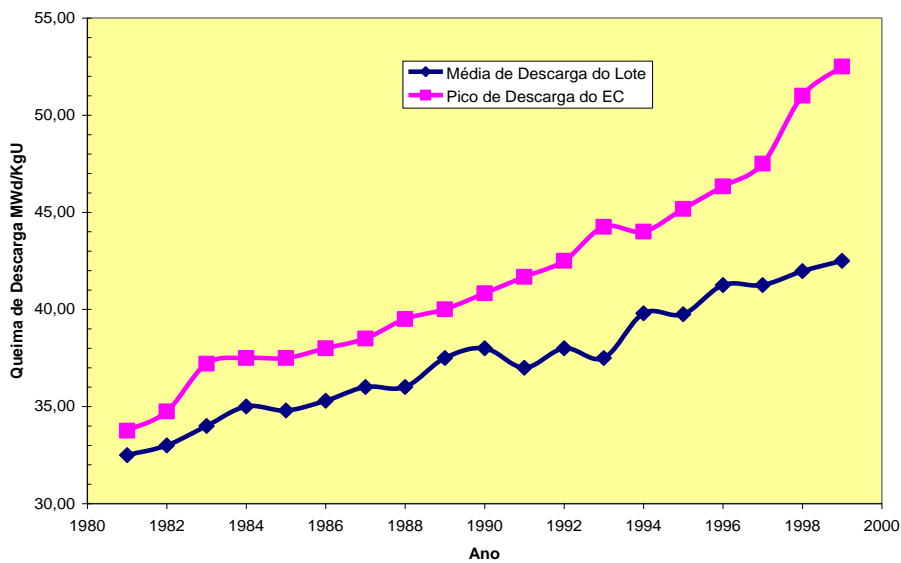
Este capítulo apresenta as melhorias que a monitoração das medidas da distribuição de potência pode alcançar, pelo emprego do sistema proposta para esta tese, para os projetos avançados em relação aos projetos convencionais de núcleo de reator PWR.

Ainda neste capítulo é apresentado alguns conceitos teóricos, sobre a distribuição de potência, e seu comportamento em função de movimentação de barra de controle, e a quantidade de detectores fixos necessários para cobrir com êxito a monitoração da densidade de potência.

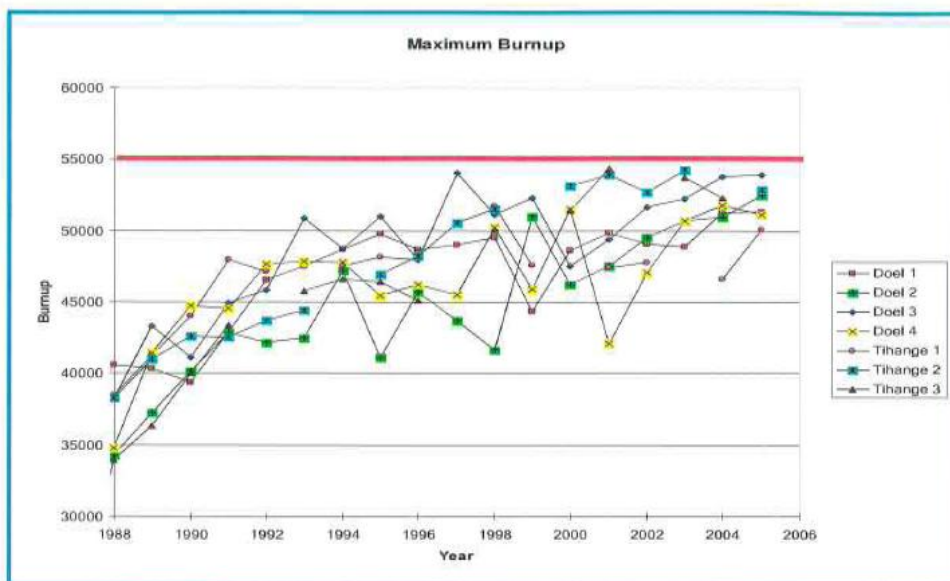
#### **2.2 EVOLUÇÃO DOS PROJETOS DE NÚCLEO**

Verifica-se que, o desenvolvimento dos projetos de núcleo de reatores, em especial, a água pressurizada (PWR), empregados para geração de energia elétrica, tem sofrido modificações de modo a atender as demandas necessárias a menor custo de geração possível.

Neste sentido, tem-se observado um aumento gradativo na queima de descarga dos elementos combustíveis (Figuras 2.1, 2.2 e 2.3). Na década de 70 a queima de descarga alcançava valor da ordem de 32 MWd/KgHM, enquanto hoje esse limite praticamente dobrou. Nos anos 80 os projetos de recargas migraram para “projetos de baixa fuga”, com o posicionamento dos elementos menos reativos na periferia do núcleo, garantido uma geração extra de energia

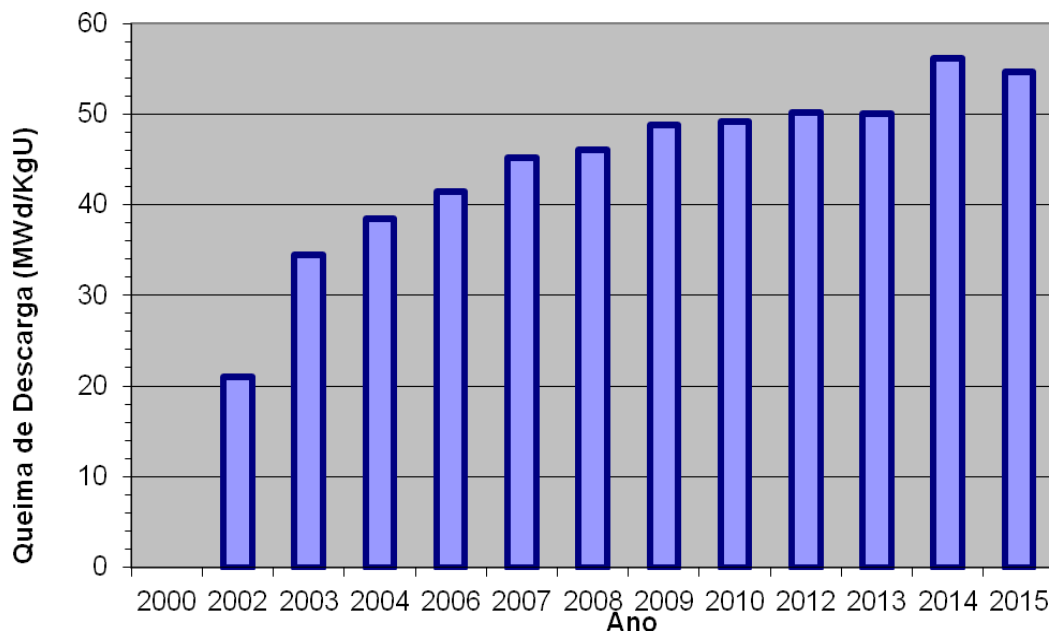


**Fig.2.1** Queima de descargas de reatores alemães tipo PWR.



**Fig. 2.2:** Queima de descargas de reatores belgas tipo PWR.

O projeto de baixa fuga somente pode ser iniciado após o controle de picos de potencia, gerados pelos elementos combustíveis, em especiais os EC novos, posicionados nas regiões mais centrais do núcleo do reator.



**Fig. 2.3** Queima média de descarga de reator PWR de 3765 MWTH tipo Angra2.

Os picos de potência podem ser minimizados através da possibilidade de emprego de absorvedores localizados de nêutrons (veneno queimável). Um exemplo desses absorvedores é o Óxido de Gadolínio ( $Gd_2O_3$ ) que misturado ao Óxido de Urânio ( $UO_2$ ) em concentrações que variam de 2 w/o a 9 w/o atuam como redutores de pico de potência, contribuindo ainda junto ao Boro solúvel no controle do excesso de reatividade para manter a potência nominal (DIAS, 1981; DIAS, 1991).

A migração para projetos de baixa fuga era necessária para ampliar a vida média de operação das usinas nucleares. Esta migração proporcionou um grande benefício para o vaso do reator, diminuindo sensivelmente a fluência de nêutrons, e tendo como consequência um aumento no tempo de operação do reator. Esse fato tem contribuído para estender a vida média das usinas nucleares para cerca de 60 anos de operação, bem acima da vida média prevista de 40 anos nos projetos convencionais desenvolvidos antes dos anos 80. Como consequência, em função da economia dos nêutrons (DIAS, 1991; DIAS, 1998b), ainda trouxe um grande ganho na geração de energia, pelo aumento do comprimento do ciclo. Por outro lado, esse novo desenvolvimento tem contribuído *também para tornar o núcleo menos homogêneo, reduzindo as margens referentes aos parâmetros de projeto*. Isso também tem produzido modificações nos

perfis de distribuição da densidade de potência. Este fato causa alterações imediatas nas margens para o controle de Mínimo DNBR (“Departure from Nucleate Boiling Ration”), LOCA (“Loss of Coolant Accident”) e PCI (“Pellet Cred Interaction”) (ULRYCH e ENDRIZZI, 1978; KEMNER,1997).

Neste mesmo contexto, e em especial para projetos de baixa fuga, o conhecimento da distribuição da densidade de potência local, vem colaborar em muito para as manobras do operador de reator no controle da distribuição da densidade de potência do núcleo, bem como nas taxas de subidas e descidas de potência durante uma variação de carga, por exemplo.

Como dito no capítulo 1 esta tese visa apresentar uma alternativa para estender as medidas de distribuição de potência para todo o núcleo de um reator PWR. Além disso, objetiva-se também, contribuir com os parâmetros dos sistemas operacionais da usina, com avaliações constantes de suas margens. E nesse caso, evitando configurações do núcleo que possam levar à formação de picos de potências ( $F_q$ ) que superem o limite de projeto, bem como a formação de ebulições na superfície da vareta combustível que possa provocar um Mínimo DNBR, e, como consequência, aumento da temperatura indesejável da pastilha de  $UO_2$ .

Na seção seguinte, é apresentado o comportamento dos picos de potências nos projetos convencionais ("IN-OUT") e de baixa fuga de nêutrons ("OUT-IN").

### **2.3 COMPORTAMENTO DA DISTRIBUIÇÃO DE DENSIDADE DE POTÊNCIA EM PROJETOS CONVENCIONAIS E DE BAIXA FUGA DE NÊUTRONS DE UM REATOR PWR**

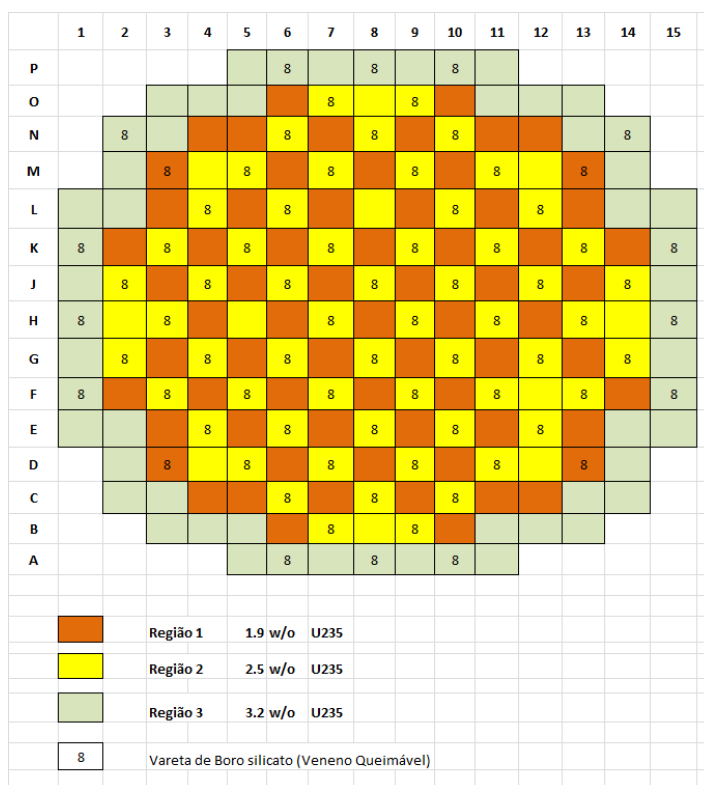
A máxima densidade de potência, em operação estável, ocorre no início do ciclo para os projetos convencionais (“OUT-IN”). Para projetos de baixa fuga (“IN-OUT”) podem ocorrer durante a evolução da queima do veneno queimável, ao longo do ciclo. Para uma análise da variação do pico de potência, este capítulo objetiva mostrar o comportamento da distribuição de potência em função da evolução da queima do ciclo de núcleos de reatores PWR de grande porte.



## 2.4 COMPORTAMENTO DA DISTRIBUIÇÃO DE DENSIDADE DE POTÊNCIA DE UM REATOR PWR

Como já descrito nos projetos “OUT-IN” os elementos combustíveis mais reativos são posicionados na borda do reator e os menos reativos nas regiões centrais. Já no projeto “IN-OUT” o carregamento do núcleo se apresenta de modo inverso ao carregamento “OUT-IN”. Para esses projetos, as Figuras, 2.4 e 2.5 mostram, respectivamente, um esquema de carregamento de núcleo de reator PWR que atende ao projeto convencional e o de baixa fuga de nêutrons.

As densidades de potência máxima destes projetos são mostradas ao longo dos ciclos nas Figuras 2.6 a 2.9.



**Fig. 2.4** Carregamento de núcleo de projeto convencional “OUT-IN”.

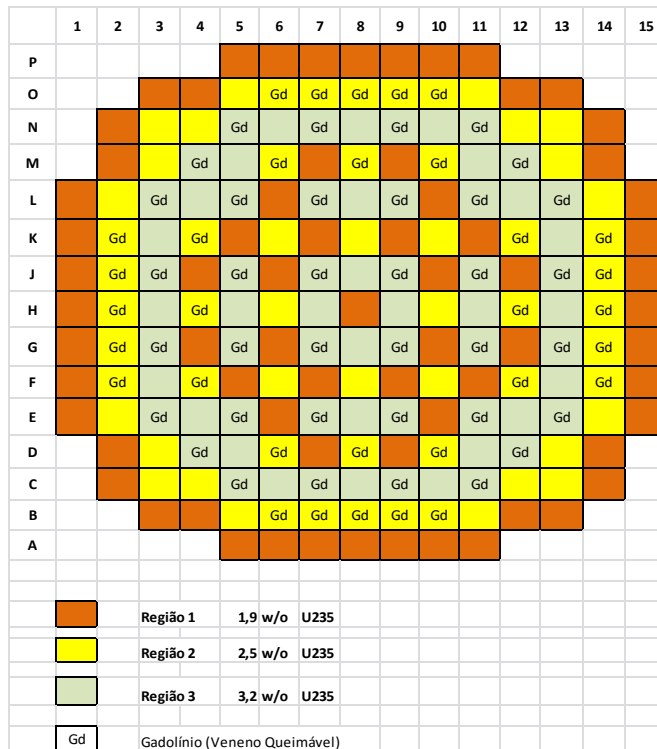


Fig. 2.5 Carregamento de núcleo de projeto de baixa fuga “IN-OUT”.

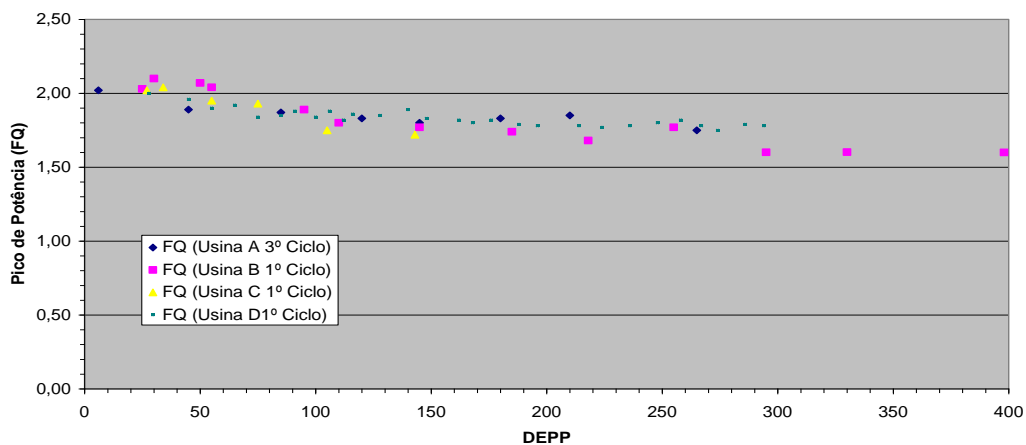
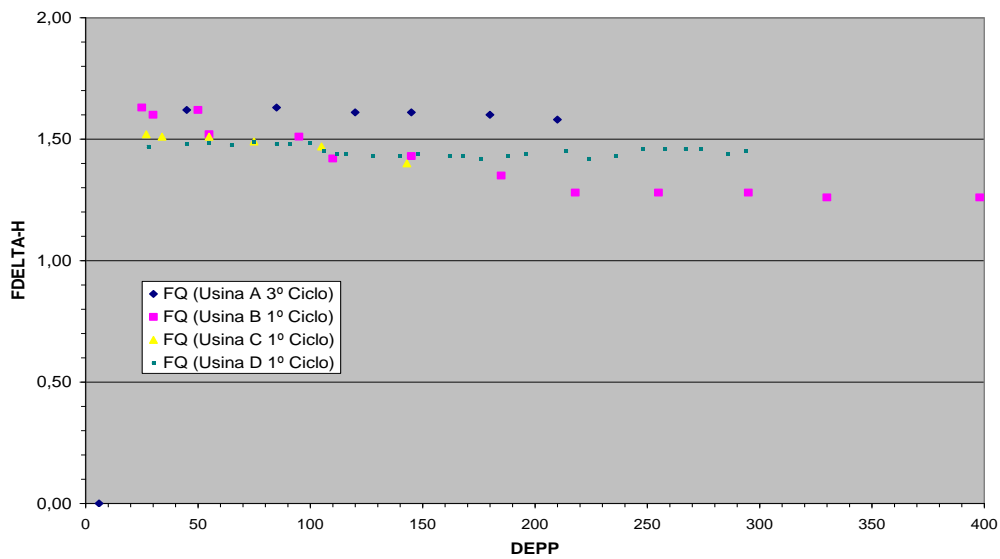
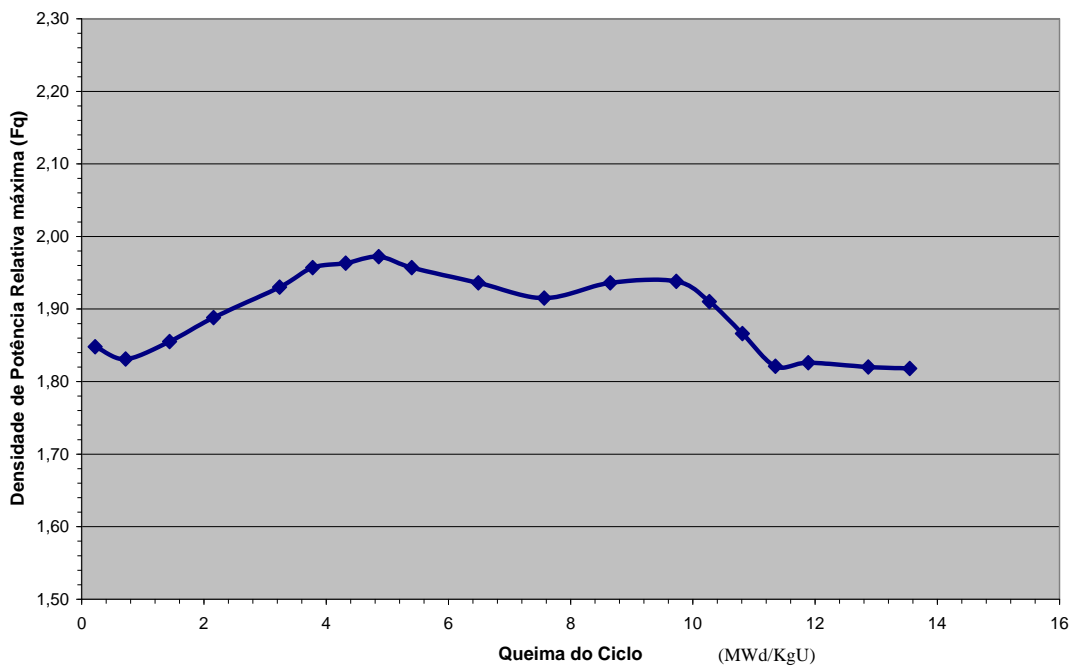


