



MAPEAMENTO CONTÍNUO DA POTÊNCIA DO NÚCLEO DO REATOR
NUCLEAR A PARTIR DOS DETECTORES INCORE, MESMO NA PRESENÇA DE
DETECTORES INATIVOS

João Domingos Talon

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.

Orientadores: Alessandro da Cruz Gonçalves
Aquilino Senra Martinez

Rio de Janeiro
Março de 2025

MAPEAMENTO CONTÍNUO DA POTÊNCIA DO NÚCLEO DO REATOR
NUCLEAR A PARTIR DOS DETECTORES INCORE, MESMO NA PRESENÇA DE
DETECTORES INATIVOS

João Domingos Talon

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

Orientadores: Alessandro da Cruz Gonçalves

Aquilino Senra Martinez

Aprovada por: Prof. Alessandro da Cruz Gonçalves

Prof. Aquilino Senra Martinez

Prof. Adilson Costa da Silva

Prof. Antônio Carlos de Abreu Mól

Prof. Hermes Alves Filho

Prof. Sergio de Oliveira Vellozo

Prof. Zelmo Rodrigues de Lima

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL

MARÇO DE 2025

Talon, João Domingos

Mapeamento Contínuo da Potência do Núcleo do Reator Nuclear a Partir dos Detectores Incore, mesmo na Presença de Detectores Inativos / João Domingos Talon. – Rio de Janeiro: UFRJ / COPPE, 2025.

XI, 56 p.: il.; 29,7 cm.

Orientadores: Alessandro da Cruz Gonçalves.

Aquilino Senra Martinez.

Tese (doutorado) – UFRJ/ COPPE/ Programa de Engenharia Nuclear, 2025.

Referências Bibliográficas: p. 51-56.

1. Sistema de Monitoramento de PWR.
2. Reconstrução da Distribuição da Potência Radial.
3. RNA.
4. Detectores Inativos. I. Gonçalves, Alessandro da Cruz *et al.* II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear. III. Título.

“... o homem irá em breve se tornar suficientemente adulto para fazer bom uso dos poderes que ele adquire da natureza.”

Enrico Fermi

Agradecimentos

Agradeço, inicialmente, ao Instituto Alberto Luiz Coimbra de Pós-Graduação e Pesquisa em Engenharia – COPPE/UFRJ, essa nobre instituição que me recebeu e apoiou em curso de elevado nível acadêmico, aos Coordenadores do Programa de Pós-Graduação em Energia Nuclear – PEN e a todos os seus componentes por todo apoio e contribuição recebidos e, especialmente, aos professores que me propiciaram adquirir importantes conhecimentos na área da engenharia nuclear.

Aos alunos, colegas e amigos do curso de doutorado, Álefe, Alexandre, Artur, Demby, Flamarion, Flávio, Jadna, Marco Aurélio, Rafael, Rafaela, Renato, Roger e Willian.

Meus agradecimentos ao DSc. Edson por ter ministrado o curso referente ao código Serpent, que propiciou agilidade e ganho de tempo no desenvolvimento desta tese.

Aos meus orientadores, Professores DSc. Alessandro e Aquilino, por estarem sempre dispostos a ajudarem e corrigirem-me em todos os momentos, a apoiarem-me em minhas decisões e a proporcionarem-me as condições de desenvolvimento desta tese. Também, aos professores e pesquisadores que gentilmente se disponibilizaram a participar de minha banca de doutorado.

Agradeço a todos os meus professores que participaram e muito contribuíram para a minha educação formal e jornada acadêmica. Menciono especialmente, como seus representantes, as minhas queridas primeiras professoras Da. Zilah e Da. Maria Inês.

Aos meus pais, Luis e Maria (*in memoriam*), pelo amor, carinho, dedicação, desprendimento, ensinamentos e incentivo que, além de terem sido meus professores primeiros, nortearam toda a minha caminhada de vida.

Agradeço aos meus irmãos José Carlos, Gilmar e Wagner, e à toda minha família, pela compreensão e apoio que permitiram minha chegada até aqui.

À minha querida esposa Lucy, todo o meu respeito, consideração e amor pelo entendimento, paciência, desprendimento e carinho dispensados a mim. Você foi fundamental para que eu pudesse manter a tranquilidade e dedicação necessárias ao bom prosseguimento da minha tese. Aos meus filhos queridos Ivan Luis, Walter Henrique e Giesela Maria e, também, a minha nora Dominique e meu neto Jonas, o meu muito obrigado por entenderem e me apoiarem em mais essa etapa da minha jornada.

Ao Arquiteto do Universo, agradeço eternamente por me prover luz, força, fé e esperança nessa caminhada.

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

**MAPEAMENTO CONTÍNUO DA POTÊNCIA DO NÚCLEO DO REATOR
NUCLEAR A PARTIR DOS DETECTORES INCORE, MESMO NA PRESENÇA DE
DETECTORES INATIVOS**

João Domingos Talon

Março/2025

Orientadores: Alessandro da Cruz Gonçalves

Aquilino Senra Martinez

Programa: Engenharia Nuclear

O monitoramento da distribuição da potência radial durante a operação de um reator de água leve pressurizado (PWR) é crucial para garantir as condições operacionais seguras e alcançar altos níveis de queima de combustível. Esta tese apresenta uma metodologia utilizando redes neurais artificiais (RNA) para reconstruir a distribuição de potência radial no núcleo de um PWR com potência total de 1.876 MWth, como o reator de Angra 1. Esta abordagem utiliza medições de Detectores de Nêutrons Autoalimentados “Self Power Neutron Detector” (SPND), simulados por meio do código Serpent. O uso da RNA demonstrou boa precisão na previsão da distribuição da potência radial com erro relativo médio de 1,27%, considerando 36 detectores ativos, com erro relativo máximo de 6,99% e alta taxa de aprendizado, da ordem de 97%. Além disso, o processo proposto demonstrou desempenho robusto, mesmo quando as medições de um, dois ou três detectores SPND não estavam disponíveis, resultando em erros de 1,24%, 0,79% e 0,81%, respectivamente. Portanto, a metodologia garante uma reconstrução confiável da distribuição de potência radial, mesmo quando as medições dos detectores SPND não estão disponíveis, permitindo a otimização do uso do detector, contribuindo para o aumento das margens de segurança operacional, além de fornecer resultados em tempo real, isto é, entre 16ms e 47ms.

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

**CONTINUOUS MAPPING OF NUCLEAR REACTOR CORE POWER BY INCORE
DETECTORS EVEN IN THE PRESENCE OF INACTIVE DETECTORS**

João Domingos Talon

March/2025

Advisors: Alessandro da Cruz Gonçalves
Aquilino Senra Martinez

Department: Nuclear Engineering

Monitoring the radial power distribution during the operation of a pressurized light water reactor (PWR) is crucial for ensuring safe operating conditions and achieving high levels of fuel burnup. This paper introduces a methodology utilizing Artificial Neural Networks (ANN) for reconstructing the radial power distribution in the core of a PWR with a hot full power of 1,876 MWth, such as the Angra 1 reactor. This approach uses measurements from Self-Powered Neutron Detectors (SPND), simulated through the Serpent code. The use of ANN demonstrated good accuracy in predicting the radial power distribution with an average relative error of 1.27%, considering 36 active detectors, with maximum relative error of 6.99% and high learning rate, around 97%. Moreover, the proposed process demonstrated robust performance, even when measurements from one, two, or three SPND detectors were unavailable, resulting in errors of 1.24%, 0.79% and 0.81%, respectively. Therefore, the methodology ensures a reliable reconstruction of the radial power distribution, even when SPND detector measurements are unavailable, enabling the optimization of detector use and contributing to the increase of operational safety margins, in addition to providing results in real time, that is, between 16ms and 47ms.