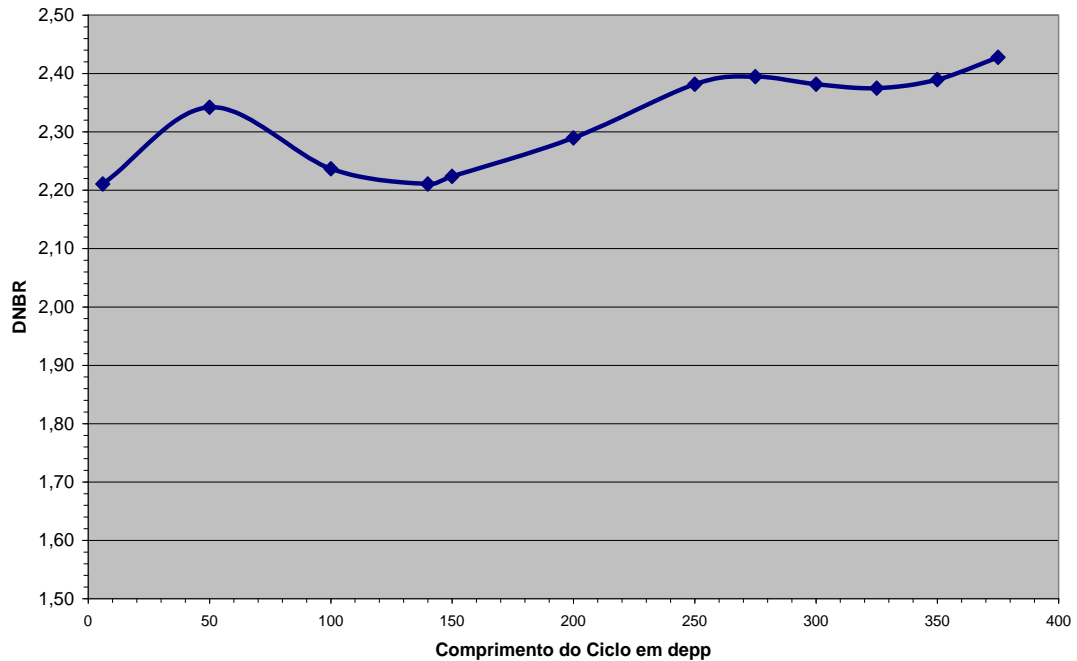
FIG. 2.6 Comportamento de pico de potência (Fq) em função da queima do ciclo de um projeto convencional (“OUT-IN”) de um reator PWR tipo Angra 2.



**FIG. 2.7** Comportamento de pico de potência ( $F_{\Delta H}$ ) em função da queima do ciclo de um projeto convencional (“OUT-IN”) de reatores PWR tipo Angra 2.



**FIG. 2.8** Comportamento de pico de potência ( $F_q$ ) em função da queima do ciclo de um projeto de baixa fuga (“IN-OUT”) de um reator PWR tipo Angra 2.



**Fig. 2.9** Comportamento mínimo DNBR em função da queima do ciclo de um projeto de baixa fuga (“IN-OUT”) de um reator PWR tipo Angra 2.

As Figuras. 2.6 e 2.7 mostram o comportamento do valor máximo da densidade de potência relativa,  $F_q$  e  $F_{\Delta H}$ , em função da queima do ciclo em um projeto convencional de reatores PWR (GRONAL, 1979 e DIAS, 1981). Verifica-se, como esperado, um decréscimo do pico de potência, praticamente linear, com a evolução da queima do ciclo, comprovando e mostrando a ocorrência do valor máximo para o início do ciclo. Por outro lado, a partir de meados da década de 80 os projetos migraram para projetos de baixa fuga de nêutrons. Esta alternativa somente foi possível, como já esclarecido, pelo emprego de absorvedores localizados nos elementos combustíveis novos, posicionados nas regiões mais centrais, para evitar violação de picos de potência.

Os absorvedores de nêutrons, conhecidos como veneno queimável, empregados são: Óxido de Gadolínio misturado a Óxido de Urânio; WABA (Wet Annular Burnable Absorber) que constitui em adicionar Boro na periferia das pastilhas de Óxido de Urânio e Borosilicato que introduzidos em varetas de aço inox são posicionadas dentro dos Tubos Guia dos elementos combustíveis (DIAS, 1981; MANDARANO e DIAS, 1999). Esse projeto permite aumentar o comprimento do ciclo. Entretanto, o pico de potência é elevado durante a queima do veneno absorvedor. Portanto, os picos de

potência ocorrem no início do ciclo, bem como, ao longo da queima do veneno absorvedor. *Por conseguinte, a vantagem da aplicação de um modelo de medidas, para todo o núcleo a qualquer momento, da distribuição de potência para estes ciclos, torna-se de grande importância.*

## **2.5 VARIAÇÃO DA DISTRIBUIÇÃO DE DENSIDADE DE POTÊNCIA**

A migração para projetos mais econômicos conduz também para aumentar a não homogeneidade do núcleo, pela necessidade de incorporar mais materiais absorvedores de nêutrons. Esse fato contribui sem dúvida para uma maior variação dos picos de potência ao longo da evolução do ciclo, que traz como consequência uma redução das margens de operação nestas regiões.

De modo geral, as margens de operação, relativas aos picos de potência, são funções da variação da densidade linear de potência ao longo do ciclo. Neste sentido, um sistema, como o proposto, ou que apresente uma monitoração para as margens da densidade de potência, para todos os elementos combustíveis do núcleo, torna-se uma contribuição de grande importância para as ações do operador de reator, na manutenção de um perfil mais homogêneo da distribuição de potência.

## **2.6 CARACTERÍSTICAS DA DISTRIBUIÇÃO DE DENSIDADE DE POTÊNCIA**

As principais características que perturbam a distribuição de densidade de potência em reatores são, sem dúvida, as movimentações das barras de controle. Considerando que, em reatores “Pressurized Water Reactor”, as barras de controle permanecem praticamente retiradas do núcleo, e/ou sem muitas variações de posicionamento por um bom período em operação nominal, o efeito da perturbação na distribuição da densidade de potência e da queima é essencialmente governado pela variação dos parâmetros nucleares locais do núcleo, ao longo da evolução do ciclo (BOCK e GRUEN, 1983; ULRYCH e ENDRIZZI, 1978).

Outro efeito que contribuiria bastante para ampliar a perturbação da densidade de potência seria a não simetria dos elementos combustíveis posicionados no núcleo do

reator, causando picos de potências indesejáveis, mesmo que estejam abaixo do limite de projeto, pois a distribuição de potência tende a ser menos homogênea. As metodologias atuais empregadas em projetos de recargas (WINTER, 1997) têm permitido resultados de cálculos com ótima simetria das distribuições de potência. Essas simetrias têm sido confirmadas através dos mapeamentos neutrônicos realizados durante os testes iniciais, na partida do ciclo, bem como durante a operação a potência nominal (DIAS, 2009). Além da simetria, a distribuição de densidade de potência deve ser a mais uniforme possível. Para isso, a razão entre o valor máximo e médio da distribuição de potência no núcleo deve ser mínima. Essas otimizações são mais facilmente alcançadas em projetos convencionais. Para projetos de baixa fuga são empregados os venenos queimáveis localizados, para permitir distribuição de potência mais homogênea.

Outros efeitos que somados ao movimento ou mesmo a queda de barras de controle, que contribuem para os desvios da distribuição da densidade de potência, durante a operação normal são os efeitos causados pela: redistribuição de Xenônio; redistribuição da temperatura durante variação de carga; inserção de barras de controle durante operação a potência parcial e movimentação espúria de barras de controle.

## 2.7 DENSIDADE DE POTÊNCIA MÁXIMA E DISTRIBUIÇÃO DE QUEIMA

A distribuição de densidade de potência, expressa em forma de uma função local, é dada pela distribuição de densidade de potência relativa, qual seja,

$$P_{rel}(x, y, z) = \frac{p(x, y, z)}{\bar{p}} , \quad (2.1)$$

onde,  $p(x, y, z)$  é a distribuição de densidade de potência absoluta dada por,

$$p(x, y, z) = \sum_{g=1}^2 \omega_{\Sigma_{fg}}(x, y, z) \phi_g(x, y, z) , \quad (2.2)$$

sendo  $\omega$  a energia liberado por fissão,  $\Sigma_{fg}(x, y, z)$  a seção de choque macroscópica de fissão e  $\phi_g(x, y, z)$  o fluxo de nêutrons para o grupo  $g$  de energia, no ponto de coordenadas  $(x, y, z)$ , enquanto que  $\bar{p}$  é a densidade de potência média do núcleo, dada por:

$$\bar{p} \equiv \frac{1}{V_{\text{núcleo}}} \int_{V_{\text{núcleo}}} p(x, y, z) dV . \quad (2.3)$$

O valor máximo da distribuição de potência do núcleo merece uma atenção particular. O local onde ocorre a distribuição de potência máxima é conhecido como “hot spot” e, portanto, é definido como:

$$F_q = p_{\text{rel}}(x_q, y_q, z_q), \quad (2.4)$$

onde  $(x_q, y_q, z_q)$  é o ponto onde  $p(x, y, z)$  é máximo no núcleo.

Nos pontos onde ocorrem os picos de potência, a queima apresenta uma taxa maior do que nos pontos onde a distribuição de potência é menor. Por outro lado, a queima altera os parâmetros locais, e, portanto, influencia a distribuição da densidade de potência.

Em núcleos onde não se aplicam venenos queimáveis, os fatores de pico de densidade de potência decrescem com o aumento da queima local. O resultado disso garante uma distribuição de potência mais achatada com a evolução do ciclo. Isto é, o valor de  $F_q$  diminui sempre com a evolução da queima.

Em núcleo com veneno queimável é possível ter um aumento local de  $F_q$  com a evolução da queima do ciclo. Em tais projetos, com a queima do veneno, o valor de  $F_q$  é aumentado, e, portanto, são necessárias avaliações do seu comportamento ao longo de todo o ciclo, para verificar que o limite de projeto não seja ultrapassado.

## 2.8 PERTURBAÇÕES DA DISTRIBUIÇÃO DE DENSIDADE DE POTÊNCIA

Definindo perturbação de distribuição de densidade de potência como a variação sofrida pela densidade de potência em relação ao seu valor médio, ela pode, então, ser expressa como:

$$DP(x, y, z) \equiv \frac{p'(x, y, z) - \bar{p}(x, y, z)}{\bar{p}(x, y, z)}, \quad (2.5)$$

onde  $p'(x, y, z)$  é a distribuição de densidade de potência perturbada e  $\bar{p}(x, y, z)$  é a distribuição de densidade de potência média. Como exemplo, a Figura 2.10 mostra a distribuição absoluta de potência média radial, para a condição de todas as barras de controle retiradas do núcleo, de um reator PWR tipo Angra 2. As distribuições de densidade de potência da Figura 2.10 são normalizadas tal que a integral no volume do núcleo torne as suas perturbações (diferenças relativas) zeradas (Figura 2.11). Isto significa que o núcleo apresenta regiões com diferenças positivas e negativas, de modo que a integral no volume do núcleo garanta que  $DP(x, y, z)$  global seja nula (Figura 2.12), ou seja:

$$\overline{DP} = \frac{1}{V_{\text{núcleo}}} \int_{V_{\text{núcleo}}} DP(x, y, z) dV = 0. \quad (2.6)$$

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
P					81	106	110	110	110	106	81				
O			77	128	240	244	244	246	244	244	240	128	77		
N		77	215	242	224	278	232	275	232	278	224	242	215	77	
M		128	242	222	273	269	228	267	228	269	273	222	242	128	
L	81	240	224	273	226	215	213	255	213	215	226	273	224	240	81
K	106	244	278	269	215	236	203	205	203	236	215	269	278	244	106
J	110	244	232	228	213	203	209	255	209	203	213	228	232	244	110
H	110	246	275	267	255	205	255	232	255	205	255	267	275	246	110
G	110	244	232	228	213	203	209	255	209	203	213	228	232	244	110
F	106	244	278	269	215	236	203	205	203	236	215	269	278	244	106
E	81	240	224	273	226	215	213	255	213	215	226	273	224	240	81
D		128	242	222	273	269	228	267	228	269	273	222	242	128	
C		77	215	242	224	278	232	275	232	278	224	242	215	77	
B			77	128	240	244	244	246	244	244	240	128	77		
A					81	106	110	110	110	106	81				

**Fig. 2.10** Valor absoluto da distribuição radial de densidade de potência média com todas as barras de controle retiradas (W/cm).



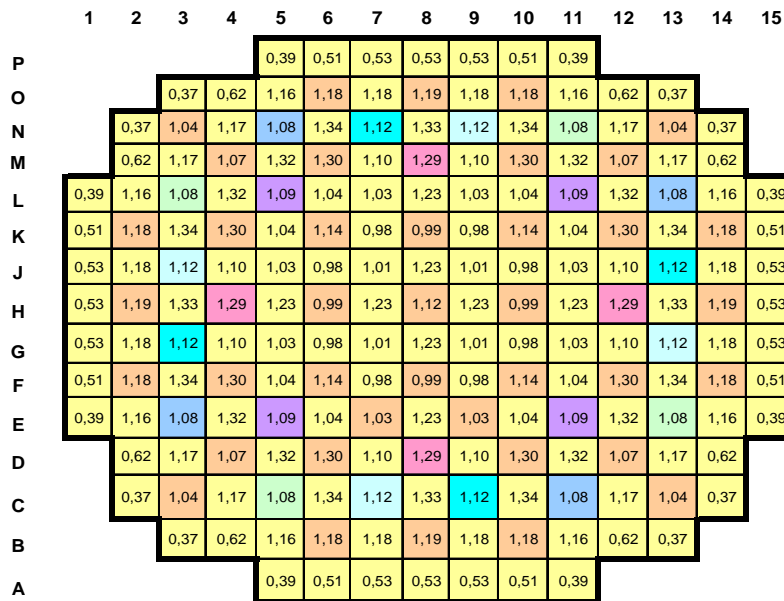


Fig. 2.11 Distribuição de densidade de potência relativa com barras de controle retiradas.

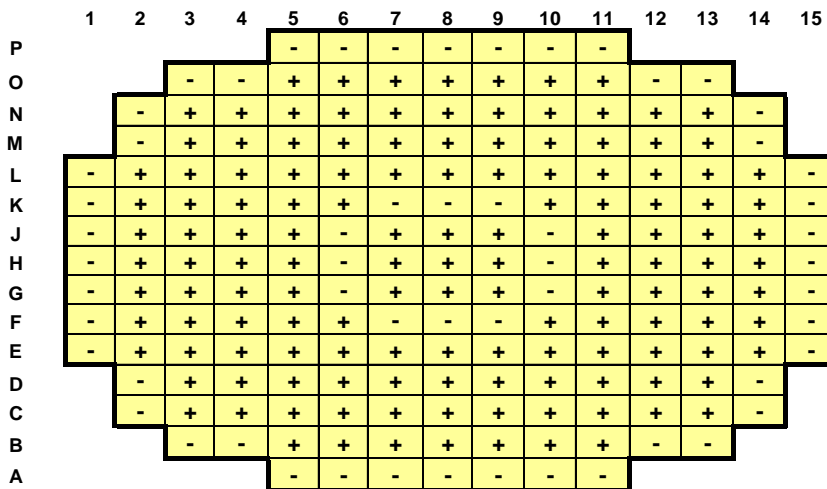


Fig. 2.12 Deformação positiva e negativa da distribuição de densidade de potência radial.