Sumário

LISTA DE FIGURAS.....	IX
LISTA DE TABELAS.....	XI
1. INTRODUÇÃO.....	1
1.1. Contextualização.....	1
1.2. Justificativa	4
1.3. Originalidade.....	5
1.4. Importância do trabalho.....	5
1.5. Conteúdo dos capítulos.....	5
2. REVISÃO BIBLIOGRÁFICA.....	7
2.1. Método do mapeamento racional das medições dos detectores internos.....	7
2.2. Método dos resíduos ponderados.....	8
2.3. Método de expansão de harmônicos.....	10
2.4. Processos estocásticos gaussianos.....	11
3. DESCRIÇÃO DO NÚCLEO DO REATOR NUCLEAR.....	14
4. O CÓDIGO SERPENT.....	17
5. SIMULAÇÃO DAS MEDIDAS DO SPND USANDO O CÓDIGO SERPENT.....	23
6. APLICAÇÃO DA REDE NEURAL PARA RECONSTRUÇÃO DA POTÊNCIA RADIAL DO NÚCLEO DO REATOR NUCLEAR.....	29
7. ANÁLISE DE RESULTADOS.....	36
7.1. Análise da indisponibilidade de detectores.....	39
7.1.1. Indisponibilidade de um detector.....	40
7.1.2. Indisponibilidade de dois detectores.....	44
7.1.3. Indisponibilidade de três detectores.....	45
8. CONCLUSÕES.....	49
9. REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS.....	51

Lista de figuras

Figura 1. Figura ilustrativa de um SPND.....	2
Figura 2. Desenho do núcleo do reator.....	4
Figura 3. Localização das barras de controle.....	15
Figura 4. Localização dos detectores nucleares internos.....	16
Figura 5. Vista superior da vareta combustível.....	19
Figura 6. Visualização de uma lattice no código Serpent.....	20
Figura 7. Visualização de 1/4 do núcleo do rator nuclear no código Serpent.....	20
Figura 8. Diagrama esquemático da estrutura do código Serpent.....	22
Figura 9. Convergência da entropia de Shannon para a simulação do núcleo do PWR usando o código Serpent.....	25
Figura 10. Comparação da distribuição da potência radial calculada pelo código Serpent com a do trabalho de referência.....	26
Figura 11. Concentração crítica de Boro (ppm) x queima (MWD/MTU).....	28
Figura 12. Diagrama simplificado descrevendo a metodologia proposta para reconstrução da potência radial dos EC do núcleo do reator de Angra 1.....	28
Figura 13. Arquitetura da rede neural artificial.....	29
Figura 14. Diagrama que mostra o treinamento da rede neural artificial.....	31
Figura 15. Curva de aprendizado da rede neural artificial durante o treinamento.....	32
Figura 16. Valores da potência radial obtidos pelo código Serpent, previstos pela rede e erros percentuais para o IQ-15 (319,83 dias).....	33
Figura 17. Diagrama geral para a reconstrução da distribuição da potência radial dos EC do núcleo do reator.....	35
Figura 18. Erros relativos percentuais para o IQ-3, considerando 36 detectores ativos...	37
Figura 19. Distribuição normal e gráfico de barras dos erros relativos percentuais para o IQ-3, considerando 36 detectores ativos.....	38
Figura 20. Erros relativos percentuais para o IQ-3, melhor caso considerando detectores ativos.....	41
Figura 21. Distribuição normal e gráfico de barras dos erros relativos percentuais para o IQ-3, melhor caso considerando 35 detectores ativos.....	41
Figura 22. Distribuição normal e gráfico de barras da média dos erros relativos percentuais para o IQ-3, considerando 35 detectores ativos.....	42

Figura 23. Distribuição normal e gráfico de barras dos erros relativos percentuais médios para o IQ-3, atribuindo o valor medido pelo detector simétrico ao inativo.....	43
Figura 24. Distribuição normal e gráfico de barras da média dos erros relativos percentuais para o IQ-3, considerando dois detectores inativos.....	45
Figura 25. Distribuição normal e gráfico de barras dos erros relativos percentuais para o IQ-3, atribuindo o valor medido pelos dois detectores simétricos aos inativos.....	46
Figura 26. Distribuição normal e gráfico de barras da média dos erros relativos percentuais para o IQ-3, considerando três detectores inativos.....	47
Figura 27. Distribuição normal e gráfico de barras da média dos erros relativos percentuais para o IQ-3, atribuindo o valor medido pelos três detectores simétrico aos inativos.....	48

Lista de tabelas

Tabela 1. Dados da composição do material da pastilha e da vareta combustível.....	19
Tabela 2. Intervalos de queima, valores da queima e dias efetivos a plena potência.....	24
Tabela 3. Simulações no código Serpent para a convergência.....	24
Tabela 4. Concentração crítica de Boro e a respectiva potência de queima do núcleo do reator nuclear.....	27
Tabela 5. Resultados para os IQ considerados para teste da RNA.....	36
Tabela 6. Resultados do IQPT dos quadrantes do núcleo do reator.....	39
Tabela 7. Resultados para os IQ utilizados para teste da RNA considerando um detector inativo.....	39
Tabela 8. Detectores e seus respectivos detectores simétricos.....	43

1. Introdução

1.1 Contextualização

Usina nuclear (NPP) é uma instalação complexa constituída de sistemas dinâmicos, interconectados e interdependentes, tais como o reator, os circuitos primário e secundário, sistema de refrigeração e outros. No que se refere ao reator nuclear, aqueles do tipo água leve pressurizada (PWR), cuja tecnologia é relativa à segunda e terceira gerações, foram os que se mostraram mais promissores e se constituem na maior parte dos reatores nucleares em atividade e em construção no planeta atualmente, segundo a IAEA (PRINTED BY THE IAEA IN AUSTRIA, 2022). Assim, o desenvolvimento de tecnologia e metodologias que proporcionem o contínuo monitoramento dos parâmetros do reator torna-se fundamental para garantir o aumento da segurança operacional desses reatores. De acordo com (MAKAI, M., VÉGH, 2017) e (“Westinghouse Technology Systems Manual Section 9.2 Incore Instrumentation Systems”, 2011), o monitoramento de parâmetros do núcleo do reator tais como a potência dos elementos combustíveis (EC) e a distribuição da potência radial durante a operação dos reatores PWR é altamente relevante para se determinar as condições seguras de operação, permitindo que sejam atendidos os limites e as condições operacionais do núcleo do reator, haja vista que isso possibilita que sejam atingidos elevados níveis da queima do combustível nuclear.

O monitoramento dos parâmetros do núcleo dos reatores modernos é feito a partir das informações de medidas da potência radial fornecidas pelo sistema de detecção nuclear interno (SDNI). No entanto, na maior parte dos reatores do tipo PWR o monitoramento da distribuição de potência radial do seu núcleo é realizado a partir de medidas do fluxo de nêutrons obtidas pelo sistema de detecção nuclear externo (SDNE), tornando mais restritiva a margem de operação desses reatores. Entretanto, uma melhor operação do reator pode ser atingida a partir do monitoramento da potência radial em tempo real, por meio do SDNI. Um Detector de Nêutron Autoalimentado “Self Power Neutron Detector” (SPND) típico, conforme mostrado na Figura 1, consiste em vários componentes principais: um emissor, normalmente construído a partir de Ródio, que absorve nêutrons e emite elétrons por meio do decaimento radioativo; isolamento, geralmente composto por Óxido de Alumínio, que envolve o emissor; e um coletor, representado pelas paredes metálicas do detector que envolvem essas partes e servem como coletor dos elétrons emitidos (TODT, 1997) (VERMA, BARBOT, *et al.*, 2017).