Investigações teóricas e práticas têm demonstrado que todas as deformações de densidade de potência devem ser consideradas (BOCK e GRUEN, 1993). Contudo, a região de aumento de potência, em relação ao seu valor médio, não é limitada somente em alguns elementos combustíveis, mas se estende praticamente na maioria dos elementos combustíveis que compõe o núcleo. *Este fato mostra que o comportamento das perturbações das densidades de potência em todo o núcleo é muito semelhante e*

permite selecionar grandes regiões com deformações positivas, monitoradas por somente um detector. Isto significa que são necessários somente alguns detectores para cobrir todo o núcleo. As regiões selecionadas para cada detector são conhecidas como “surveillance zone”.

As deformações da distribuição de densidade de potência devido à inserção de barras de controle são funções mais fortemente das coordenadas espaciais do que funções de composição dos elementos combustíveis. Uma avaliação destas deformações é mostrada, para um reator PWR tipo Angra 2, pela queda, por exemplo, de uma barra de controle central (Figura 2.13), que em comparação com a distribuição de potência com todas as barras de controle retiradas apresenta uma forte deformação em torno da posição da barra de controle até uma curva de iso-potência nula (Figura 2.14). Fora dessa região as deformações são positivas. O efeito da compensação de reatividade pela inserção das barras de controle, para manter a potência global constante, pode ser visto em 3 dimensões (3D) na Figura 2.15. Observa-se que as deformações permanecem simétricas. Deformações desse tipo são conhecidas como deformações radiais.

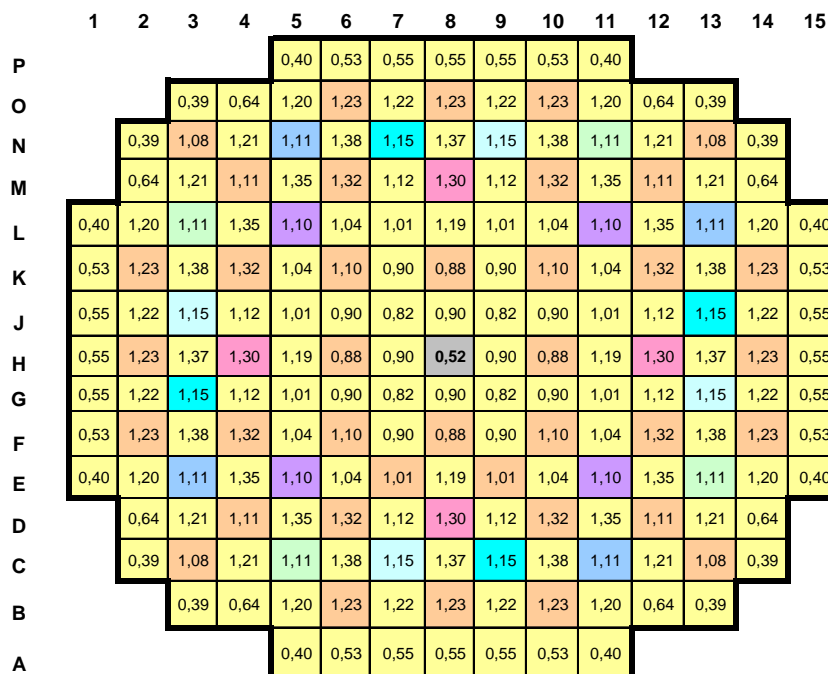
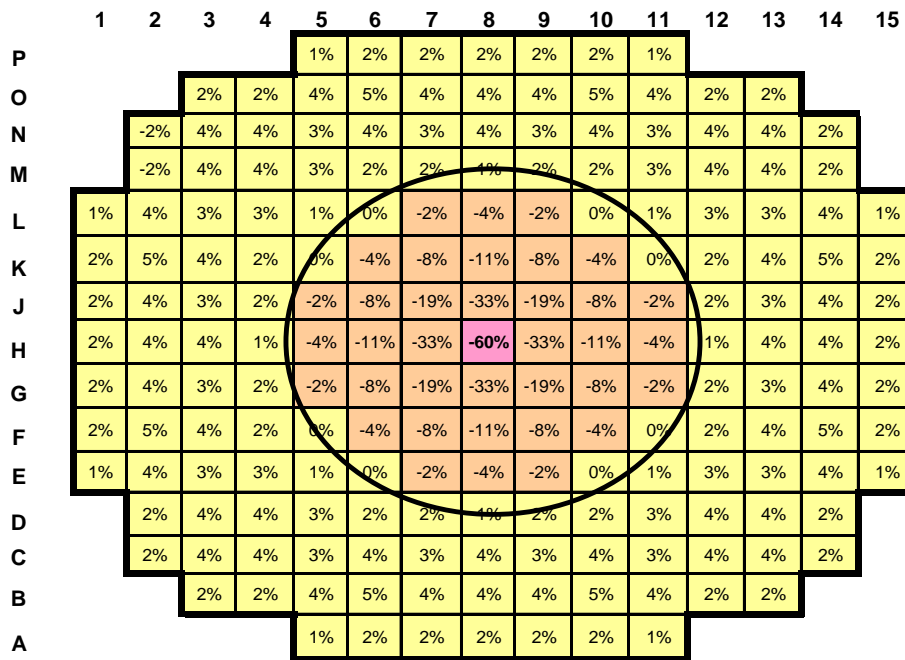
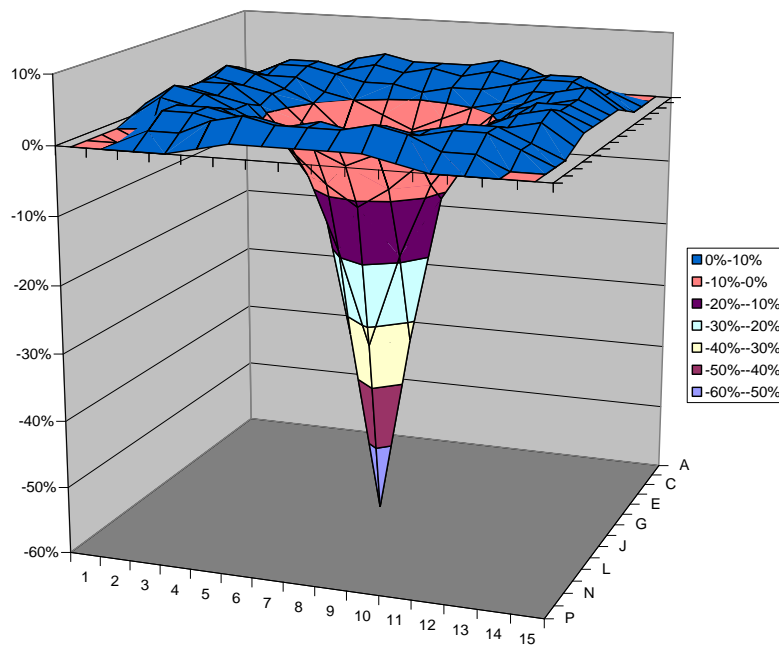


Fig. 2.13 Distribuição de densidade de potência relativa com barras de controle central inserida.



**Fig. 2.14** Diferença da distribuição de densidade de potência relativa entre as condições TBR e barra de controle central (H8) inserida.

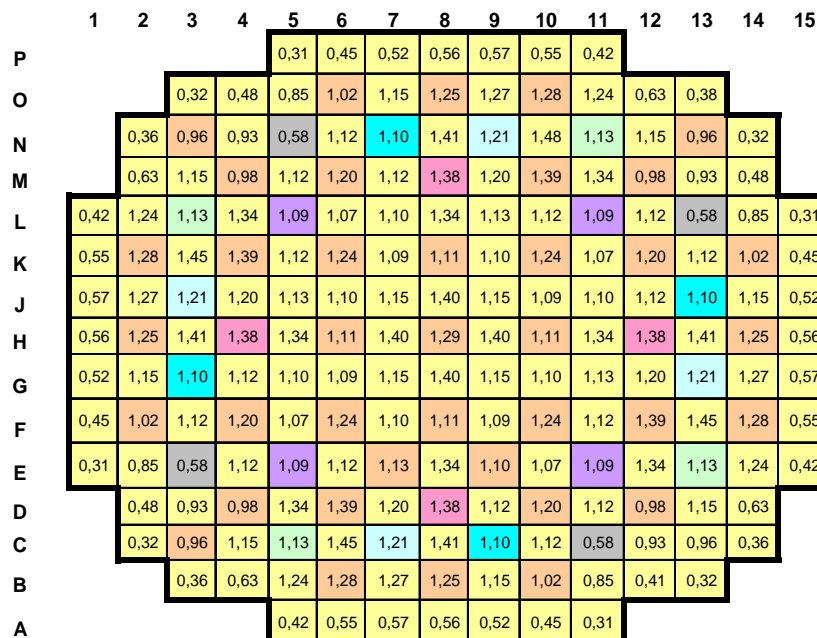


**Fig. 2.15** Diferença da distribuição de densidade de potência relativa em 3D entre as condições TBR e barra de controle central (H8) inserida.

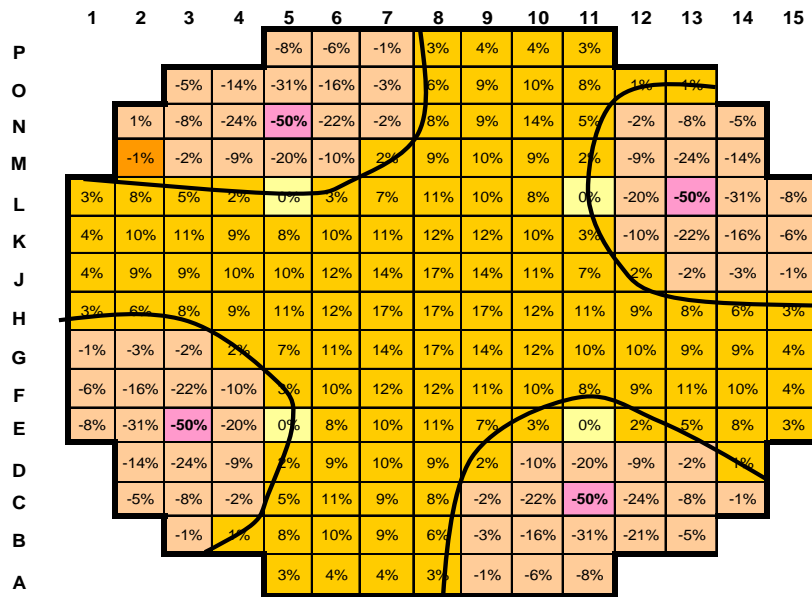
Por outro lado, as funções de deformações não podem ser confundidas com alterações locais do valor absoluto da densidade de potência.

No exemplo acima, as perturbações das densidades de potência serão dependentes sobre, se ou não, os valores da reatividade das barras inseridas forem compensados por outra reatividade equivalente, por exemplo, diluição.

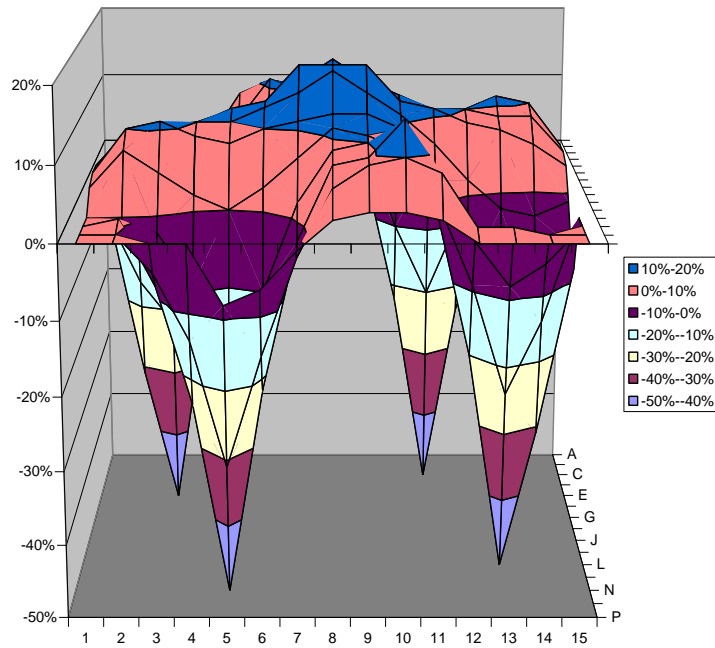
No caso de não haver compensação, não existirá nenhum aumento do valor absoluto na densidade de potência local para qualquer posição dentro do núcleo. Outro exemplo de deformação radial é mostrado pela queda de 4 bancos de controle homólogos na Figura 2.16. As curvas de perturbações de iso-potência formadas em torno das regiões onde ocorreram queda das barras de controle são mostradas na Figura 2.17. Verifica-se também que as perturbações da distribuição de densidade de potência são mantidas simétricas em relação ao centro do núcleo. Na Figura 2.18 o efeito dessas perturbações é também mostrado em uma distribuição 3D.



**Fig. 2.16** Distribuição de densidade de potência com 4 barras de controle inseridas homólogas.



**Fig. 2.17** Diferença da distribuição de densidade de potência relativa entre as condições TBR e com 4 barras de controle inseridas homólogas.



**Fig. 2.18** Diferença da distribuição de densidade de potência relativa (3D) entre as condições TBR e com 4 barras de controle inseridas homólogas.

Perturbações de distribuição de potência não radial são mostradas por queda de barra de controle onde as perturbações não são homólogas. Exemplo dessas perturbações é mostrado na Figura 2.19 com a queda de barra de controle em posição de

coordenada C13, próximo a periferia do núcleo do reator. Verifica-se que as perturbações não se apresentam simétricas como mostrado pelas curvas de iso-potência na Figura. 2.20. O efeito dessas perturbações é mostrado em 3D na Figura 2.21.

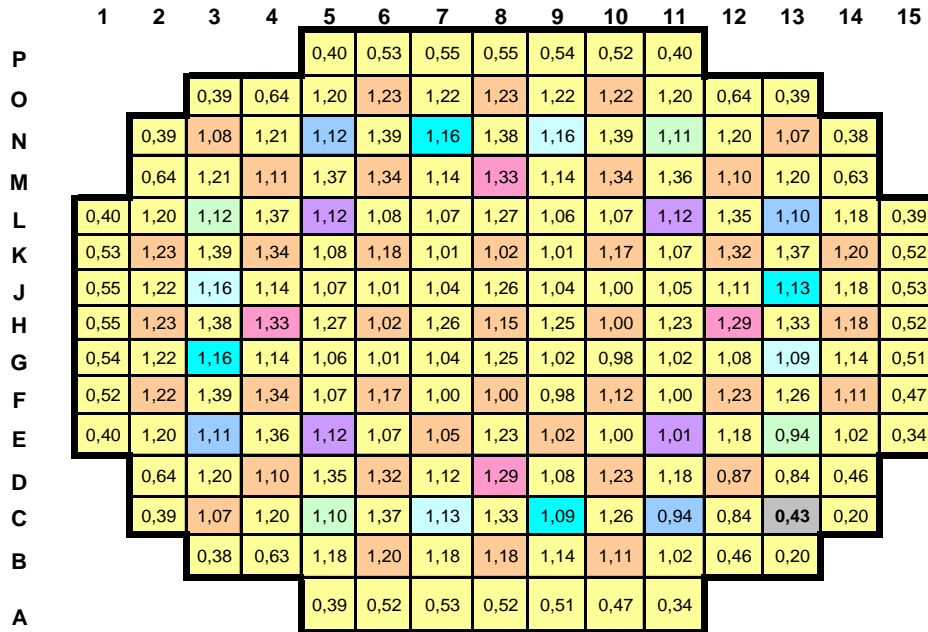


Fig. 2.19 Distribuição da densidade de potência com barra de controle C13 inserida.

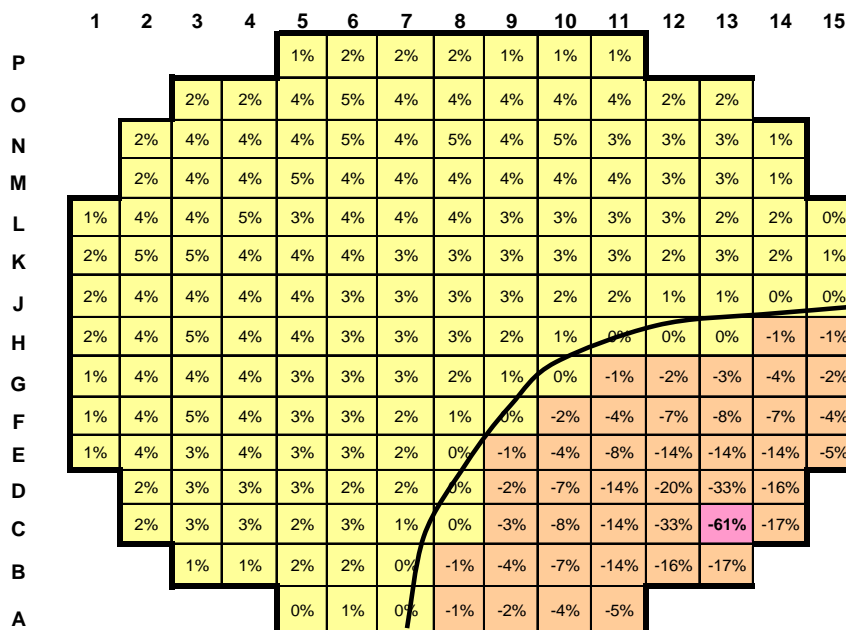
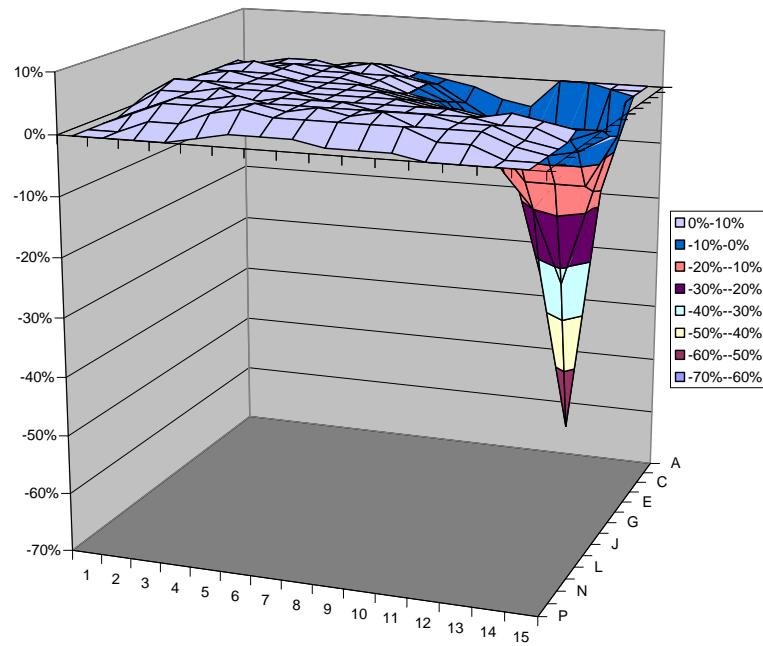


Fig. 2.20 Diferença da distribuição de densidade de potência relativa entre as condições com TBR e com barra de controle C13 inserida.



**Fig. 2.21** Diferença da distribuição de densidade de potência relativa (3D) entre as condições TBR e com barra de controle C13 inserida.

Perturbação da distribuição de densidade de potência não radial causada por queda de mais de uma barra de controle é mostrada na Figura 2.22 para queda de 3 barras de controle, e, sua perturbação é mostrada na Figura 2.23.

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
P					0,03	0,42	0,48	0,52	0,53	0,52	0,39				
O			0,30	0,44	0,80	0,95	1,08	1,17	1,19	1,21	1,16	0,59	0,34		
N		0,34	0,89	0,87	0,54	1,05	1,03	1,32	1,14	1,36	1,06	1,08	0,90	0,30	
M		0,59	1,08	0,92	1,05	1,13	1,05	1,30	1,13	1,31	1,27	0,92	0,88	0,45	
L	0,39	1,16	1,06	1,26	1,02	1,00	1,03	1,26	1,07	1,05	1,03	1,07	0,55	0,81	0,30
K	0,52	1,21	1,36	1,30	1,05	1,17	1,03	1,03	10,40	1,18	1,02	1,15	1,08	0,98	0,43
J	0,53	1,19	1,14	1,13	1,07	1,04	1,09	1,33	1,10	1,05	1,06	1,09	1,07	1,12	0,50
H	0,52	1,18	1,32	1,30	1,27	1,06	1,34	1,24	1,36	1,09	1,32	1,36	1,39	1,23	0,55
G	0,48	1,08	1,04	1,06	1,05	1,04	1,11	1,37	1,14	1,10	1,15	1,21	1,22	1,28	0,57
F	0,42	0,96	1,06	1,15	1,02	1,20	1,08	1,11	1,12	1,30	1,19	1,46	1,51	1,32	0,57
E	0,30	0,81	0,55	1,08	1,05	1,10	1,13	1,38	1,18	1,20	1,25	1,51	1,23	1,32	0,44
D		0,45	0,89	0,95	1,31	1,38	1,22	1,46	1,27	1,50	1,52	1,24	1,35	0,71	
C		0,31	0,92	1,11	1,11	1,44	1,24	1,51	1,29	1,55	1,25	1,35	1,21	0,44	
B			0,35	0,61	1,22	1,28	1,31	1,35	1,35	1,37	1,34	0,72	0,44		
A					0,41	0,56	0,59	0,61	0,61	0,59	0,45				

**Fig. 2.22** Distribuição de densidade de potência relativa com 3 barras de controle inseridas.

Sendo uma perturbação não radial, elas não se apresentam homogêneas no reator. O efeito dessa perturbação é mostrado em 3D na Figura 2.24. Perturbações como as mostradas nas Figuras 2.21 e 2.24 são também conhecidas como perturbações axiais.

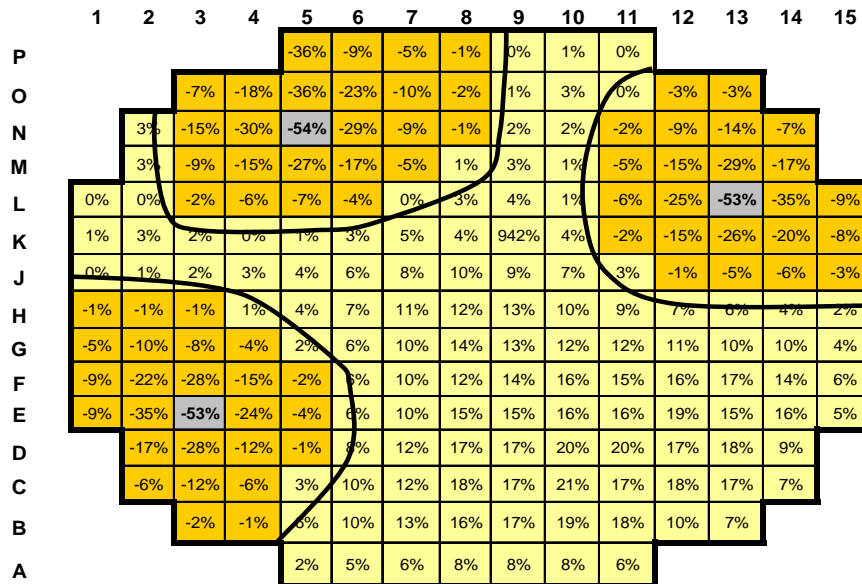


Fig. 2.23 Diferença da distribuição de densidade de potência relativa entre as condições TBR e com 3 barras de controle inseridas.

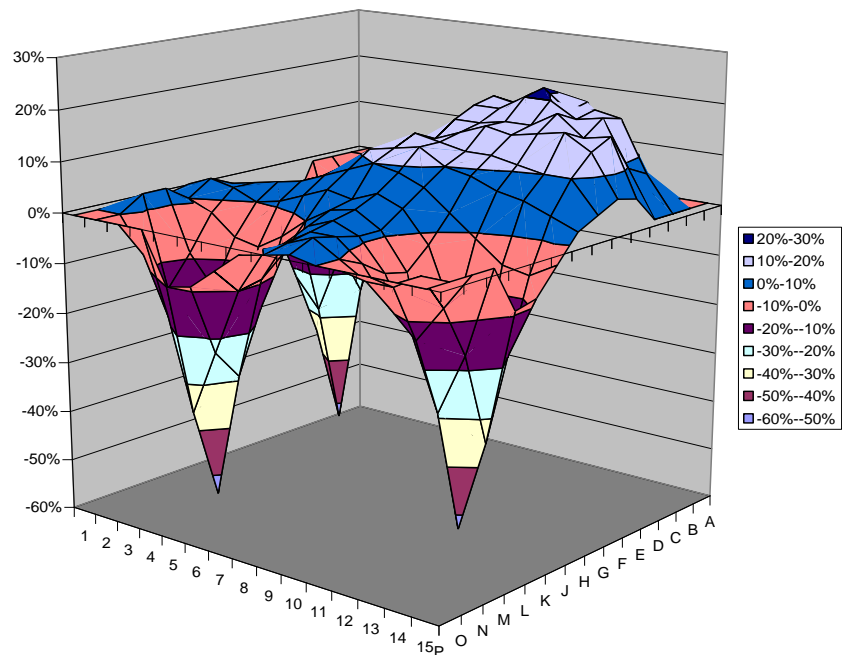


Fig. 2.24 Diferença da distribuição de densidade de potência relativa em 3D entre as condições TBR e com 3 barras de controle inseridas.



As perturbações da densidade de potência podem ser ainda separadas em perturbação axial ( $z$ ) e radial ( $xy$ ). Com exceção de condição extrema, as deformações da densidade de potência que ocorrem na prática durante operação estável, podem ser expressas em função do primeiro harmônico. Isto significa que as deformações podem ser representadas por uma função linear (BOCK e GRUEN, 1983; ULRYCH e ENDRIZZI, 1978) em relação a um valor de referência.

## **2.9 DISTRIBUIÇÃO RADIAL DA DENSIDADE DE POTÊNCIA**

O projeto do núcleo é realizado de modo que a distribuição da densidade de potência radial (BOCK e GRUEN, 1983; LAMARSH, 1965; DUDERSTADT e HAMILTON, 1976) não comprometa os limites de projeto ao longo de todo o ciclo. Os casos extremos mais significativos que causam perturbações em excesso, como já mencionadas, são a inserção de barras de controle. Exemplos destas perturbações foram mostrados no item 2.8, em especial as das Figuras 2.21 e 2.24 que provocam perturbações não homólogas. Estas perturbações são conhecidas como deformações azimutais. As demais perturbações que não violam a simetria azimutal são ditas deformações radiais, como as das Figuras 2.15, 2.18.

## **2.10 DISTRIBUIÇÃO AXIAL DA DENSIDADE DE POTÊNCIA**

Os efeitos inerentes, para a deformação do perfil axial da distribuição da densidade de potência, foram nomeados, neste capítulo, como sendo o efeito axial da redistribuição da concentração de Xenônio e o efeito termo hidráulico da distribuição axial da temperatura.

Além disso, possíveis causas maiores para perturbação axial na distribuição de potência são oriundas de inserções espúrias, ou retiradas de banco de controle, para equalização da temperatura do refrigerante com a potência nominal do reator.

Comparada com a distribuição radial, a distribuição axial não apresenta a mesma estabilidade (BOCK e GRUEN, 1983; ULRYCH e ENDRIZZI, 1978). Isto significa

que é exigida uma estabilização por uma função externa que controla o perfil axial. Desse modo a distribuição de potência axial é otimizada para manter a distribuição de queima o mais uniforme possível. Este é um dos principais objetivos da Física de Reatores em operações de reatores nucleares.

Os parâmetros nucleares dos elementos combustíveis novos, ainda não irradiados, variam muito pouco ao longo da direção axial. Neste caso, a não homogeneidade desses elementos combustíveis novos são causadas pelas grades espaçadoras e a presença de possíveis distribuições de venenos queimáveis. Apesar disto, a distribuição da densidade de potência em projetos de primeiro núcleo exibe um perfil de distribuição de densidade de potência praticamente de forma cossenooidal, com o pico máximo de potência localizado próximo ao plano médio axial do núcleo. Com a evolução do ciclo a distribuição de queima se modifica em relação ao seu início. É mais acentuada ao iniciar, tornando-se mais homogênea no fim do ciclo. Apresenta uma distribuição mais achatada em comparação a distribuição cossenooidal do início. Já para projetos de recarga, o efeito da distribuição de queima, dos elementos irradiados nos ciclos anteriores, que serão carregados no núcleo do reator do projeto vigente, apresenta uma influência que pode distorcer o perfil axial de potência em comparação ao perfil observado no primeiro núcleo. Isto é observado em operações de reatores em que o perfil axial de queima está mais distante de um perfil mais homogêneo, provocando “atraso” de queima localizado que pode perturbar a distribuição axial no núcleo do ciclo seguinte.

O perfil axial da distribuição de densidade de potência é influenciado pelas condições termo hidráulicas devido à variação da temperatura entre a base e o topo do núcleo do reator. Por conseguinte, influencia também a distribuição de queima axial. Em função da evolução da queima do ciclo, a realimentação de reatividade, na base do núcleo, torna sempre maior quanto maior for à queima do ciclo. Este fato é devido ao aumento da negatividade do coeficiente de reatividade do moderador em função da queima do ciclo. Isto provoca uma maior produção de queima na base do que no topo do núcleo.

O atraso da queima no topo do núcleo e a realimentação na base contribuem para manter um equilíbrio no perfil axial da distribuição da queima. Contudo, com operação

em potência parcial ocorrerá uma realimentação maior na parte superior do núcleo. Para manter o perfil axial mais uniforme, nestes casos, torna-se necessário a introdução de barras de controle.

Por outro lado, para manter um perfil da distribuição da densidade de potência mais homogêneo, é desejável o conhecimento local da distribuição de potência em todo o núcleo. Isto dará informações ao operador de reator quais as posições mais adequadas de movimentação das barras de controle. Esse processo de medição é realizado através de mapeamento de fluxo de nêutrons. Pelo processo proposto para essa tese, o conhecimento da distribuição de potência para todo o núcleo, em 3D, pode ser avaliado sem a necessidade de aplicação de um mapeamento neutrônico. Podendo ser substituído nos intervalos entre dois mapeamentos consecutivos pelo processo da tese proposto.

## CAPÍTULO 3

### 3. METODOLOGIA PROPOSTA

#### 3.1 INTRODUÇÃO

A metodologia apresentada a seguir tem por objetivo a determinação da distribuição de densidade de potência, de um reator tipo PWR, tendo como base as medidas de densidade linear de potência, feitas pelos detectores fixos distribuídos dentro do núcleo do reator.

Essa metodologia, comparada com a evolução das medidas mostradas no capítulo 1, apresenta uma enorme melhoria. Como foi mostrado, a maioria dos reatores PWR empregam as leituras de detectores externos de nêutrons para a monitoração da densidade de potência, porém sem definição da localização do pico de potência no reator. Para conhecimento dos valores localizados é necessário a realização de mapeamento neutrônico.

Pela aplicação da metodologia proposta as medidas de fluxo de nêutrons, pelos detectores internos ao núcleo são estendidas para todos os elementos combustíveis. Com essa aplicação, os projetos de núcleo, tornam-se monitorados em 3D, permitindo ao operador obter a distribuição de potência mais homogênea possível, aumentando assim as margens de operação, e como já mencionado elevando a queima dos elementos combustíveis.

#### 3.2 FUNÇÃO DE GREEN

A função de Green é usada como função peso, para estender para todos os nodos do núcleo, em 3D, o desvio observado entre o valor medido e calculado da distribuição de densidade de potência, na posição dos detectores fixos interno ao núcleo. A função de Green ao estender o desvio, do local do detector, para os demais nodos do núcleo, estará reconstruindo um novo valor para a densidade de potência de todos os nodos. Portanto, a aplicação da função de Green é uma solução para a reconstrução da densidade de potência no núcleo.

Por definição a distribuição de densidade de potência é dada como:

$$p(\vec{r}) = \int_0^{\infty} \omega(E) \Sigma_f(\vec{r}, E) \phi(\vec{r}, E) dE, \quad (3.1)$$

onde  $\omega(E)$  é a energia liberada na fissão, causada por um nêutron de energia  $E$ . Mas, na formulação de dois grupos de energia, a equação (3.1) torna-se:

$$p(\vec{r}) = \sum_{g=1}^2 \omega \Sigma_{fg}(\vec{r}) \phi_g(\vec{r}), \quad (3.2)$$

com  $\phi_g(\vec{r})$  sendo solução da equação da difusão, para dois grupos de energia, (LAMARSH, 1965), qual seja,

$$-\vec{\nabla} \cdot (D_g(\vec{r}) \vec{\nabla} \phi_g(\vec{r})) + \Sigma_{Rg}(\vec{r}) \phi_g(\vec{r}) = \frac{1}{k_{\text{eff}}} \chi_g \sum_{g'=1}^2 \nu \Sigma_{fg'}(\vec{r}) \phi_{g'}(\vec{r}) + \sum_{\substack{g'=1 \\ g' \neq g}}^2 \Sigma_{gg'}(\vec{r}) \phi_{g'}(\vec{r}) \quad (3.3)$$

Se o núcleo do reator é dividido em nodos, nos quais os parâmetros nucleares ( $D_g$ ,  $\Sigma_{Rg}$ ,  $\nu \Sigma_{fg'}$ ,  $\Sigma_{gg'}$  e  $\omega \Sigma_{fg}$ ) são uniformes, e estes nodos possuem volume  $V_n = a_{\text{EC}}^2 a_z^n$ , onde  $a_{\text{EC}}^2$  é a área da base de um Elemento Combustível (EC) e  $a_z^n$  é a altura do nodo, da equação (3.2) tem-se que:

$$\bar{p}^n = \sum_{g=1}^2 \omega \Sigma_{fg}^n \bar{\phi}_g^n, \quad (3.4)$$

com

$$\bar{p}^n \equiv \frac{1}{V_n} \int_{V_n} p(\vec{r}) dV \quad (3.5)$$

e

$$\bar{\phi}_g^n \equiv \frac{1}{V_n} \int_{V_n} \phi_g(\vec{r}) dV, \quad (3.6)$$

onde,  $D_g^n$ ,  $\Sigma_{Rg}^n$ ,  $\nu\Sigma_{fg}^n$ ,  $\Sigma_{gg'}^n$  e  $\omega\Sigma_{fg}^n$  são os parâmetros nucleares médios associados ao nodo n.