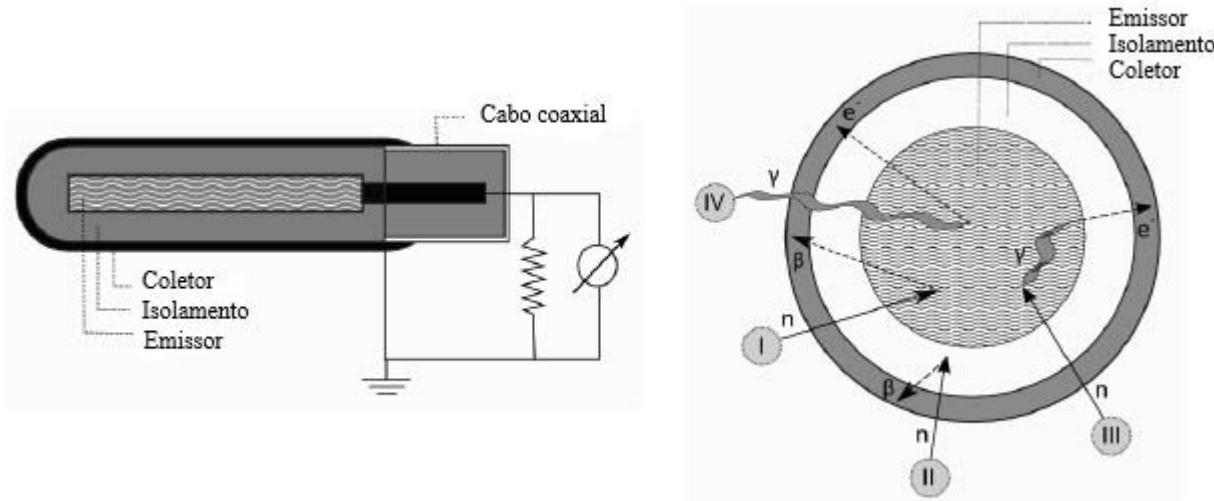


Figura 1 - Figura ilustrativa de um SPND (VERMA, BARBOT, *et al.*, 2017)

Além disso, os SPNDs são posicionados dentro do tubo de instrumentação de um EC e são utilizados para monitorar ECs específicos, possibilitando um mapa tridimensional preciso da distribuição do fluxo de nêutrons (“Westinghouse Technology Systems Manual Section 9.2 Incore Instrumentation Systems”, 2011). Assim, a adoção desses detectores possibilitou o surgimento de uma ampla gama de técnicas para o monitoramento da distribuição radial de potência. Nesse contexto, é possível fazer a estimativa de medidas representativas das condições físicas e termo hidráulicas do reator, visando ampliar a margem de segurança operacional. Logo, a implantação de um sistema computacional em uma NPP que possibilite o acompanhamento da potência radial do núcleo do reator em tempo real aumenta a margem de segurança operacional do reator, simplificando a necessidade de um sistema de detecção em todos os EC, diminuindo assim o custo com a instrumentação nuclear.

De acordo com (MAKAI, M., VÉGH, 2017), existe uma ampla diversidade de métodos para o monitoramento da distribuição de potência que são baseados nos sinais fornecidos pelo SDNI, localizados em pontos estratégicos do núcleo do reator, tais como os seguintes:

- adaptativo, que corrige a distribuição da densidade de potência fornecida por um simulador neutrônico e por meio dos sinais dos detectores internos, como é o caso do sistema BEACON (BOYD, W. A, MILLER, 1997) desenvolvido pela Westinghouse para reatores do tipo PWR;
- mapeamento racional das medições dos detectores internos (BONALUMI, KHERANI, 1985), que consiste na utilização de um modelo iterativo que envolve a equação de difusão de nêutrons e sinais dos detectores internos;

- resíduos ponderados (MAKAI, M., VÉGH, 2017), que busca uma estimativa da densidade de potência a partir da técnica de ponderação de resíduos, em que os resíduos são as diferenças entre o valor real e o valor obtido pela expansão em autofunções, que visa definir um conjunto de funções de ponderação que minimizem os resíduos, obtendo-se assim os coeficientes da expansão em autofunções que estimam a distribuição da densidade de potência radial; e

- nodais para o mapeamento da potência (DIAS, SILVA, 2016), de modo a estimar a densidade da potência radial nas regiões sem detectores por meio do cálculo nodal com base em ajustes que buscam fornecer resultados consistentes com as medidas advindas do sistema de detectores internos.

Existem vários outros métodos de monitoramento da distribuição de potência, tais como interpolação espacial com base em ajuste de superfície (LI, W., DING, *et al.*, 2018), média ponderada da distância (LI, W., DING, *et al.*, 2018), expansão de harmônicos (WANG, C., WU, *et al.*, 2011), condição de contorno interna (CHAN, MAMOURIAN, 1990), simulação e correção (BEARD, MORITA, *et al.*, 1988), coeficientes de acoplamento (TERNEY, BIFFER, *et al.*, 1983) e mínimos quadrados (LEE, KIM, 2003), que foram desenvolvidos nas últimas décadas.

No contexto computacional, o aprendizado de máquina e as redes neurais artificiais (RNA) estão intimamente relacionados no campo da inteligência artificial. Uma RNA é uma estrutura computacional inspirada no funcionamento do cérebro humano, composta por camadas de neurônios interconectados que processam informações e aprendem com os dados que lhe são fornecidos (HAYKIN, 2009). O aprendizado de máquina é um ramo da inteligência artificial que se concentra no desenvolvimento de algoritmos e técnicas que permitem aos sistemas aprenderem e melhorar seu desempenho em tarefas específicas por meio da experiência, à medida que os dados se acumulam (HAYKIN, 2009). As RNA são amplamente utilizadas no campo de aprendizado de máquina devido à sua capacidade de analisar matrizes complexas de dados e resolver problemas complexos, como classificação de imagens, processamento de linguagem natural e previsões em vários domínios (SPÖRL, CASTRO, *et al.*, 2011). Elas fornecem soluções poderosas e inovadoras e podem ser usadas em uma variedade de aplicações tecnológicas, cujos exemplos são mencionados a seguir. A aplicação das RNA para obter a distribuição de potência tem sido feita por diversos autores. Saeed e Rashid combinaram um modelo de RNA com o código de física de reatores, INCOPW, para estimar fatores de pico de potência (FPF) e métricas de segurança para um PWR (SAEED, RASHID, 2020). A validação online durante o 11º ciclo de combustível mostrou que seu sistema de núcleo modificado permite o monitoramento do núcleo de centrais nucleares semelhantes na planta. Pirouzmand e Dehdashti usaram RNAs para prever distribuições de potência e FPFs em 200 estados de um reator VVER-1000 (PIROUZMAND, DEHDASHTI,

2015). Seu modelo se ajusta bem aos dados de validação (com erro inferior a 3%). Bahuguna et al. usou uma RNA para cada zona do núcleo do reator para capturar a estimativa espacial do fluxo de nêutrons de um reator avançado de água pesada. Conjuntos de dados de treinamento e teste da RNA foram gerados por simulação de aproximação de diferenças finitas 3D das equações da difusão de nêutrons para dois grupos de energia. O modelo de RNA mostrou que pode capturar efetivamente as variações espaciais no núcleo do reator e, portanto, pode ser utilizado para o mapeamento eficiente do fluxo de nêutrons (BAHUGUNA, MUKHOPADHYAY, *et al.*, 2020).

Nesse contexto, o presente trabalho visa o desenvolvimento de uma metodologia baseada nas técnicas de RNA para reconstrução da distribuição da potência radial em reatores do tipo PWR, a partir de dados que simulam as medidas fornecidas pelo SDNI. Esses dados, que são os valores medidos e fornecidos pelo SDNI, são obtidos por meio da aplicação do código Serpent durante a queima completa de um ciclo de um reator do tipo PWR, similar ao reator de Angra 1. Ademais, este trabalho busca obter e avaliar a reconstrução da distribuição da potência radial mesmo no caso da indisponibilidade de alguns detectores do SDNI.

1.2 Justificativa

A importância e a necessidade de implementar melhores sistemas de monitoramento da distribuição da potência radial do núcleo de reatores nucleares, privilegiando o tipo PWR por ser aqueles amplamente aplicados atualmente nas NPP, conforme a referência (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2019).

O monitoramento on-line da distribuição de potência é uma das tecnologias mais importantes para um reator nuclear (LI, Z., CAO, *et al.*, 2017). Primeiramente, devido à distribuição de potência ser uma das respostas mais diretas para a segurança do núcleo do reator e que, no entanto, altera-se de forma complexa. Em seguida, o monitoramento da distribuição de potência on-line pode ser empregado para reduzir os princípios administrativos excessivamente conservadores (JANG, LEE, *et al.*, 2004) e, portanto, melhorar os resultados econômicos das usinas nucleares (PENG, WANG, *et al.*, 2014). E, também, pelo fato da monitoração on-line da distribuição de potência fornecer informações úteis para o projeto e cálculo do núcleo, assim como para aumentar a margem de segurança de operação desse núcleo.