Para determinar o fluxo de nêutrons médio no nodo ( $\bar{\phi}_g^n$ ), para o reator crítico ( $k_{\text{eff}} = 1$ ), a equação (3.3) é discretizada, por exemplo, usando o Método de Diferenças Finitas de Malha Grossa (SILVA, A. C., SILVA, F. C. e MARTINEZ, A. S., 2011), o que resulta na seguinte equação de balanço:

$$\begin{aligned} & b_g^{nb} \bar{\phi}_g^{nb} + b_g^{nf} \bar{\phi}_g^{nf} + b_g^{ne} \bar{\phi}_g^{ne} + b_g^n \bar{\phi}_g^n + b_g^{nd} \bar{\phi}_g^{nd} + b_g^{nt} \bar{\phi}_g^{nt} + b_g^{nc} \bar{\phi}_g^{nc} = \\ & = \chi_g \sum_{g'=1}^2 \nu \Sigma_{fg'}^n \bar{\phi}_{g'}^n + \sum_{\substack{g'=1 \\ g' \neq g}}^2 \Sigma_{gg'}^n \bar{\phi}_{g'}^n, \end{aligned} \quad (3.7)$$

onde os coeficientes  $b_g^m$ , para m representando o próprio nodo n ou os seus seis vizinhos  $n_b$  (vizinho debaixo),  $n_f$  (vizinho da frente),  $n_e$  (vizinho da esquerda),  $n_d$  (vizinho da direita),  $n_t$  (vizinho de trás) e  $n_c$  (vizinho de cima), são assim definidos:

$$b_g^m \equiv -D_{gur}^m / a_u^n ; \text{ para } m = \begin{cases} n_e & \text{se } u = x \\ n_f & \text{se } u = y \\ n_b & \text{se } u = z \end{cases}, \quad (3.8)$$

$$b_g^n \equiv \Sigma_{Rg}^n + \sum_{u=x,y,z} (D_{gu\ell}^n + D_{gur}^n) / a_u^n \quad (3.9)$$

e

$$b_g^m \equiv -D_{gu\ell}^m / a_u^n ; \text{ para } m = \begin{cases} n_d & \text{se } u = x \\ n_t & \text{se } u = y \\ n_c & \text{se } u = z \end{cases}, \quad (3.10)$$

com

$$D_{\text{gul}}^n \equiv \frac{\left(\frac{2D_g^n}{a_u^n} - C_{\text{gul}}^n\right) \left(\frac{2D_g^m}{a_u^m} + C_{\text{gur}}^m\right)}{\left(\frac{2D_g^n}{a_u^n} + C_{\text{gul}}^n\right) + \left(\frac{2D_g^m}{a_u^m} + C_{\text{gur}}^m\right)} \quad (3.11)$$

e

$$D_{\text{gur}}^n \equiv \frac{\left(\frac{2D_g^n}{a_u^n} - C_{\text{gur}}^n\right) \left(\frac{2D_g^m}{a_u^m} + C_{\text{gul}}^m\right)}{\left(\frac{2D_g^n}{a_u^n} + C_{\text{gur}}^n\right) + \left(\frac{2D_g^m}{a_u^m} + C_{\text{gul}}^m\right)}. \quad (3.12)$$

Observação: os parâmetros  $D_{\text{gul}}^m$  e  $D_{\text{gur}}^m$  das equações (3.8) e (3.10), respectivamente, podem ser obtidos trocando-se  $n$  por  $m$  e, conseqüentemente,  $m$  por  $n$  nas equações (3.11) e (3.12), respectivamente.

Os coeficientes  $C_{\text{gul}}^n$  e  $C_{\text{gur}}^n$  são assim calculados:

$$C_{\text{gul}}^n = \frac{\bar{J}_{\text{gul}}^n + \frac{2D_g^n}{a_u^n} (\bar{\phi}_g^n - \bar{\Psi}_{\text{gul}}^n)}{(\bar{\phi}_g^n + \bar{\Psi}_{\text{gul}}^n)} \quad (3.13)$$

e

$$C_{\text{gur}}^n = - \frac{\bar{J}_{\text{gur}}^n - \frac{2D_g^n}{a_u^n} (\bar{\phi}_g^n - \bar{\Psi}_{\text{gur}}^n)}{(\bar{\phi}_g^n + \bar{\Psi}_{\text{gur}}^n)}, \quad (3.14)$$

com  $\bar{\phi}_g^n$ ,  $\bar{J}_{\text{gus}}^n$  e  $\bar{\Psi}_{\text{gus}}^n$ , para  $\mathbf{u} = x, y, z$  e  $s = \ell, r$ , vindos do cálculo nodal (de malha grossa) feito com o código Nacional de Física de Reator (CNFR) (SILVA, F. C., MARTINEZ, A. S., ALVIM, A. C. M., OLIVEIRA, E. A., 2010).

Da equação (3.7), varrendo todos os nodos do núcleo, obtém-se:

$$\begin{bmatrix} \mathbf{B}_1 & -\mathbf{S}_2 \\ -\mathbf{S}_1 & \mathbf{B}_2 \end{bmatrix} \begin{bmatrix} \boldsymbol{\Phi}_1 \\ \boldsymbol{\Phi}_2 \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} \chi_1(\mathbf{F}_1\boldsymbol{\Phi}_1 + \mathbf{F}_2\boldsymbol{\Phi}_2) \\ \chi_2(\mathbf{F}_1\boldsymbol{\Phi}_1 + \mathbf{F}_2\boldsymbol{\Phi}_2) \end{bmatrix} \equiv \begin{bmatrix} \mathbf{s}_{f,1} \\ \mathbf{s}_{f,2} \end{bmatrix}, \quad (3.15)$$

onde  $\boldsymbol{\Phi}_g$  representa vetores cujas componentes são os fluxos médios ( $\bar{\Phi}_g^n$ ) de todos os nodos que o núcleo foi dividido. Mas a solução da equação (3.15), usando a Função de Green, pode ser assim obtida:

$$\begin{bmatrix} \boldsymbol{\Phi}_1 \\ \boldsymbol{\Phi}_2 \end{bmatrix} = \underbrace{\begin{bmatrix} \mathbf{G}_{11} & \mathbf{G}_{12} \\ \mathbf{G}_{21} & \mathbf{G}_{22} \end{bmatrix}}_{\equiv \mathbf{G}} \begin{bmatrix} \mathbf{s}_{f,1} \\ \mathbf{s}_{f,2} \end{bmatrix}, \quad (3.16)$$

com as colunas da matriz G (as funções de Green), que é uma matriz quadrada de ordem 2N, onde N é o número total de nodos, obtidas da seguinte forma:

$$\begin{bmatrix} \mathbf{B}_1 & -\mathbf{S}_2 \\ -\mathbf{S}_1 & \mathbf{B}_2 \end{bmatrix} \begin{bmatrix} \mathbf{G}_{11}^\ell \\ \mathbf{G}_{21}^\ell \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} \boldsymbol{\delta}_\ell \\ \mathbf{0} \end{bmatrix} \quad (3.17)$$

e

$$\begin{bmatrix} \mathbf{B}_1 & -\mathbf{S}_2 \\ -\mathbf{S}_1 & \mathbf{B}_2 \end{bmatrix} \begin{bmatrix} \mathbf{G}_{12}^{N+\ell} \\ \mathbf{G}_{22}^{N+\ell} \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} \mathbf{0} \\ \boldsymbol{\delta}_\ell \end{bmatrix}, \quad (3.18)$$

onde:



$$\delta_\ell \equiv \begin{bmatrix} 0 \\ \cdot \\ \cdot \\ \cdot \\ 0 \\ 1 \\ 0 \\ \cdot \\ \cdot \\ \cdot \\ 0 \end{bmatrix} \leftarrow \ell - \text{en linha ; para } \ell = 1, N. \quad (3.19)$$

Mas, para o caso de 2 grupos de energia, tem-se que  $\chi_1 = 1$  e  $\chi_2 = 0$  implicando em  $\mathbf{s}_{f,2} = \mathbf{0}$ . Neste caso, da equação (3.16), segue que:

$$\boldsymbol{\varphi}_g = G_{g1} \mathbf{s}_{f,1}; \text{ para } g = 1, 2. \quad (3.20)$$

E, com isso, apenas a equação (3.17) necessita ser resolvida. Nesta situação, o segundo índice, tanto na matriz  $G_{g1}$  quanto no vetor  $\mathbf{s}_{f,1}$ , pode ser omitido e, com isso, pode-se escrever:

$$\boldsymbol{\varphi}_g = G_g \mathbf{s}_f, \quad (3.21)$$

com

$$\mathbf{s}_f = F_1 \boldsymbol{\varphi}_1 + F_2 \boldsymbol{\varphi}_2 \quad (3.22)$$

e

$$G_g = \begin{bmatrix} G_{1,g}^1 & G_{1,g}^2 & G_{1,g}^3 & \dots & G_{1,g}^\ell & \dots & G_{1,g}^N \\ G_{2,g}^1 & G_{2,g}^2 & G_{2,g}^3 & \dots & G_{2,g}^\ell & \dots & G_{2,g}^N \\ G_{3,g}^1 & G_{3,g}^2 & G_{3,g}^3 & \dots & G_{3,g}^\ell & \dots & G_{3,g}^N \\ \cdot & \cdot & \cdot & & \cdot & & \cdot \\ \cdot & \cdot & \cdot & & \cdot & & \cdot \\ \cdot & \cdot & \cdot & & \cdot & & \cdot \\ G_{N,g}^1 & G_{N,g}^2 & G_{N,g}^3 & \dots & G_{N,g}^\ell & \dots & G_{N,g}^N \end{bmatrix}. \quad (3.23)$$

As colunas da matriz  $G_g$ ; para  $g = 1, 2$ , são obtidas a partir da seguinte equação:

$$\begin{bmatrix} B_1 & 0 \\ -S & B_2 \end{bmatrix} \begin{bmatrix} G_1^\ell \\ G_2^\ell \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} \delta_\ell \\ \mathbf{0} \end{bmatrix}; \text{ para } \ell = 1, N, \quad (3.24)$$

onde se fez  $S_1 = S$  e  $S_2 = 0$ , pois, no caso de 2 grupos de energia geralmente não há “up-scattering”. A solução da equação (3.24) representa a função de Green, que será usada no cálculo da distribuição de densidade linear de potência, como será mostrado a seguir.

### 3.3 DENSIDADE LINEAR DE POTÊNCIA

Lembrando que,

$$\boldsymbol{\varphi}_g = \begin{bmatrix} \bar{\phi}_g^1 \\ \bar{\phi}_g^2 \\ \bar{\phi}_g^3 \\ \vdots \\ \bar{\phi}_g^N \end{bmatrix} \quad \text{e} \quad \mathbf{s}_f = \begin{bmatrix} \bar{s}_f^1 \\ \bar{s}_f^2 \\ \bar{s}_f^3 \\ \vdots \\ \bar{s}_f^N \end{bmatrix}; \quad \text{com } \bar{s}_f^n = \sum_{g'=1}^2 v_{\Sigma_{fg'}^n} \bar{\phi}_{g'}^n,$$

das equações (3.21) e (3.23) segue que

$$\bar{\phi}_g^n = \sum_{\ell=1}^N G_{n,g}^\ell \bar{s}_f^\ell = \sum_{\ell=1}^N G_{n,g}^\ell \left( \sum_{g'=1}^2 v_{\Sigma_{fg'}^\ell} \bar{\phi}_{g'}^\ell \right) \quad (3.25)$$

Substituindo a equação (3.25) na equação (3.4) resulta em

$$\bar{p}^n = \sum_{\ell=1}^N \left\{ \sum_{g=1}^2 \omega_{\Sigma_{fg}^n} G_{n,g}^\ell \right\} \left( \sum_{g'=1}^2 v_{\Sigma_{fg'}^\ell} \bar{\phi}_{g'}^\ell \right). \quad (3.26)$$

Definindo

$$\alpha_\ell^n \equiv \sum_{g=1}^2 \omega_{\Sigma_{fg}^n} G_{n,g}^\ell, \quad (3.27)$$

a equação (3.26) torna-se:

$$\bar{p}^n = \sum_{\ell=1}^N \alpha_{\ell}^n \left( \sum_{g'=1}^2 v_{\Sigma_{fg'}^{\ell}} \bar{\phi}_{g'}^{\ell} \right) = \sum_{\ell=1}^N \alpha_{\ell}^n r_{\ell} \bar{p}^{\ell} , \quad (3.28)$$

onde:

$$r_{\ell} \equiv \frac{\sum_{g'=1}^2 v_{\Sigma_{fg'}^{\ell}} \bar{\phi}_{g'}^{\ell}}{\sum_{g=1}^2 \omega_{\Sigma_{fg}^{\ell}} \bar{\phi}_g^{\ell}} . \quad (3.29)$$

Mas, a densidade linear de potência, de um nodo n qualquer, pode ser assim calculada:

$$\bar{p}_{\text{Linear}}^n = f_{\text{carga}} \bar{p}_{\text{Linear}}^{\text{Nominal}} \bar{p}^n / \bar{p}_{\text{Térmica}} , \quad (3.30)$$

onde

$$\bar{p}_{\text{Térmica}} = \sum_{n=1}^N \bar{p}^n V_n / V_{\text{núcleo}} , \quad (3.31)$$

com  $\bar{p}_{\text{Linear}}^{\text{Nominal}} \equiv P_{\text{Nominal}} / (N_{\text{EC}} N_{\text{Varetas,EC}} H)$ , sendo  $P_{\text{Nominal}}$  a potência nominal dada em Watt,  $N_{\text{EC}}$  o número total de Elementos Combustíveis (EC) no núcleo,  $N_{\text{Varetas,EC}}$  o número de varetas de combustível por EC e  $H$  a altura do núcleo ativo.

Com isso, da equação (3.28), segue que

$$\bar{p}_{\text{Linear}}^n = \sum_{\ell=1}^N \alpha_{\ell}^n r_{\ell} \bar{p}_{\text{Linear}}^{\ell} . \quad (3.32)$$

Mas, a densidade linear de potência, para um nodo n ( $\bar{p}_{\text{Linear}}^{n(\text{medida})}$ ), associada à densidade linear de potência medida pelos detectores fixos PDD ( $\bar{p}_{\text{Linear}}^{\ell, \text{medida}}$ ; com  $\ell \in \text{PDD}$ ), pode ser obtida da seguinte forma:

$$\bar{p}_{\text{Linear}}^{\text{n (medida)}} = f_{\text{carga}} \bar{p}_{\text{Linear}}^{\text{Nominal}} \bar{p}^{\text{n}} / \bar{p}_{\text{Térmica}} + \delta \bar{p}_{\text{Linear}}^{\text{n (medida)}} , \quad (3.33)$$

onde, de acordo com a equação (3.32), tem-se que

$$\delta \bar{p}_{\text{Linear}}^{\text{n (medida)}} = \sum_{\ell \in \text{PDD}} \alpha_{\ell}^{\text{n}} r_{\ell} \delta \bar{p}_{\text{Linear}}^{\ell \text{ (medida)}} . \quad (3.34)$$

Agora, para  $\ell \in \text{PDD}$ , pode-se usar a própria equação (3.33) para escrever:

$$\delta \bar{p}_{\text{Linear}}^{\ell \text{ (medida)}} = \bar{p}_{\text{Linear}}^{\ell, \text{ medida}} - f_{\text{carga}} \bar{p}_{\text{Linear}}^{\text{Nominal}} \bar{p}^{\ell} / \bar{p}_{\text{Térmica}} . \quad (3.35)$$

Mas, para poucas medidas, como é o caso de  $\ell \in \text{PDD}$ , verifica-se que

$$\bar{\phi}_g^{\ell} \cong \sum_{m \in \text{PDD}} G_{\ell, g}^m \left\{ \sum_{g'=1}^2 v_{\Sigma_{fg'}^m} \bar{\phi}_{g'}^m \right\} \cong G_{\ell, g}^{\ell} \sum_{g'=1}^2 v_{\Sigma_{fg'}^{\ell}} \bar{\phi}_{g'}^{\ell} , \quad (3.36)$$

logo, das equações (3.29) e (3.36), segue que  $r_{\ell} \cong 1 / \sum_{g=1}^2 \omega_{\Sigma_{fg}^{\ell}} G_{\ell, g}^{\ell}$  e, conseqüentemente,

$$\alpha_{\ell}^{\text{n}} r_{\ell} \cong \sum_{g=1}^2 \omega_{\Sigma_{fg}^{\text{n}}} G_{\text{n}, g}^{\ell} / \sum_{g=1}^2 \omega_{\Sigma_{fg}^{\ell}} G_{\text{n}, g}^{\ell} \equiv \beta_{\text{n}, \ell} . \quad (3.37)$$

Com isso, a equação (3.34) torna-se:

$$\delta \bar{p}_{\text{Linear}}^{\text{n (medida)}} = \sum_{\ell \in \text{PDD}} \beta_{\text{n}, \ell} \delta \bar{p}_{\text{Linear}}^{\ell \text{ (medida)}} . \quad (3.38)$$

Então, conhecidas as funções de Green ( $G_{\text{n}, g}^{\ell}$ ), as densidades lineares de potência medidas pelos detectores fixos PDD ( $\bar{p}_{\text{Linear}}^{\ell, \text{ medida}}$ ) e as grandezas calculadas ( $\bar{p}^{\text{n}}$  e  $\bar{p}_{\text{Térmica}}$ ), as equações (3.33), (3.35), (3.37) e (3.38) são usadas para obter as densidades lineares de potência em qualquer nodo ( $\bar{p}_{\text{Linear}}^{\text{n (medida)}}$ ).

### 3.4 DENSIDADE LINEAR DE POTÊNCIA MÉDIA DO EC

A densidade linear de potência média de cada Elemento Combustível (EC), conhecidas as densidades lineares de potência nos nodos pertencentes ao EC, é obtida da seguinte forma:

$$\bar{p}_{\text{Linear, EC}}^{(\text{medida})} = \frac{\sum_{n \in \text{EC}} \bar{p}_{\text{Linear}}^n(\text{medida}) a_z^n}{\sum_{n \in \text{EC}} a_z^n}, \quad (3.39)$$

onde  $a_z^n$  é altura do nodo n. Os resultados de cálculo destas densidades lineares de potência médias são apresentados e discutidos na seção 4.3.

### 3.5 DENSIDADE LINEAR DE POTÊNCIA MÁXIMA DO EC

O fator de canal quente associado aos valores medidos da densidade linear de potência, para cada Elemento Combustível, pode ser assim determinado:

$$F_q^{\text{EC}(\text{medida})} = (\bar{p}_{\text{Linear, EC}}^{(\text{medida})} / \bar{p}_{\text{Linear, EC}}) F_q^{\text{EC}}, \quad (3.40)$$

onde  $\bar{p}_{\text{Linear, EC}}^{(\text{medida})}$  é dado pela equação (3.39),  $F_q^{\text{EC}}$  é o fator de canal quente obtido através de um cálculo de reconstrução de potência pino a pino (KOEKKE e HETZEL, 1985) e (KOEKKE e WAGNER, 1977), após os cálculos nodais, e

$$\bar{p}_{\text{Linear, EC}} = \frac{\sum_{n \in \text{EC}} \bar{p}_{\text{Linear}}^n a_z^n}{\sum_{n \in \text{EC}} a_z^n}. \quad (3.41)$$

Uma vez determinado o fator de canal quente do EC, pode-se obter a densidade linear de potência máxima, da seguinte forma:

$$p_{\text{Linear, EC}}^{\text{max}} = F_q^{\text{EC}(\text{medida})} \bar{p}_{\text{Linear}}^{\text{Nominal}}. \quad (3.42)$$

Os resultados de cálculo da densidade linear de potência máxima, de cada EC, são apresentados e discutidos na seção 4.3 do capítulo 4 a seguir.

## 4. RESULTADOS

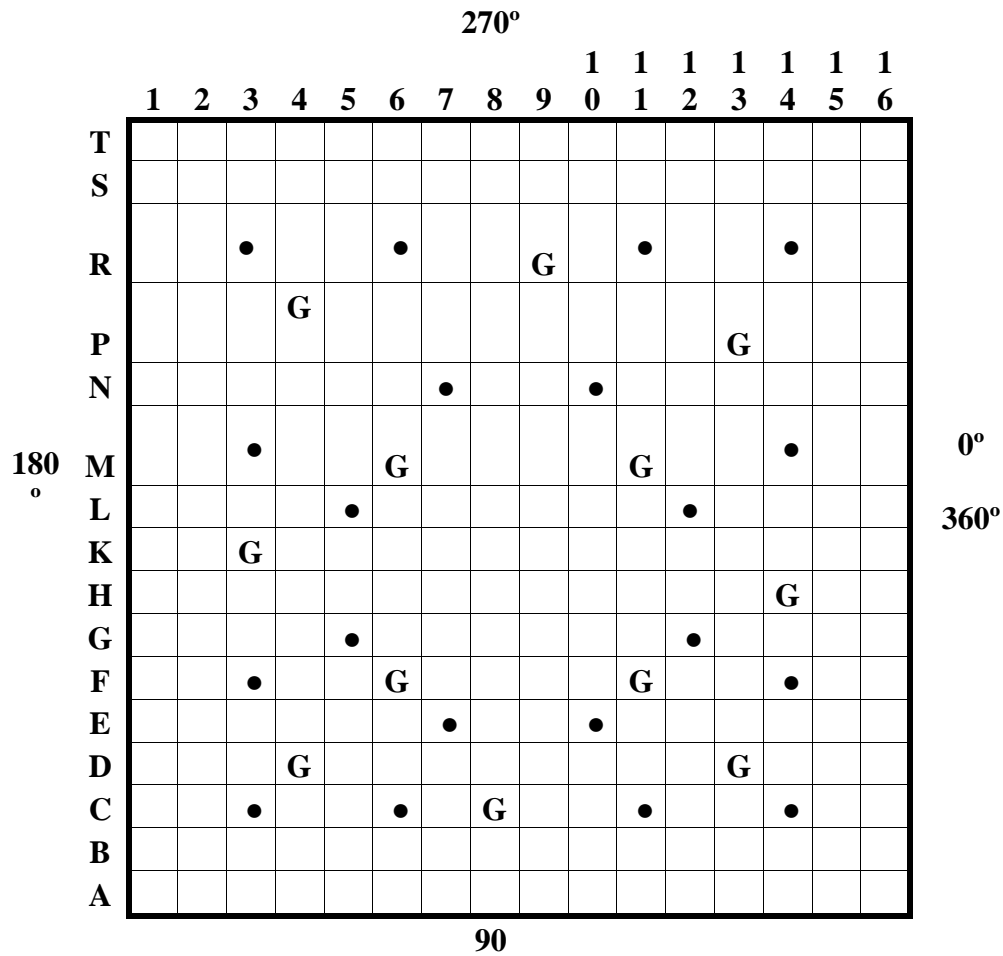
### 4.1 INTRODUÇÃO

Os resultados da aplicação da metodologia desenvolvida, para determinação das densidades lineares de potência, são apresentados neste capítulo. Comparações destas densidades lineares de potência, com aquelas obtidas através de medidas feitas pelo sistema Aerobolas, de um reator PWR tipo Angra 2 (ENDRIZZI, 1999), também são mostradas neste capítulo.

### 4.2 REATOR NUCLEAR PWR TIPO ANGRA 2

A usina nuclear da família de Angra 2 é constituída de um reator tipo PWR de 3765 MWth de potência térmica nominal. O núcleo do reator (Figura 1.5) é formado de 193 elementos combustíveis. Cada elemento combustível é constituído por um reticulado de varetas combustíveis 16 x 16 - 20 tubos guias (Figura 4.1). Os principais dados de projeto de uma usina deste tipo são fornecidos pela Tabela 4.1 (BETHKE, 1996; MANDARANO e DIAS, 1999). De acordo com a proporcionalidade entre a densidade de fluxo de nêutrons no núcleo, e a potência gerada pelas fissões, as distribuições de densidade de potência dessas usinas podem ser determinadas pelo sinal das medidas da densidade de fluxo de nêutrons nos detectores fixos localizados no interior dos seus núcleos.

No capítulo inicial deste trabalho foi mostrado que, os detectores PDD são do tipo “Self Powered Neutron Detector” (SPND) (TOLDT, 1998). As reações nucleares,  $\text{Co}^{59} (n, \gamma) \text{Co}^{60}$  e  $\text{Co}^{60} (n, \gamma) \text{Co}^{61}$ , que ocorrem nestes detectores são responsáveis pela formação da corrente, que é usada como sinal das medidas para a densidade do fluxo de nêutrons e a densidade de potência no local do detector. Os detectores são distribuídos no núcleo em 8 posições radiais com 6 camadas axiais (Figura 1.5) (ENDRIZZI, 1999). As zonas de vigilância são escolhidas de tal modo que os aumentos de fluxo, nos locais dos detectores, são suficientemente representativos dos aumentos de pico de potência dentro das zonas. Estes detectores são, então, utilizados para indicar a leitura do sinal de fluxo de nêutrons máximo de cada uma das 48 “surveillance zones” e, com isso, determinada a potência máxima local da zona de vigilância.



	Vareta Combustível $UO_2$
●	Tubo Guia (Estrutura do Elemento Combustível e Guia de Barra de Controle)
G	Vareta Combustível $UO_2 + Gd_2O_3$

**Fig. 4.1** Seção transversal do elemento combustível.

### 4.3 DETERMINAÇÃO DA DENSIDADE DE POTÊNCIA

Conforme mostrado no capítulo 3, o cálculo da distribuição de densidade linear de potência ( $\bar{p}_{Linear}^{n(medida)}$ ), para todos os nodos do núcleo, é feito pela equação (3.33), em função da perturbação causada pela diferença entre os valores calculados e medidos da densidade linear de potência, na posição dos detectores fixos (PDD) no núcleo (equação 3.38). Todos os parâmetros necessários para obtenção dos resultados apresentados

foram gerados pelo código Nacional de Física de Reator (CNFR) (SILVA, F. C., MARTINEZ, A. S., ALVIM, A. C. M., OLIVEIRA, E. A., 2010).

A seguir são apresentados os resultados da distribuição linear de potência média dos elementos combustíveis, e uma comparação com as medidas feitas pelo sistema Aerobolas, para o início do ciclo 1 do reator PWR do tipo Angra 2.

**Tabela 4.1** Dados de um reator PWR tipo Angra 2 de 3765 MWTH

Parâmetro	Unidade	Valor
Potência térmica	MW	3765
Pressão nominal	bar	158
Massa de Urânio contida em UO <sub>2</sub>	t	104,6
Altura ativa do núcleo	m	3,9
Temperatura de entrada do núcleo	°C	291,28
Temperatura média do núcleo	°C	309,663
Aumento de temperatura	°C	36,758
Quantidade de elementos combustíveis no núcleo	-	193
Quantidade total de vareta combustível	-	45548
Quantidade de tubos guia por EC	-	20
Quantidade de grade espaçadora por EC na altura ativa	-	7
Quantidade de vareta combustível por EC	-	236
Quantidade de barras de controle	-	61
Diâmetro externo da vareta combustível	mm	10,770
Espessura da vareta combustível	mm	0,726
Diâmetro médio da pastilha	mm	9,165
Passo do da vareta combustível	mm	14,323
Diâmetro externo do tubo guia	mm	13,822
Diâmetro interno do tubo guia	mm	12,420
Passo do Elemento Combustível	mm	231,207
“Water gap” entre os ECs	mm	2,041
Densidade referente a temperatura média	Kg/M <sup>3</sup>	708,483



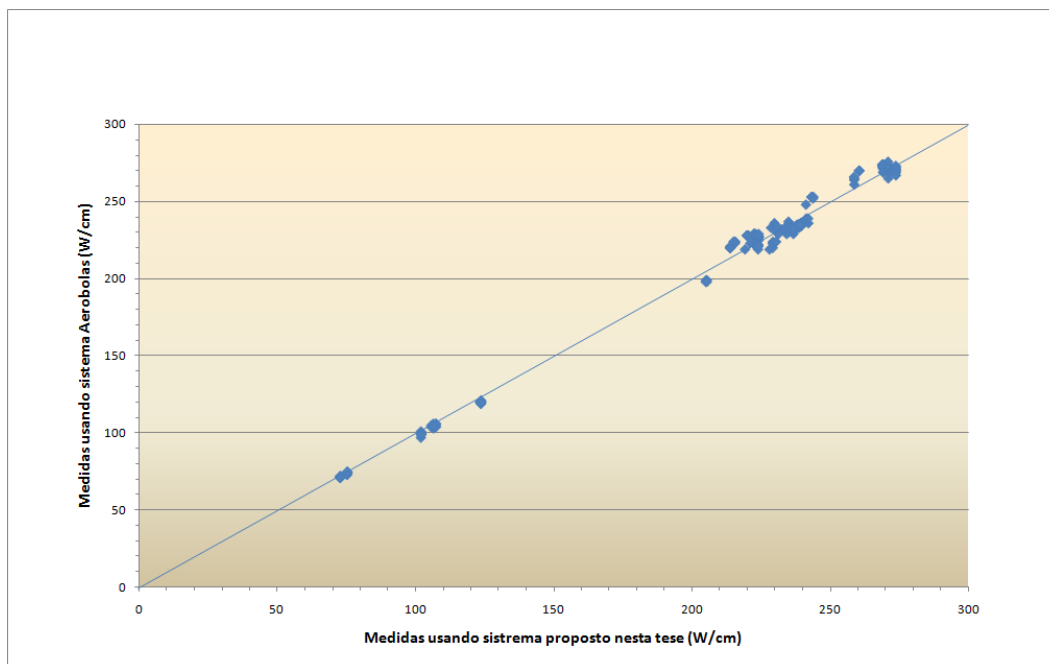
Potência linear média	W/cm	207.1
Densidade de potência no núcleo do reator (altura ativa)	KW/Dm <sup>3</sup>	93,200
Densidade de potência do Urânio	KW/Dm <sup>3</sup>	35,827
Taxa da vazão do refrigerante	Kg/s	18800,0
Vazão referente ao “by-pass “	Kg/s	6,0

O resultado obtido da distribuição linear de potência média dos EC do núcleo usando a equação (3.39), é mostrado na Figura 4.2. A Fig.4.3 mostra a mesma distribuição medida pelo sistema Aerobolas. As Figuras 4.4 e 4.5 mostram comparações entre os dois processos de medidas.

P				75	102	106	107	106	102	75					
O			73	123	228	239	239	242	239	239	229	123	73		
N		73	205	237	224	274	235	274	235	274	224	232	205	73	
M		124	237	224	271	269	235	269	235	269	271	223	237	124	
L	75	229	224	271	231	224	222	259	223	224	231	271	224	229	75
K	102	238	274	269	224	244	214	215	214	243	224	269	274	239	102
J	105	229	234	235	223	221	220	261	220	214	223	235	235	239	106
H	107	241	274	269	259	216	261	241	261	216	259	269	274	241	107
G	106	239	235	235	222	214	220	260	220	219	223	235	234	230	106
F	102	239	274	269	224	243	214	215	214	244	224	269	274	238	102
E	75	229	224	271	231	224	222	259	222	224	231	271	224	229	75
D		124	237	223	271	269	235	269	235	269	271	224	237	124	
C		73	205	231	223	274	235	274	235	274	224	237	205	73	
B			73	123	229	239	239	242	239	239	230	124	73		
A					75	102	106	107	106	102	75				
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15

**Fig. 4.2** Distribuição da densidade linear de potência média empregando as medidas dos detectores fixos no núcleo do reator.





**Fig. 4.4** Comparação da distribuição radial de potência média entre os sistemas de medidas pelos detectores fixos (PDDs) no interior do núcleo e pelo sistema Aerobolas.

Já a Fig. 4.5 mostra o desvio entre os dois sistemas de medidas, para cada EC de mesma coordenada no núcleo, tomando como referência as medidas realizadas pelo sistema Aerobolas.

Para o mesmo EC (D05), onde ocorreu o valor máximo da densidade linear de potência média, de 276 W/cm, medido pelo sistema de Aerobolas, verifica-se um valor de 271 W/cm, obtido com a metodologia proposta neste trabalho. A diferença observada entre os dois sistemas de medidas foi de -1,76%. A maior diferença entre as duas metodologias foi de 4,92%, observada para o EC de coordenada (K01), localizado na periferia do núcleo.

P				2,78	2,93	3,23	3,14	2,23	1,90	1,50					
O		2,23	3,77	4,11	2,45	1,44	2,59	2,31	2,03	2,80	2,72	0,75			
N	2,23	3,19	3,34	1,28	0,30	1,36	1,41	1,80	1,78	1,65	0,19	3,03	0,78		
M	3,84	2,90	1,14	0,77	0,09	2,12	-1,12	0,38	-0,65	0,38	1,01	2,00	2,12		
L	2,85	4,19	2,23	2,28	0,29	-0,40	-1,99	-0,88	-2,41	-2,14	-1,00	0,02	0,86	2,37	1,50
K	4,92	2,09	2,10	0,07	-1,26	-3,59	-2,78	-3,56	-2,80	-3,83	-1,28	-1,74	1,04	1,60	1,90
J	1,40	-1,90	2,29	0,77	-2,59	-0,88	-3,32	-3,51	-3,58	-2,79	-2,83	-0,89	0,06	1,42	0,29
H	2,03	1,34	0,58	-1,51	-2,00	-3,74	-3,51	-2,73	-3,51	-3,35	-2,35	-1,84	0,61	0,98	1,08
G	2,22	1,83	0,03	-0,09	-2,87	-3,26	-3,60	-3,53	-3,39	0,07	-2,21	0,79	1,03	-2,63	0,53
F	2,93	1,59	0,64	-1,77	-1,75	-3,87	-2,84	-4,01	-2,84	-3,27	-1,26	-1,38	1,00	1,29	0,78
E	1,49	2,82	0,84	0,36	-1,45	-1,31	-2,87	-2,77	-2,86	-1,72	-1,43	-1,07	0,86	2,81	0,13
D	2,97	1,54	0,49	-1,76	-1,77	-0,09	-1,87	-0,08	-1,40	-0,35	0,69	1,57	2,12		
C	2,18	3,49	0,99	1,11	1,38	0,46	0,26	0,89	2,54	1,36	2,02	3,71	1,28		
B	2,14	2,63	2,78	2,02	1,85	1,27	2,29	1,63	2,86	3,06	0,68				
A				1,47	1,89	1,25	1,18	1,25	2,93	0,59					
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15

**Fig. 4.5** Comparação entre a distribuição de potência linear média medida pela metodologia empregando detectores fixos no núcleo do reator e pelo sistema Aerobolas.

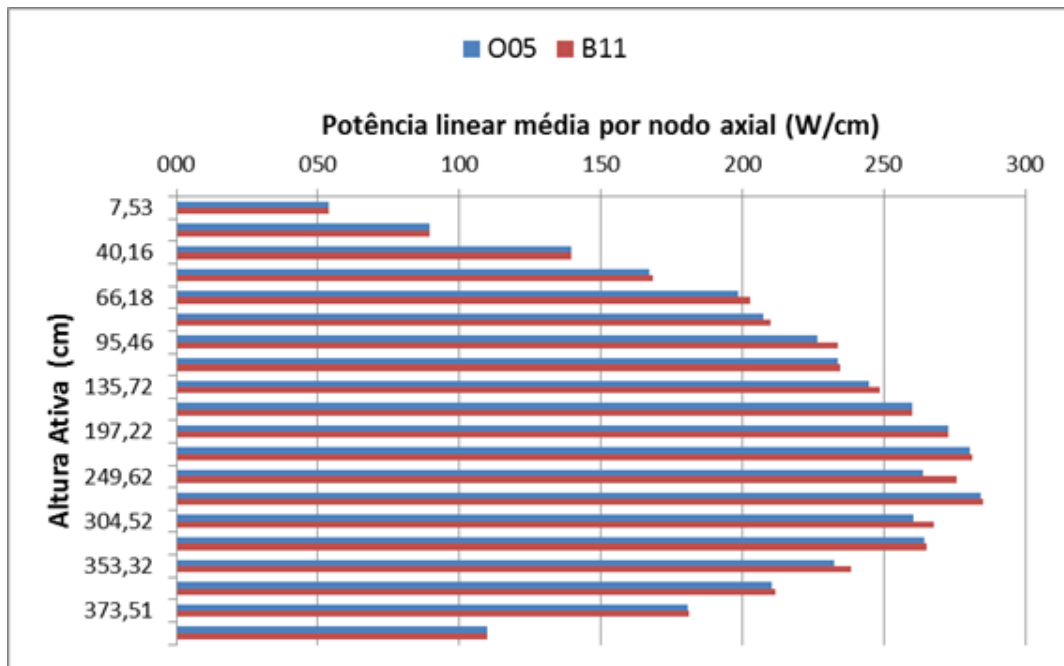
Observa-se que nesta localização a densidade linear de potência média gerada é bem inferior aos valores verificados nas zonas mais centrais do reator.