Normalmente, o monitoramento on-line da distribuição de potência é baseado em um número de medições dos detectores de nêutrons, cuja localização, é estrategicamente selecionada dentro ou fora do núcleo do reator. E, como consequência do número de detectores ser limitado, a localização deles é separada. O principal objetivo do sistema on-line de monitoramento da

distribuição de potência é estimar a sua distribuição espacialmente contínua a partir de medições discretas em tempo real (LI, Z., CAO, *et al.*, 2017).

1.3 Originalidade

O presente trabalho visa a aplicação da RNA para a reconstrução da distribuição da potência radial do núcleo de um reator nuclear do tipo PWR, considerando a situação em que detectores do SDNI estão todos disponíveis e, também, quando alguns estão na condição de indisponibilidade. No caso da indisponibilidade dos detectores, foram testadas e analisadas as condições de um, dois e três detectores indisponíveis no núcleo do reator. E nesses casos, essas condições foram avaliadas considerando a simetria da distribuição de potência radial dos EC do núcleo do reator e fazendo o detector do SDNI indisponível, para determinado EC, assumir o valor do detector posicionado no seu respectivo EC simétrico.

1.4 Importância do trabalho

A possibilidade de implementar um sistema de monitoramento da distribuição da potência radial do núcleo do reator de forma contínua, empregando RNA, permitirá o aumento da margem de segurança da operação de um reator do tipo PWR. Além disso, possibilitará a utilização de menor quantidade de detectores do SDNI no monitoramento dessa distribuição da potência radial e, assim, poderá proporcionar menor custo de operação da NPP propiciando melhores condições econômicas.

1.5 Conteúdo dos capítulos

Além da Introdução, em cujo contexto foi feita a contextualização, apresentada a justificativa, originalidade e a importância do trabalho, o 2º capítulo apresenta uma breve revisão bibliográfica.

No 3º capítulo o núcleo do reator nuclear de Angra 1, utilizado como referência para o desenvolvimento desta tese, é descrito em detalhes abordando suas dimensões, material empregado, quantidade de elementos combustíveis (EC) e a respectiva quantidade de varetas, percentual de enriquecimento de urânio nas regiões 1, 2 e 3 e quantidade e localização das barras de controle e dos detectores do SDNI.

O Serpent, código que utiliza o método de Monte Carlo, é apresentado no 4º capítulo, onde são mostradas as suas funcionalidades que proporcionam facilidades na modelagem computacional da estrutura material e composição do núcleo do reator. A aplicação desse código é apresentada no capítulo 5, onde é exposto como foi utilizado para calcular a potência radial em

cada EC para um ciclo de queima com 18 intervalos de queima (IQ). Também, é apresentada a concentração de Boro para cada IQ e a respectiva curva “Concentração Crítica de Boro x Queima”. E, ainda, é mostrado o diagrama simplificado da metodologia para obter a distribuição da potência radial do núcleo a partir dos valores medidos pelos SPND, simulados pelo código Serpent.

No 6º capítulo é apresentada detalhadamente a rede neural artificial (RNA) que é aplicada no trabalho, a forma como ela foi elaborada, seus parâmetros, o diagrama de como é feito seu treinamento, o seu teste e validação e como é feita a reconstrução da distribuição da potência radial em cada EC do núcleo do reator.

No 7º capítulo são analisados os resultados obtidos na reconstrução da distribuição da potência radial dos EC do núcleo do reator com a aplicação da RNA, considerando a funcionalidade normal dos detectores do SDNI, a inoperância de um, dois e três detectores do SDNI e, também, a assunção da medição do detector simétrico pelo detector inoperante. As conclusões decorrentes dos resultados e suas respectivas análises são apresentadas no 8º capítulo e as referências bibliográficas estão detalhadas no 9º capítulo.

2. Revisão Bibliográfica

Conforme mencionado na introdução, há uma ampla gama de métodos desenvolvidos nas últimas décadas e que são aplicados no monitoramento e reconstrução da distribuição da potência radial do núcleo do reator nuclear, apoiados nos sinais fornecidos pelo SPND.

No contexto deste trabalho, como exemplos, exporemos o conceito dos métodos do mapeamento racional das medições dos detectores internos, dos resíduos ponderados, de expansão de harmônicos e processos estocásticos gaussianos.

2.1. Método do mapeamento racional das medições dos detectores internos

O método de mapeamento racional (RAM) (BONALUMI, KHERANI, 1985) é uma técnica numérica utilizada para mapear a distribuição de potência do núcleo de reatores nucleares. Ele se baseia na discretização do núcleo do reator em células de volume finito e na aplicação de equações de balanço de energia e fluxo neutrônico para cada célula. É um modelo iterativo que envolve utilização dos dados das medições dos detectores internos do fluxo de nêutrons do núcleo de reatores nucleares (BONALUMI, KHERANI, 1985) e a equação de difusão de nêutrons.

Na discretização o núcleo é dividido em uma malha tridimensional de células de volume finito, onde as propriedades físicas, como a distribuição de fluxo neutrônico e da potência são calculadas. As equações de balanço de energia e fluxo neutrônico são aplicadas em cada célula do núcleo, levando em conta os processos de produção e absorção de energia, bem como a distribuição do fluxo de nêutrons do núcleo. Por meio de técnicas iterativas, as equações de balanço de energia e fluxo neutrônico são resolvidas para cada célula do núcleo até que uma solução convergente seja alcançada.

O RAM fornece resultados detalhados e precisos para o mapeamento da distribuição de potência no núcleo do reator. É flexível e pode ser aplicado a uma variedade de geometrias de núcleo de reator, incluindo geometrias complexas encontradas em reatores PWR. Isso torna o método adequado para uma ampla gama de aplicações em engenharia nuclear. Pode ser implementado de forma eficiente em termos computacionais. As técnicas iterativas utilizadas no método permitem uma convergência rápida para uma solução, reduzindo o tempo de computação necessário.

Devido à sua natureza iterativa e flexível, o RAM pode ser facilmente integrado em processos de otimização de projeto de reatores nucleares. Isso permite a análise e aprimoramento da distribuição de potência para atender a requisitos específicos de segurança e desempenho. O RAM pode ser validado experimentalmente usando dados de instrumentação interna e externa em

reatores nucleares reais. Isso permite uma comparação direta entre os resultados calculados e as medidas reais, aumentando a confiança na precisão do método. Pode ser estendido para analisar cenários transientes em reatores PWR, permitindo a avaliação da distribuição de potência durante diferentes condições de operação, como partida, parada e transições de potência.

Entre as vantagens do método de mapeamento racional incluem:

- a) obtenção da distribuição de potência com precisão, combinando dados do núcleo com a teoria da difusão de nêutrons;
- b) fornecimento de uma representação precisa do estado operacional do reator de forma a eliminar sinais erráticos dos detectores e utilizar uma abordagem de mapeamento contínuo;
- c) capacidade de identificação de medições errôneas, garantindo a confiabilidade dos resultados do mapeamento; e
- d) pode ser aplicado a uma variedade de sistemas de reatores nucleares, tornando-o uma ferramenta versátil para operação e controle de reatores.

Assim, o método de mapeamento racional oferece uma abordagem inovadora e eficaz para obter a distribuição detalhada de potência em reatores nucleares, proporcionando precisão, eficiência e confiabilidade na análise, operação e controle do reator nuclear.

2.2. Método dos resíduos ponderados

O método dos resíduos ponderados (MRP) (FINLAYSON, SCRIVEN, 1966) (SALIH, 2016) busca uma estimativa da distribuição de potência a partir da técnica de ponderação de resíduos, em que os resíduos são as diferenças entre o valor real e o valor obtido pela expansão em autofunções, que visa definir um conjunto de funções de ponderação que minimizem os resíduos, obtendo-se assim os coeficientes da expansão em autofunções que estimam a distribuição da potência radial.