O perfil axial da densidade linear de potência é mostrado nas Figuras 4.6 a 4.9, para os pares de elementos combustíveis homólogos que contêm os detectores fixos PDD. Em todos os perfis observa-se uma geração de potência ligeiramente maior na metade inferior do núcleo. Observa-se também algumas pequenas diferenças das densidades lineares de potência nos nodos de mesma altura, entre os elementos combustíveis homólogos.

Na seção 3.5 foi determinado o fator de canal quente do EC. No entanto, na Fig. 4.10 são mostrados estes fatores para cada EC do núcleo do reator multiplicados por  $\bar{P}_{Linear}^{Nominal}$  (Equação 3.42), para obtenção da distribuição em valores absolutos de potência, W/cm. Para a mesma condição do núcleo do reator, na Figura 4.11 é mostrado este mesmo parâmetro, medido pelo sistema de Aerobolas. A Figura 4.12 mostra uma comparação direta da densidade linear de potência máxima de ECs de mesma

coordenada, obtida pelos dois processos de medida. O desvio padrão oriundo desta comparação foi de 2,19%, que é da mesma ordem de grandeza dos desvios observados durante os testes realizados usando o sistema de mapeamento de fluxo de nêutrons (MATSUMOTO e KOIKE, 1988). Já a Fig. 4.13 mostra o desvio entre os dois sistemas de medidas, para cada EC de mesma coordenada no núcleo, tomando como referência as medidas realizadas pelo sistema Aerobolas.

O valor máximo da potência linear em todo o núcleo, quando medido pelo sistema Aerobolas foi de 410 W/cm no EC (D06). Para esse mesmo EC, o valor obtido pela metodologia aqui apresentada foi de 405 W/cm. Tomando como referência o valor medido pelo sistema Aerobolas, a diferença entre os dois sistemas de medidas foi de -1,28%, o qual se encontra dentro da faixa de incertezas das medidas do mapeamento de fluxo de nêutrons.



**Fig. 4.6** Distribuição axial de potência média dos ECs homólogos O05 e B11.

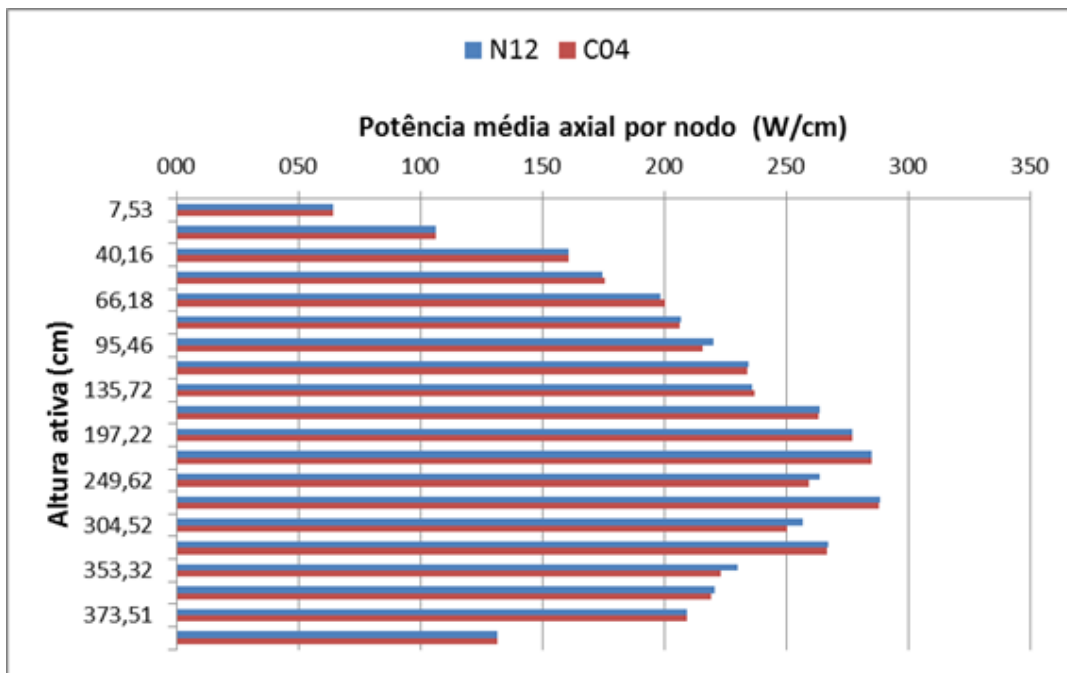


Fig. 4.7 Distribuição axial de potência média dos ECs homólogos N12 e C04.

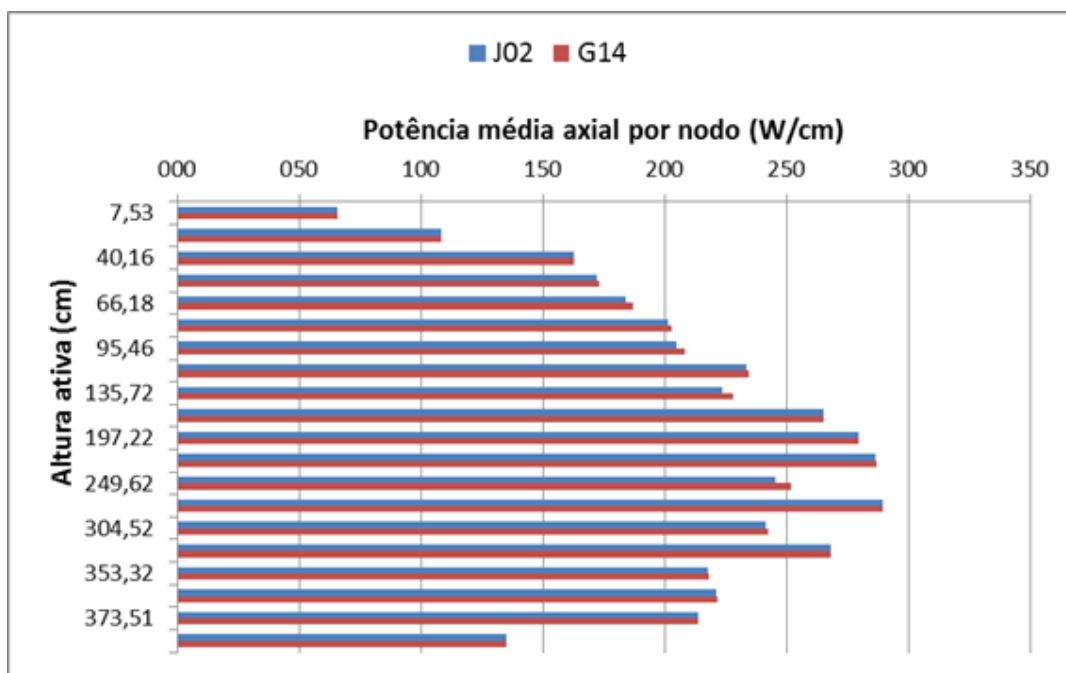
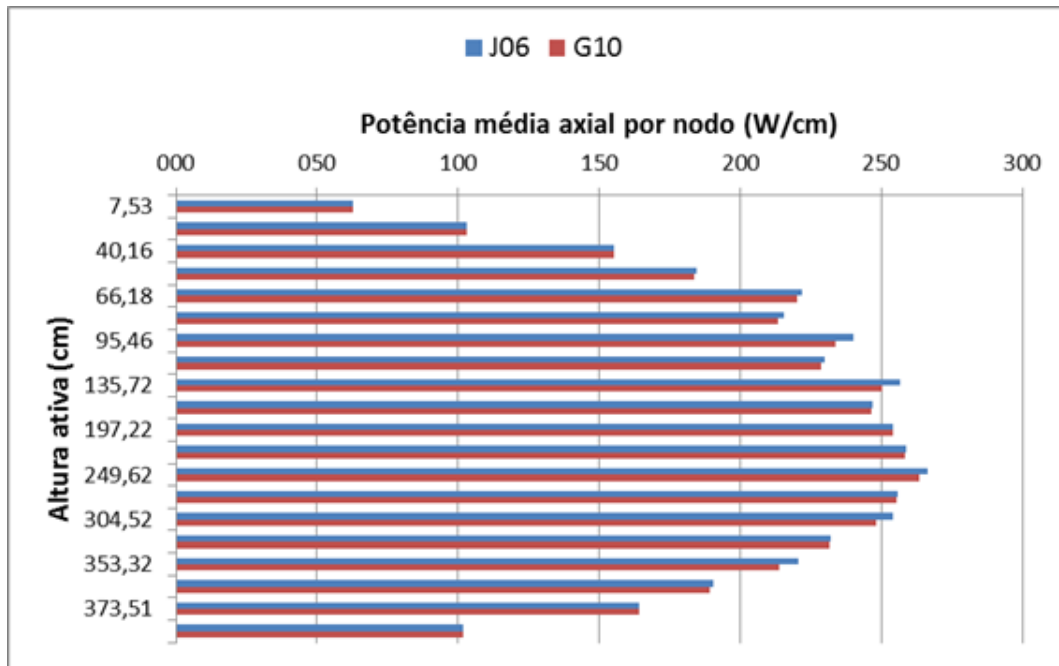


Fig.4.8 Distribuição axial de potência média dos ECs homólogos J02 e G14.



**Fig.4.9** Distribuição axial de potência média dos ECs homólogos J06 e G10

O perfil axial da distribuição de densidade linear de potência máxima, para o elemento combustível (D06), é mostrado na Figura 4.14 para os dois sistemas de medida. Foram usados 20 nodos axiais na metodologia proposta e 32 nodos nas medidas realizadas pelo sistema Aerobolas. Em ambos os sistemas verifica-se uma maior geração de potência na metade inferior do núcleo do reator, que é muito próximo ao valor máximo.

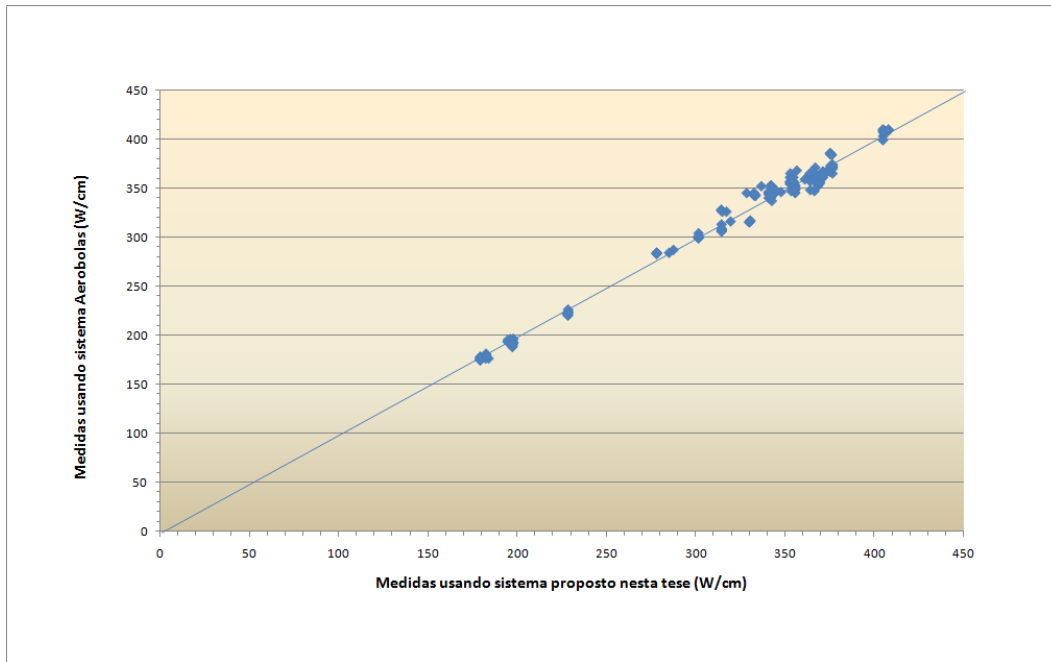
P				183	198	196	198	196	198	183					
O		179	228	366	377	371	377	371	375	368	228	179			
N		179	331	370	356	371	355	367	355	371	355	363	330	179	
M		229	370	343	364	405	315	406	315	405	364	342	369	229	
L	184	368	356	364	341	302	333	329	333	302	341	364	356	369	183
K	197	375	371	405	302	376	278	314	278	375	302	408	371	377	198
J	195	355	353	314	334	288	337	353	342	278	333	315	355	371	196
H	198	375	364	405	345	317	353	320	353	315	348	406	367	375	198
G	196	371	355	314	333	278	342	353	343	285	333	315	354	357	195
F	198	377	371	405	301	375	278	314	278	376	302	408	371	375	197
E	183	368	356	364	341	301	333	345	333	302	341	364	356	368	183
D		229	353	342	364	405	314	405	314	408	364	343	370	229	
C		179	330	361	355	371	355	367	355	371	356	353	331	179	
B			179	228	368	377	371	377	371	377	370	229	179		
A				183	198	196	198	196	198	183					
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15

**Fig.4.10** Distribuição da densidade linear de potência máxima empregando as medidas dos detectores fixos no núcleo do reator.

P				176	188	192	192	194	190	178					
O		174	220	347	365	365	372	365	370	354	222	177			
N		175	316	356	346	366	352	361	354	363	348	362	316	177	
M		220	355	337	358	403	307	406	308	408	363	340	362	222	
L	176	352	345	348	340	299	343	345	345	304	344	363	353	356	178
K	188	367	360	399	300	384	284	328	284	386	299	409	367	372	192
J	193	361	347	306	343	287	352	357	353	284	345	307	354	366	195
H	193	367	364	407	346	326	355	316	354	326	346	409	371	371	196
G	191	364	352	306	343	283	352	356	351	284	342	306	355	368	195
F	190	370	365	408	299	385	283	327	283	384	300	409	367	373	194
E	178	354	350	357	346	300	343	348	344	301	344	365	352	357	181
D		222	361	341	365	410	309	408	313	410	365	342	362	226	
C		175	315	359	348	363	356	364	357	361	349	365	317	177	
B			175	222	355	371	365	373	363	374	362	224	178		
A				178	191	194	196	196	191	179					
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15

**Fig.4.11** Distribuição da densidade linear de potência máxima empregando o mapeamento de fluxo de neutros pelo sistema Aerobolas.

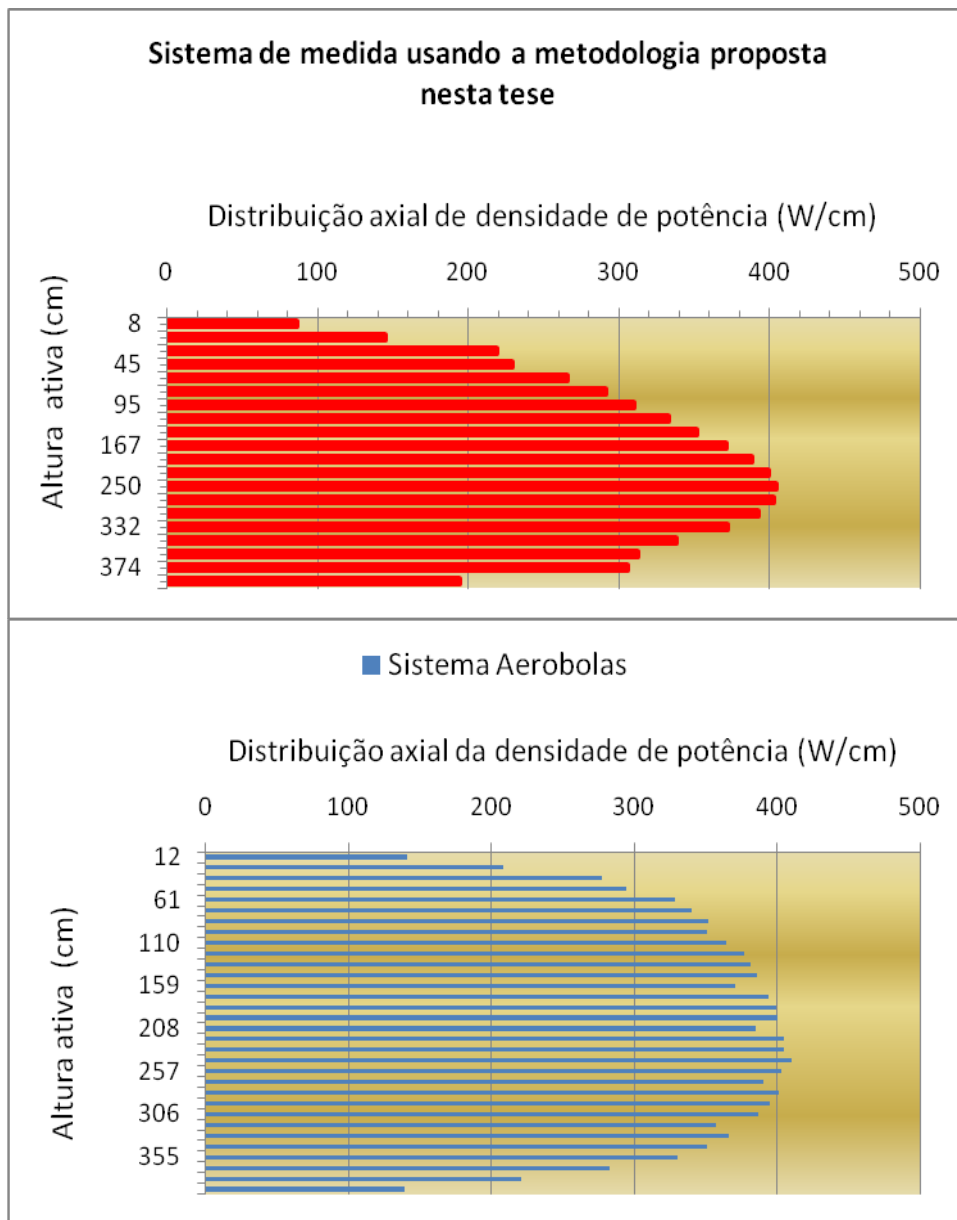




**Fig. 4.12** Comparação da distribuição máxima de potência entre os sistemas de medidas pelos detectores fixos no núcleo e pelo sistema Aerobolas.