O MRP é uma técnica de aproximação para resolver equações diferenciais. No MRP, aproximamos uma função $u(x)$ por uma função $\tilde{u}(x)$, que é uma combinação linear de funções base de um conjunto linearmente independente:

$$u(x) \cong \tilde{u}(x) \sum_{i=1}^n a_i \quad (1)$$

Ao aplicar o operador diferencial $D(u(x)) = p(x)$ em $\tilde{u}(x)$, geralmente não obtemos exatamente $p(x)$, resultando em um erro ou resíduo $R(x)$:

$$E(x) = R(x) = D(\tilde{u}(x)) - p(x) \neq 0 \quad (2)$$

O objetivo do MRP é forçar o resíduo a ser zero, em média, ao longo do domínio, usando funções de peso W_i :

$$\int_X R(x) W_i dx = 0 \quad i = 1, 2, 3, \dots, n \quad (3)$$

Existem vários submétodos no MRP, dependendo da escolha das funções de peso W_i , incluindo os métodos de Colocação, do Subdomínio, dos Mínimos Quadrados, de Galerkin e dos Momentos.

A aplicação do MRP na reconstrução da distribuição de potência do núcleo de um reator nuclear envolve a modelagem tridimensional do núcleo, levando em consideração a geometria e as propriedades dos materiais do núcleo. Assim, no processo de obtenção dessa reconstrução, seguimos a seguinte abordagem, que é semelhante à usada na resolução de equações diferenciais. Primeiro, representamos a equação de difusão multigrupo por um sistema de equações diferenciais que descrevem o fluxo de nêutrons. Em seguida, selecionamos funções base adequadas que podem representar a distribuição de potência. Calculamos o resíduo resultante da diferença entre a aplicação do operador diferencial na função aproximada e a função desejada. Selecionamos funções de peso de acordo com um dos submétodos do MRP. Integraremos o resíduo ponderado pelas funções de peso sobre o domínio para obter um sistema de equações algébricas. Solucionamos este sistema para determinar os coeficientes das funções base.

Como vantagens do método, temos a flexibilidade, haja vista que o MRP pode ser adaptado a diferentes geometrias permitindo uma modelagem mais realista dos reatores nucleares variando as funções de peso e as funções base, é um método preciso e pode ser aplicado a uma ampla gama de problemas da física nuclear.

Entre as desvantagens, temos a complexidade matemática, haja vista que a formulação e a resolução das equações podem ser matematicamente intensivas, especialmente para resolução de problemas tridimensionais. Pode requerer tempo de cálculo e custos computacionais significativos, devido à complexidade dos cálculos envolvidos. E a precisão da solução pode depender fortemente da escolha apropriada das funções base.

Logo, o MRP é uma abordagem viável e eficiente para a análise tridimensional de reatores nucleares, oferecendo um bom equilíbrio entre precisão e custo computacional, incluindo a reconstrução da distribuição de potência em reatores nucleares. Cada submétodo oferece um equilíbrio diferente entre simplicidade, precisão e esforço computacional.

2.3. Método de expansão de harmônicos

O método de expansão de harmônicos (MEH) (WANG, C., WU, *et al.*, 2011) é uma técnica utilizada para reconstruir a distribuição de potência no núcleo de reatores nucleares, especificamente em reatores PWR. Este método baseia-se na decomposição da distribuição de potência em um conjunto de harmônicas, que são autofunções ortogonais completas da equação de difusão de nêutrons. Isso permite que a distribuição de potência seja expressa como uma soma dessas harmônicas, facilitando a reconstrução precisa a partir da leitura dos detectores fixos no núcleo.

A aplicação do método de expansão de harmônicos na reconstrução da distribuição de potência do núcleo envolve várias etapas, quais sejam:

- a) Cálculo das harmônicas: utiliza-se o método de subespaço de Krylov, especificamente o Método de Arnoldi Reiniciado Implicitamente (IRAM), para calcular as harmônicas da equação de difusão de nêutrons. Um código FORTRAN chamado CITK é empregado para esse cálculo, garantindo precisão e eficiência;
- b) Uso de detectores fixos no núcleo: detectores fixos “*in-core*” fornecem leituras em tempo real da potência local em diversos pontos do núcleo. Essas leituras são usadas para calcular os coeficientes de expansão das harmônicas; e
- c) Reconstrução da distribuição de potência: a distribuição de potência é expressa como uma soma ponderada das harmônicas calculadas. A precisão da reconstrução é garantida pelo ajuste dos coeficientes de expansão utilizando as leituras dos detectores via método dos mínimos quadrados.

Para lidar com as variações nas condições operacionais do reator, uma biblioteca de dados harmônicos é pré-gerada, contendo harmônicas de diferentes casos de referência. Quando as condições do reator mudam, o sistema seleciona os casos de referência mais próximos e usa interpolação para ajustar as harmônicas à nova condição operacional.

Assim, como procedimento do método é feita uma coleta de dados do reator de forma a obter informações sobre a queima de combustível, concentração de Boro, posição das barras de controle e outros fatores são coletadas. Após, são geradas harmônicas para vários casos de referência, as quais são armazenadas na biblioteca de dados. Em seguida, é utilizada a biblioteca de dados para encontrar os casos de referência mais próximos e então é realizada a interpolação das harmônicas para as condições atuais do reator. Finalmente, utilizando as leituras dos detectores e os coeficientes de expansão, a distribuição de potência é reconstruída continuamente em tempo real.

Entre as vantagens do método, tem-se que permite uma reconstrução precisa da distribuição de potência, com erros dentro dos critérios de aceitação da Administração Nacional de Segurança Nuclear (“*National Nuclear Security Administration*”); os detectores fixos *in-core* fornecem dados em tempo real, essenciais para a segurança e operação eficiente do reator; a biblioteca de dados harmônicos permite que o sistema se adapte rapidamente a mudanças nas condições do reator; e o sistema demonstra robustez em diversas condições operacionais, incluindo variações nas posições das barras de controle e em condições de baixa potência.

No entanto, apresenta também algumas desvantagens, quais sejam: o cálculo das harmônicas e a geração da biblioteca de dados exigem recursos computacionais significativos; a biblioteca de dados harmônicos precisa ser abrangente e atualizada para cobrir todas as possíveis condições operacionais, o que pode ser demorado; e limitações nas funções de ponderação dos detectores uma vez que podem não ser confiáveis, necessitando de verificação experimental.

Em resumo, o método de expansão de harmônicos aplicado ao monitoramento da distribuição de potência em reatores nucleares PWR oferece uma ferramenta precisa e robusta para garantir a segurança e eficiência das operações, apesar dos desafios computacionais e da necessidade de uma biblioteca de dados extensa.

2.4. Processos estocásticos gaussianos

Processos estocásticos gaussianos (PEG) (SOUZA SILVA, 2024) são sequências de variáveis aleatórias indexadas por um índice. Um processo estocástico gaussiano é caracterizado pela propriedade de que qualquer subconjunto finito de suas variáveis aleatórias segue uma distribuição gaussiana. Esse tipo de processo pode ser usado para definir distribuições de probabilidade sobre funções. A distribuição de probabilidade de um vetor aleatório de variáveis gaussiano é dada por uma média e uma matriz de covariância, que são determinados por uma função média e um *kernel*. *Kernels* válidos são aqueles que produzem matrizes de covariância positivas definidas, chamados de *kernels de Mercer*.

Existem duas abordagens principais para problemas de regressão: paramétrica e não paramétrica. A abordagem paramétrica assume uma classe específica de funções e otimiza seus parâmetros. A abordagem não paramétrica, como os processos estocásticos gaussianos, não requer uma classe específica de funções, mas estabelece uma distribuição de probabilidade sobre todas as funções possíveis. O processo gaussiano permite atualizar a distribuição de probabilidade conforme novos dados são observados, usando o teorema de *Bayes*.

Para reconstruir uma função, observamos seus valores em pontos de treinamento e estimamos os valores em pontos não observados. A distribuição conjunta dos valores da função

nos pontos de treinamento e teste segue uma distribuição gaussiana. A função média e o *kernel* introduzem informações estruturais conhecidas sobre a função a ser reconstruída. *Kernels* comuns incluem o RBF, o quadrático racional e o periódico. A distribuição de probabilidade condicional para os pontos de teste é calculada a partir dos pontos de treinamento.

A escolha inicial dos hiperparâmetros pode ser otimizada pela maximização da verossimilhança marginal, que expressa a probabilidade do modelo dado aos dados de treinamento.

No contexto de reatores nucleares, o modelo foi implementado para reconstruir a distribuição de potência no núcleo do BEAVRS (HORELIK N., HERMAN B., *et al.*, 2013) usando dados de treinamento fornecidos pelo OpenMC. Os dados de potência nos elementos combustíveis (ECs) com tubo de instrumentação foram usados para treinamento, enquanto os dados nos ECs sem tubo de instrumentação foram usados para validação.

A regressão via processo gaussiano foi implementada com a biblioteca GPflow. Uma malha quadrada foi sobreposta ao núcleo ativo para indexar a posição dos ECs. Para aproveitar a simetria do núcleo, as coordenadas foram transformadas para coordenadas polares centradas no núcleo. A função média foi escolhida como a média aritmética dos valores de potência dos ECs com tubo de instrumentação, e o *kernel* foi projetado como um produto de um *kernel* quadrático racional com dependência da variável radial e um *kernel* periódico com dependência da variável angular. Os hiperparâmetros iniciais foram definidos e otimizados.

Devido à dificuldade de reconstruir a potência no EC central, um detector fictício foi adicionado para fornecer dados de treinamento adicionais.

O método apresenta as seguintes vantagens: não requer a definição de uma classe específica de funções a priori, proporcionando flexibilidade e adaptabilidade; pode ser treinado em tempo real com dados disponíveis, permitindo atualizações contínuas e melhorando previsões à medida que novos dados são recebidos; e fornece distribuições de probabilidade para cada ponto de teste, permitindo o cálculo de intervalos de confiança e a consideração da incerteza nos dados de treinamento.

Quanto às desvantagens, pode-se mencionar: a inversão da matriz de covariância cresce com $O(M^3)$, ou seja, com o cubo do número de dados de treinamento, tornando-se inviável para grandes volumes de dados de treinamento e em situações em que o tempo é crítico; e apesar de não precisar de uma classe específica de funções, a escolha do *kernel* adequado ainda requer suposições sobre a estrutura da função a ser reconstruída, como continuidade, diferenciabilidade ou periodicidade.

Em resumo, a regressão via processos estocásticos gaussianos oferece uma metodologia robusta e flexível para a reconstrução da distribuição de potência em reatores nucleares,

combinando vantagens de atualização em tempo real e tratamento explícito da incerteza, apesar de desafios computacionais significativos.

É importante realçar que os métodos apresentados como exemplo precisam de um código neutrônico que forneça os dados continuamente de forma que possibilite a obtenção dos seus resultados.

3. Descrição do Núcleo do Reator Nuclear

O núcleo considerado neste trabalho para simular as medidas fornecidas pelo SDNI é semelhante ao núcleo do ciclo 1 do reator de Angra 1, um reator Westinghouse do tipo PWR, constituído por três regiões de enriquecimento distinto, sendo 41 EC com 2,1% de Urânio-235 (U_{235}) na região-1, 40 EC com 2,6% de U_{235} na região-2 e 40 EC com 3,1% de U_{235} na região-3, totalizando 121 EC, conforme ilustrado na Figura 2.

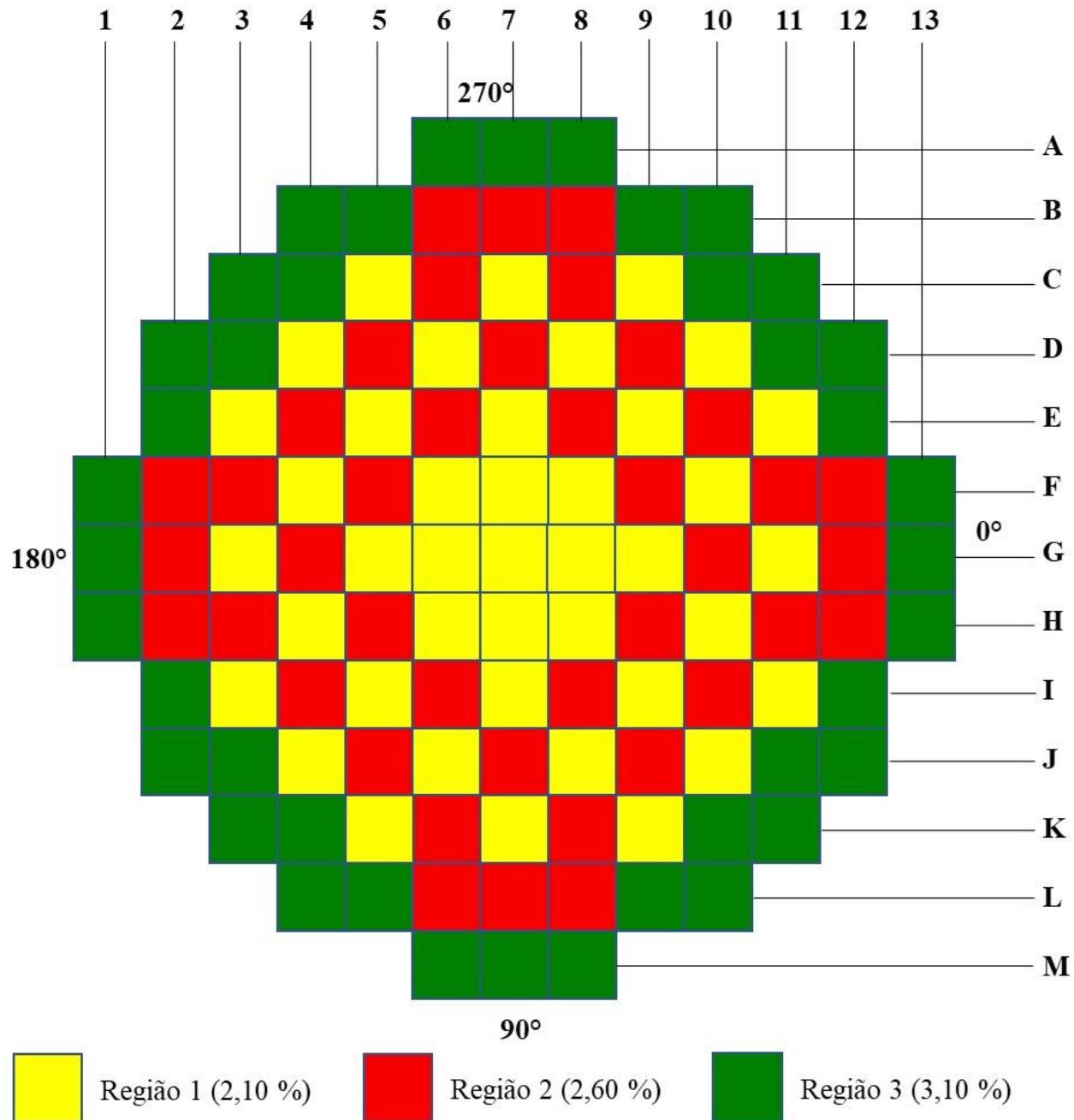


Figura 2 - Desenho do núcleo do reator. (SOMERVILLE, DEMAS, 1976)

O reator considerado para simulação tem um diâmetro equivalente de 246,1 cm, altura ativa de 365,76 cm e 33 barras de controle dispostas entre os bancos D, C, B, A e S, constituídos por 4, 5, 4, 8 e 12 barras de controle, respectivamente, conforme mostrado na Figura 3.