P				3,70	5,09	2,24	3,14	1,18	3,98	2,64					
O		3,12	3,84	5,60	3,17	1,78	1,24	1,78	1,36	4,08	2,72	1,32			
N		2,53	4,62	3,80	2,78	1,45	0,80	1,70	0,23	2,28	2,09	0,26	4,46	1,35	
M		3,91	4,10	1,66	1,72	0,46	2,46	-0,12	2,13	-0,76	0,31	0,64	2,07	2,98	
L	4,61	4,65	3,10	4,64	0,23	0,87	-3,00	-4,78	-3,56	-0,79	-0,92	0,32	0,78	3,52	2,64
K	4,95	2,25	2,99	1,45	0,55	-2,03	-2,02	-4,17	-2,05	-2,78	0,87	-0,24	1,17	1,25	2,90
J	0,88	-1,75	1,86	2,76	-2,76	0,20	-4,33	-1,17	-3,06	-2,03	-3,56	2,47	0,23	1,47	0,65
H	2,48	2,23	0,02	-0,40	-0,30	-2,69	-0,61	1,13	-0,33	-3,38	0,52	-0,85	-1,09	1,19	0,93
G	2,76	2,01	0,77	2,77	-3,03	-1,71	-2,81	-0,91	-2,32	0,39	-2,52	2,78	-0,37	-3,10	-0,06
F	3,98	1,79	1,70	-0,79	0,83	-2,56	-1,74	-3,90	-1,69	-2,09	0,54	-0,25	1,13	0,67	1,73
E	2,63	4,09	1,62	1,98	-1,53	0,49	-3,03	-0,91	-3,30	0,19	-0,93	-0,23	1,06	3,21	0,93
D		2,97	-2,27	0,27	-0,27	-1,28	1,77	-0,64	0,47	-0,51	-0,23	0,18	2,08	1,14	
C		2,49	4,74	0,58	2,03	2,25	-0,36	0,83	-0,64	2,84	1,97	-3,30	4,29	1,38	
B			2,45	2,63	3,77	1,51	1,75	0,94	2,32	0,74	2,32	2,14	0,82		
A					2,61	3,43	1,17	1,02	0,14	3,44	2,19				
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15

**Fig. 4.13** Comparação entre a distribuição de potência linear máxima medida pela metodologia empregando detectores fixos no núcleo do reator e pelo sistema Aerobolas.



**Fig.4.14** Comparação do perfil axial da densidade linear de potência máxima do elemento combustível (D06) medidas pela metodologia empregando detectores fixos no núcleo do reator e pelo sistema Aerobolas.

## 5. CONCLUSÃO

As comparações dos resultados da distribuição de densidade de potência, entre a metodologia proposta, e as medidas de mapeamento de fluxo de nêutrons pelo sistema Aerobolas apresentaram dentro de um desvio padrão observados durante a execução dos mapeamentos de fluxo de nêutrons, inferior a 3%.

Os picos da distribuição de densidade de potência, média e máxima, observados pelo sistema da tese em comparação com o sistema Aerobolas permaneceram abaixo de -1,76% e -1,28% respectivamente. Esses resultados indicam uma boa aproximação entre os dois sistemas de medidas.

A metodologia apresentada permite uma monitoração integral da distribuição da densidade de potência média e máxima, para os reatores PWR. Os desvios observados, em comparação com os resultados da distribuição de potência, medida pelo sistema de Aerobolas, mostrou-se dentro dos desvios aceitáveis, para um sistema de acompanhamento das densidades lineares de potências do núcleo de reator tipo PWR. Os resultados podem ser melhorados com o aumento de detectores fixos dentro do núcleo do reator. Contudo, com as medidas em 48 detectores fixos, distribuídas em 8 lanças radiais, com 6 detectores axiais cada confirmaram que, pode-se reconstruir uma distribuição de densidade linear de potência bem próxima daquela obtida com o sistema de mapeamento de fluxo de neutros, em especial para operação em potência estável, como normalmente ocorre na grande maioria das operações dos reatores de potência. A metodologia proposta pode ser aplicada ao longo da queima do ciclo a qualquer momento. Particularmente, ela complementa a medida de distribuição de potência do núcleo em 3D para os intervalos entre as medidas de mapeamento de fluxo. Pela comparação periódica entre os resultados de mapeamento de nêutrons e pelo sistema proposto é possível definir um período mais amplo para a substituição do sistema Aerobolas pelo sistema proposto.

A aplicação desse sistema de medidas permitirá ao operador do reator uma escolha adequada para a configuração do núcleo de modo que a distribuição de potência seja mais homogênea, aumentando dessa forma, as margens locais de potência. Este fato,

permitirá um aumento para a queima do combustível, reduzindo assim o custo da energia gerada.

Pela aplicação da metodologia desta tese, a sensibilidade da variação da perturbação local da densidade de potência é notória e imediata para qualquer evento. No caso da monitoração somente com detectores externos é definido uma taxa para variação do fluxo, onde é atuado as ações para limitação da potência. Pela metodologia proposta, no caso de uma queda de barra de controle inadvertida, por exemplo, as perturbações causadas na distribuição de potência de potência é imediata, e possível de observar as margens, para os picos de potência de todos os elementos combustíveis do núcleo. Esta monitoração auxilia sobremaneira as ações do operador para o controle da distribuição de potência.

Para tornar o sistema mais flexível e amigável, torna-se necessário acoplá-lo as leituras das medidas dos detectores fixos "in-core" da usina nuclear.

Outras melhorias, pode ser adquirida pela substituição do diagrama de carga de projeto pelo medido, incluindo ai, a temperatura de entrada, saída e média do refrigerante.

Melhorias simples mais de grande importância para a operação do reator pode ser realizada através de uma saída de medida que contempla não somente a distribuição de potência radial e axial média e máxima, mas também as outras variáveis que são de importância para o operador como  $\Delta I$ , Axial offset,  $F\Delta H$ , desvio médio da distribuição de potência do quadrante, banda morta, etc.

Uma monitoração detalhada da distribuição de densidade de potência, em reatores PWR, que não tem detectores de nêutrons fixos no núcleo do reator pode ser também melhorada, através das combinações entre a leituras de fluxo de nêutrons pelos detectores externos, e, as leituras dos detectores termopares posicionados acima dos elementos combustíveis dentro do núcleo.

## 6. REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

ALVES, A.S., 2014. Análise de segurança determinística e estocástica de um cenário de infiltração de água no interior de um repositório próximo à superfície para a deposição de rejeitos radioativos. Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, Programa de Engenharia Nuclear (Tese Doutorado).

ANDERSON T., LEFVERT T. and OLSSON B., 1988. On-line Power distribution monitoring With Fixed In-Core Detector at Ringhals 2. Ringhals Nuclear Power Station S-430 22 Vaeröbacka, Sweden D Bollacasa, W.B. Terney, G.F. Vincent Combustion Engineering Inc. P.O. Box 500 Windsor, Ct 06095-0500. USA.

ANKNEY R., 2013. Improved RAOC and CAOC Surveillance Technical Specifications, WCAP-17661-NP, New Reactor technology.

ANSI/ANS/1983. Design Requirements for Light Water Reactor Spent Fuel Storage Facilities at nuclear Power Plants ANSI/ANS-57-2-1983.

BITELLI U. D., 1988. Medidas e Cálculo de Distribuição Espacial e Energética de Nêutrons no Núcleo do Reator IEA-R1. IPEN, São Paulo 1988.

BOCK and GRUEN, 1983. Surveillance and Limitation of Power Density in KWU Pressurized Water Reactors; Basic Principles and Concept – For all Pressurized Water Reactors, Technical Report RP/R 191/83/e 328a, b, c. Erlangen, Aug. 10, 1983.

BETHKE, 1996, Thermal-hydraulic design data for the reactor core 3782 MW type Angra 2. SIEMENS, Summary of Data A1C-1301732-1. Erlangen, Oct. 21st., 1996.

CARNEIRO A. L. G., 1996. Medida da Distribuição de Densidade de Potência Relativa do Núcleo do reator IPEN 01, Pela Técnica de Varredura Gama da Vareta Combustível. IPEN, São Paulo 1996.

CHAO Y. A., PENKROT, BEARD C. L. AND MORITA T. 1988. SUPERNOVA -The Multi-Dimensional Core Model of the Westinghouse on-line PWR Core Monitor, BEACON. Westinghouse Commercial Nuclear Fuel Division. P. O. BOX 3912. Pittsburgh. Pennsylvania 15230, USA.

DIAS A., 1981. Angra 2/3 - Dreidmendeionale Abbrandrechnung ab Zycklus 2 bis in das Gleichgewichtds . KWU Arbeits - Bericht R122-56/81. Erlangen, 15.04.81.

DIAS A., 1991. VIII ENFIR Encontro Nacional de Física de Reatores e Termo-hidráulica (Elemento Combustível Alternativo para o Primeiro Núcleo de Angra 2 com Tubo Guia de Zircaloy, utilizando Gadolínio como Veneno Queimável – Atibáia, São Paulo 17/09/91 – 18/09/91).

DIAS A., 1998a. Angra 2 - Avaliação do Projeto Neutrônico do Primeiro Núcleo e Recargas Utilizando como Referência para o Contrato do Combustível. Eletronuclear, Relatório TS3/BN/1151/0018. Rio 24.04.98.

DIAS A., 1998b. Angra 2 - Avaliação da Primeira recarga de Angra 2 Considerando 64 Elementos Combustíveis tipo FOCUS por Recarga e enriquecimento de 3,6 w/o de U235. Eletronuclear, Relatório TS3/BN/1151/980023. Rio. 27.07.98.

DIAS A., 2000. Angra 2, Ciclo 1 Apoio a Operação. Eletronuclear, Relatório GCN.C003.00, Rio, 17.01.00.

DIAS A., 2009a. Estimativa da capacidade mínima e da vida média do DICI em função da taxa de transferência dos elementos combustíveis para o DILD. GCN.T.016.09, Rio 24/4/2009.

DIAS A., 2009b. Angra-2, Ciclo 8; Acompanhamento dos Testes Físicos, Relatório GCN.T-061.09, Rio, 14.10.09.

DIAS A., 2014a. Seminário de Estratégias para os Ciclos de Operação das Usinas de CANAAA. Eletronuclear. Uranio-b/ Apresentações\_Seminários/1ºSECOp. Angra dos Reis, estado do Rio de Janeiro. 09 a 11 de dezembro de 2014.

DIAS A., 2014b. Estimativa da data para o esgotamento das PCU de Angra 1 e Angra 2. Revisão 2014. Eletronuclear, Relatório GCN.T.011.14, Rio 07/4/2014.

DIAS A., 2015a. Angra 2 Safety-Related Boundary Conditions for Core Design and Operation. Eletronuclear, Relatório BN/2/1151/15036. Rio, 06.10.2015.

DIAS A., 2015b. Angra 2 Verification Status of the Key Safety Parameters, Eletronuclear, Relatório BN/2/1151/15037, Rio, 06.10.15.

DIAS A. and SILVA F. C., 2015, Determination of the Power Density Distribution in a PWR Reactor Based on Neutron Flux Measurements at Fixed Reactor Incore Detectors. Aceito para publicação na Annals of Nuclear Energy.

DUDERSTADT J. J. and LOUIS J. HAMILTON, 1976. Nuclear Reactor Analysis, Department of Nuclear Engineering, the University of Michigan, Ann Arbor, Michigan. January 1976.

ENDRIZZI I., BECZKOWIAK M. and MEIER G., 1999. Refinement of Siemens Core Monitoring Based on Aeroball and PDD In-core Measuring Systems using Powertrax<sup>TM</sup>. Proceedings of the Workshop on Core Monitoring for Commercial Reactors: Improvements in Systems and Methods. Stockholm, Sweden. pg. 223-233.

GRONAU D., 1979. Physik des Druckwasserreaktors Grundlagen und Betriebspraxis; KWU; Technischer Bericht; Mai 1979.

GRONAU D., ENDRIZZI I., HARMS R., 1981. On tracing accuracy of in core detector signals in KWU PWRs. Jahrestagung Kerntechnik, Düsseldorf, pp 63-66).

GRUEN A., 1988. Proceedings of a Specialists Meeting on in Core Instrumentation and Reactor assessment. Nuclear Energy Agency. Cadarache, France, pages 139-144.

GRUEN A. and DIO W.-H., 1988. In-core Instrumentation System for PWR Core Control and Protection. Proceedings of Specialists Meeting on In Core Instrumentation and Reactor Assessment, Cadarache, France pages 145 - 157.

GARCIA V. S., 2004. Determinação da Resposta nos detectores externos de um reator PWR usando a equação adjunta de Transporte de Nêutrons. 2004

TOCHIHARA HIROSHI, 1982. Revaluation of Spatial Weighting Factors for Ex-Core Neutron Detectors, Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc, Nihon jishodaini Building, 1-2-1, Taito, Taito-Ku, Tokyo, Japan. January 27, 1982.

KOEBKE K and WAGNER M.R., 1977. The determination of the pin power distributions in a reactor core on the basis of nodal coarse mesh calculations. Atomkernenergie 30, 136.

KOEBKE K and HETZEL L., 1985 “On the Reconstruction of Local Neutron flux and Current distributions from Nodal Schemes”, Nucl. Sci. Eng., 91, p. 123.

KTA, 1980. KTA Nuclear safety Standard 3101.1, Issue 02/80, Design of Reactor Cores of Pressurized Water and Boiling Water Reactors Part 1: Principles of Thermal-Hydraulic Design.

KTA, 1987. KTA Nuclear safety Standard 3101.2, Issue 12/87, Design of Reactor Cores of Pressurized Water and Boiling Water Reactors Part 2: Neutron Physics Requirements on Design and Operation of Reactor Core and Adjoining systems.

KTA, 1990. KTA Nuclear safety Standard 3303, Issue 06/90, Heat Removal Systems for Fuel Assembly Storage Pools in Nuclear Power Plants with Light Water Reactors.

KEMNER, 1997. Thermal-Hydraulic Code Design of the Angra 2 Nuclear Power Plant, SIEMENS Work Report, A1C-1302461-0, Erlangen, 17.07.97

KUEHNEL K., RICHTER K-D., DRESCHER G., and ENDRIZZI I., 2002. High Local Power Densities Permissible at Siemens Pressurized Water Reactors. American Nuclear Society, Nuclear Technology Volume 137, pages 73-83.

LAMARSH, 1965. Introduction to Nuclear Reactor Theory, New York University. December 1965

CRUMP, M. W. and LEE, J. C., 1978. Calculation of Spatial Weighting Functions for Ex-Core Neutron Detectors, University of Michigan Department of Nuclear Engineering, Ann Arbor, Michigan 48109, May 24, 1978

MATSUMOTO J. and KOIKE J., 1988. Evaluation of the Uncertainty of Axial Power distribution Measurement with a Four-Section “Excore” Detector System. Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc. Tokyo, Japan.



MANDARANO M. e DIAS A., 1999. Angra 2 / Cycle 1 - Core Design Report (CDR). Eletronuclear, Relatório Técnico GCN.C.042.99. Rio, 01.12.1999.

SILVA, F. C., MARTINEZ, A. S., ALVIM, A. C. M., OLIVEIRA, E. A., 2010. Especificação funcional do sistema de geração de dados do reator (GEDAR) do Código Nacional de Física de Reatores (CNFR); Revisão 3; COPPE/UFRJ; Programa de Engenharia Nuclear.

NOËL A. and BECKER A., 2001. State-of-the-Art Core Monitoring in BWR and PWR. Proceedings of Jahrestagung Kerntechnik Fachsitzung . Dresden, Germany.

RSK, 1982 - Guidelines for PWR-type reactors 1982

ROSA, L. P., 2007 Geração hidrelétrica, termelétrica e nuclear. Estudos avançados Vol. 21 nº 59, São Paulo Jan/Apr. 2

SHIMAZU Y., 1988. An Analytical Method for Recalibration of Incore and Excore Nuclear instrumentation System of PWRs. Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc. Tokyo – Japan.

SILVA, A. C., SILVA, F. C. and MARTINEZ, A. S., 2011. Prediction of the neutrons subcritical multiplication using the diffusion hybrid equation with external neutron sources. Annals of Nuclear Energy 38, 1667-1675.

SANTOS, LUIS RICARDO DOS, 2014. A energia Nuclear no sistema elétrico Brasileiro. Tese de doutorado em ciência de Planejamento Energético. COPPU, UFRJ. Março de 2014.

SURKOV V. 2014; Determinação da Sensibilidade de Detectores Auto – Energizados (SPDS); IPEN: Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares. Autarquia Associada à Universidade de São Paulo. 2014.

TODT W., 1998. Characteristics of Self-Powered Neutron Detectors Used in Power Reactors. Imaging and Sensing Technology Corporation. Word Nuclear congress, Horseheads, NY, 14845.

ULRYCH and ENDRIZZI I., 1978. Verarbeitung der nuklearen Leistungsdichteverteilung bei der wärmetechnischen Kerauslegung, KWU, Technischer Bericht, R 123-332/78a, Erlangen, 07.08.1978.

WINTER H.-J., SAV95, 1997. Methodology Report, SIEMENS Technical Report A1C-1303093-1, Erlangen, July 31th.1997.

ZHANG J. DRUENNE H., 2006. Perspectives on a Limited Burnup Extension for Belgian PWRs. Sue-Tractbebel Engineering, Brussels, Belgium; 2006.