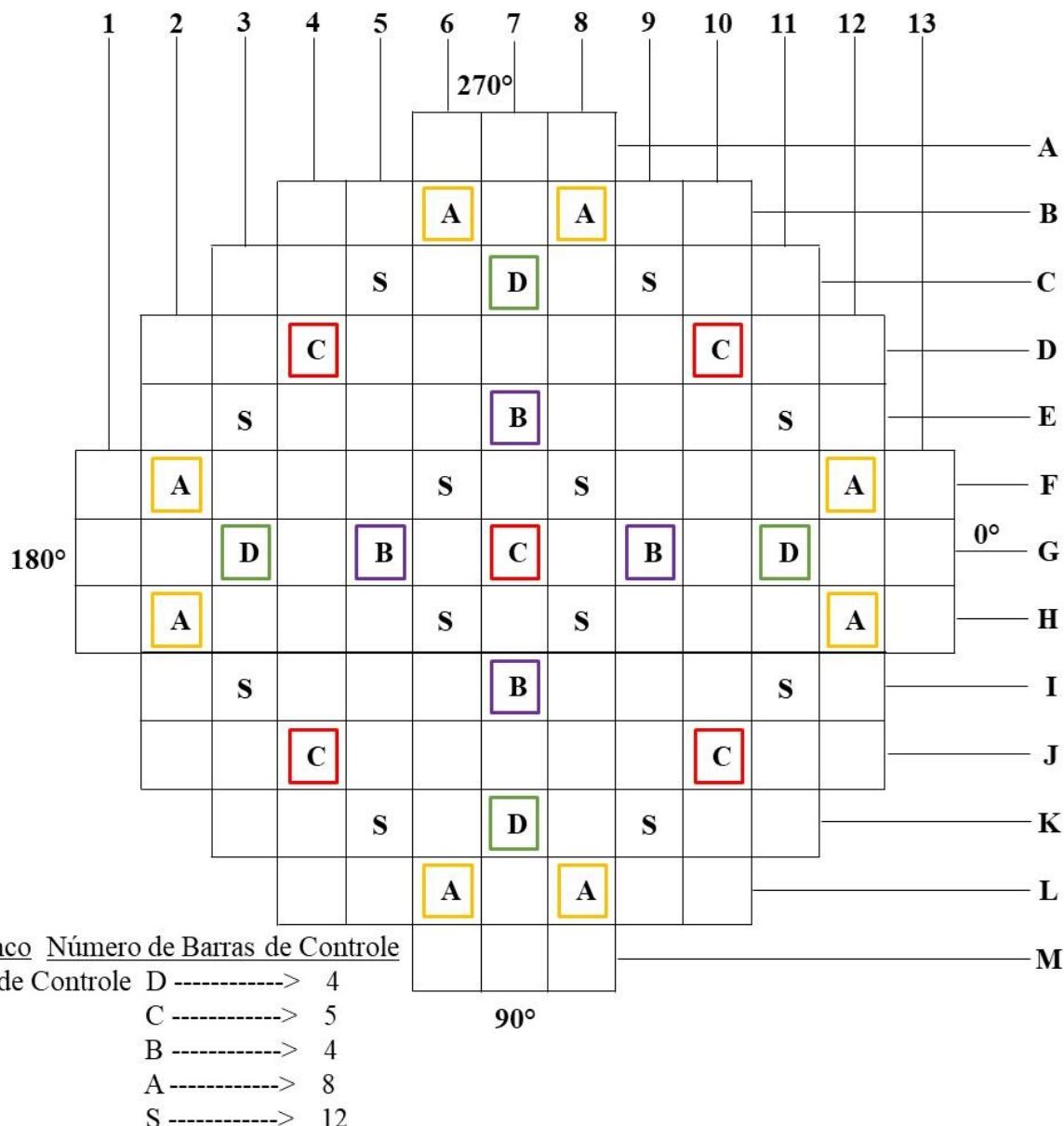


Figura 3 - Localização das barras de controle. (SOMERVILLE, DEMAS, 1976)

Além disso, o núcleo do reator considerado para simulação tem 36 detectores *in-core* que se constituem como parte do SDNI, conforme apresentado na Figura 4.

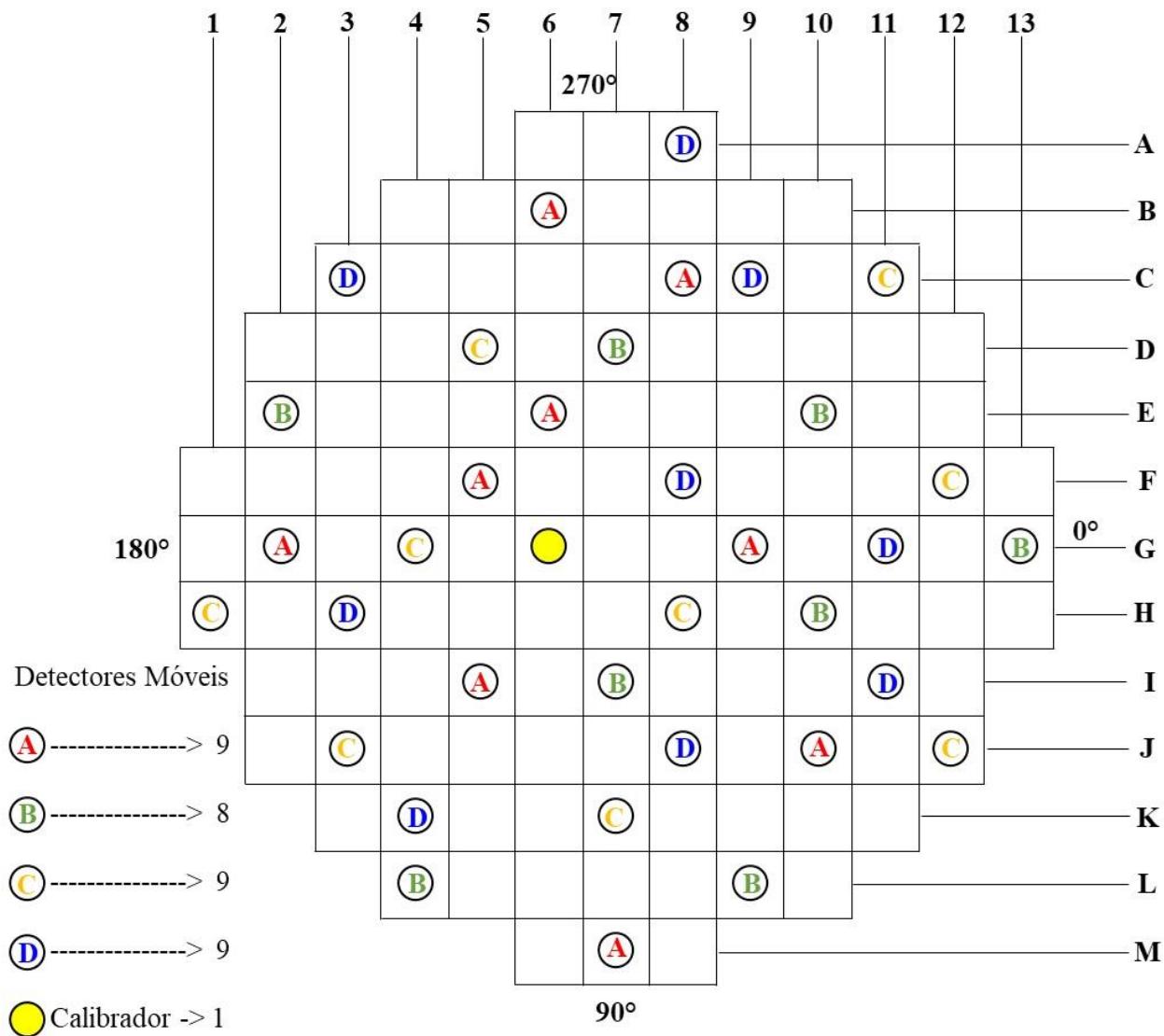


Figura 4 - Localização dos detectores nucleares internos. (SOMERVILLE, DEMAS, 1976)

4. O Código Serpent

Inicialmente abordaremos o Método de Monte Carlo (MMC) que tem sua origem em bases estatísticas e probabilísticas. A primeira formulação científica desse método foi enunciada pelos pesquisadores Stanislaw Ulam e John von Neumann no início da Segunda Guerra Mundial. Sua nomenclatura faz referência aos jogos do cassino de Monte Carlo (HAMMERSLEY, HANDSCOMB, 1964) (METROPOLIS, 1987). Na primeira vez que o MMC aparece em uma publicação, esse método é descrito como a utilização de um processo aleatório que, baseado em distribuições de probabilidade, “[...] leva a determinação de um novo conjunto de valores” (METROPOLIS, ULAM, 1949).

O MMC aplicado em problemas de transporte de partículas tem como princípio de cálculo que a vida de um único nêutron, fóton, elétron ou qualquer outro tipo de partícula é simulada desde a emissão inicial até a eventual morte por absorção ou escape para fora dos limites do sistema. O resultado e a frequência das várias interações que podem ocorrer durante a vida da partícula são amostrados aleatoriamente e simulados de acordo com leis de interação derivadas da física de partículas. Quando esse procedimento é repetido para um número grande de partículas, o resultado é uma simulação detalhada do processo de transporte, obtida a um elevado custo em tempo computacional (LEPPÄNEN, 2007).

Segundo Yoriyaz (YORIYAZ, 2009) o MMC se configura em um cálculo estatístico onde emprega uma sequência de números aleatórios para a realização da simulação. Acrescenta que em casos de transporte de partículas, o conjunto de eventos que ocorre com a partícula, desde sua emissão até o momento em que é absorvida, é intitulado de história da partícula, e que tais histórias são geradas por meio de funções de densidade de probabilidade.

Na aplicação do MMC na física de reatores, o processo é semelhante. De acordo com Leppänen (LEPPÄNEN, 2007), são simuladas as interações físicas dos nêutrons com a matéria, a emissão de novos nêutrons e seus caminhos são percorridos desde suas emissões até suas absorções ou fugas do sistema em estudo. Neste contexto, Mickus (MICKUS, 2021) explana que as histórias estão sendo simuladas quando é realizado o rastreamento de cada nêutron durante uma série de eventos probabilísticos que descrevem a interação dos nêutrons com a matéria. E, após uma grande quantidade de histórias de nêutrons simuladas, são identificadas as características do sistema simulado.

Nesta tese foi empregado o código de física de reatores Serpent, que utiliza o MMC, desenvolvido no VTT (*Valtion Teknillinen Tutkimuskeskus*) *Technical Research Center of Finland* (LEPPÄNEN, PUSA, *et al.*, 2015). O Serpent foi desenvolvido como um código para física de

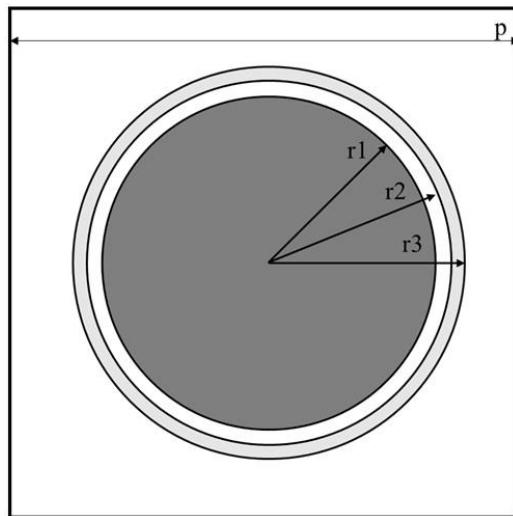
reatores (LEPPÄNEN, PUSA, *et al.*, 2015) e proporciona práticas como: modelagem de reator, geração de constantes de grupo tais como seção de choque macroscópica homogeneizada, coeficientes de difusão e queima de combustível.

As funcionalidades do Serpent facilitam a modelagem computacional das estruturas geométricas e materiais que compõem o núcleo do reator e a obtenção dos parâmetros macroscópicos necessários à sua aplicação na resolução da equação de difusão de nêutrons na física de reatores. Para o cálculo das interações e todo o processo de transporte de nêutrons, são utilizadas bibliotecas de dados nucleares, como a *Evaluated Nuclear Data File* (ENDF) (LEPPÄNEN, 2007).

Conforme Leppänen (LEPPÄNEN, 2007), o código Serpent utiliza o cálculo computacional paralelo devido ao fato da linearidade do processo de transporte de nêutrons, que tem como característica o comportamento dos nêutrons que mantêm a reação de fissão em cadeia e de interagirem apenas com o meio. Isto é particularmente importante na execução de tarefas que exigem grande custo computacional, possibilitando a solução de problemas de difícil abordagem. A implementação deste cálculo no Serpent é feita por meio da *Message Passing Interface* (MPI), que é uma biblioteca que apresenta elevado grau de cálculo paralelo, comunicação e compartilhamento de dados entre as tarefas em execução. Como consequência, segundo Leppänen (LEPPÄNEN, 2009), o tempo geral de cálculo é reduzido significativamente, comparado a outros programas que utilizam o MMC e a mesma estrutura de hardware, sendo que em alguns casos a redução é próxima a duas ordens de grandeza.

A elaboração das geometrias e dimensões detalhadas dos vários componentes do reator nuclear e seu núcleo, tais como as varetas combustíveis, os EC, o vaso de pressão e suas partes, assim como todos os detalhes do combustível nuclear, dos moderadores, refrigerantes, absorvedores, blindagem e estruturas é facilitada pelas funcionalidades da modelagem computacional do Serpent. Também possui a definição de universos de vareta que, de acordo com o código, são regiões anulares aninhadas e tais universos normalmente são usados na construção de varetas combustíveis, podendo ainda ser usados para a construção de varetas de veneno queimável e barras de controle.

A Figura 5 apresenta a composição da vareta combustível, cujo conjunto forma os EC e o núcleo do reator nuclear a ser simulado no código.



$p = pitch$; $r1$ = raio da pastilha; $r2$ = raio interno da vareta; e $r3$ = raio externo da vareta

Figura 5 - Vista superior da vareta combustível

Na elaboração do universo da vareta, são inseridos os dados dimensionais do combustível e dos materiais das partes que a compõem. Assim para a vareta combustível exposta na Figura 5, é necessário definir e declarar no código Serpent os raios do combustível e de cada material, assim como as suas respectivas densidades. Os materiais que compõem as pastilhas combustíveis são definidos, haja vista que o Serpent requer a inserção das densidades do material dos nuclídeos que formam as pastilhas. A Tabela 1 apresenta um exemplo da composição do material da pastilha combustível e dos materiais da vareta combustível.

Nomenclatura	Composição	Posição
Pastilha combustível		
Região 1	2,10% de U ₂₃₅	0 a $r1$
Região 2	2,60% de U ₂₃₅	0 a $r1$
Região 3	3,10% de U ₂₃₅	0 a $r1$
<i>Gap</i>	Hélio	$r1$ a $r2$
<i>Clad</i>	Zircaloy-4	$r2$ a $r3$

Tabela 1 - Dados da composição do material da pastilha e da vareta combustível

Tendo sido feitas as declarações dos materiais é possível construir as varetas combustíveis e demais componentes do reator nuclear a ser simulado. Assim, pode-se construir os universos dos

EC, que são feitos utilizando o conceito de *lattice*¹, que no código Serpent define a estrutura repetitiva dos materiais físseis, não físseis e da água (LEPPÄNEN, PUSA, *et al.*, 2015). A Figura 6 mostra um exemplo de *lattice*, onde são apresentadas as varetas combustíveis de um EC.

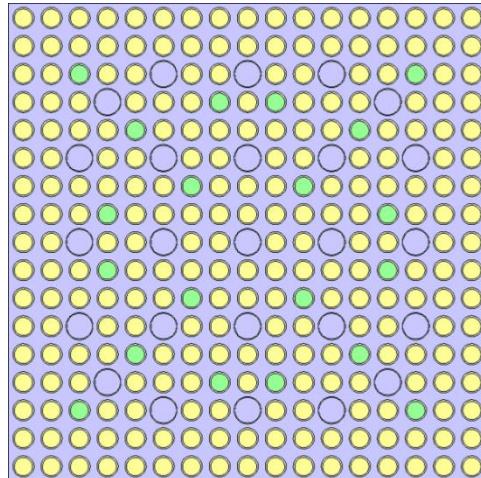


Figura 6 - Visualização de uma *lattice* representando as varetas de um EC no código Serpent
<https://serpent.vtt.fi/mediawiki/index.php?title=Tutorial>

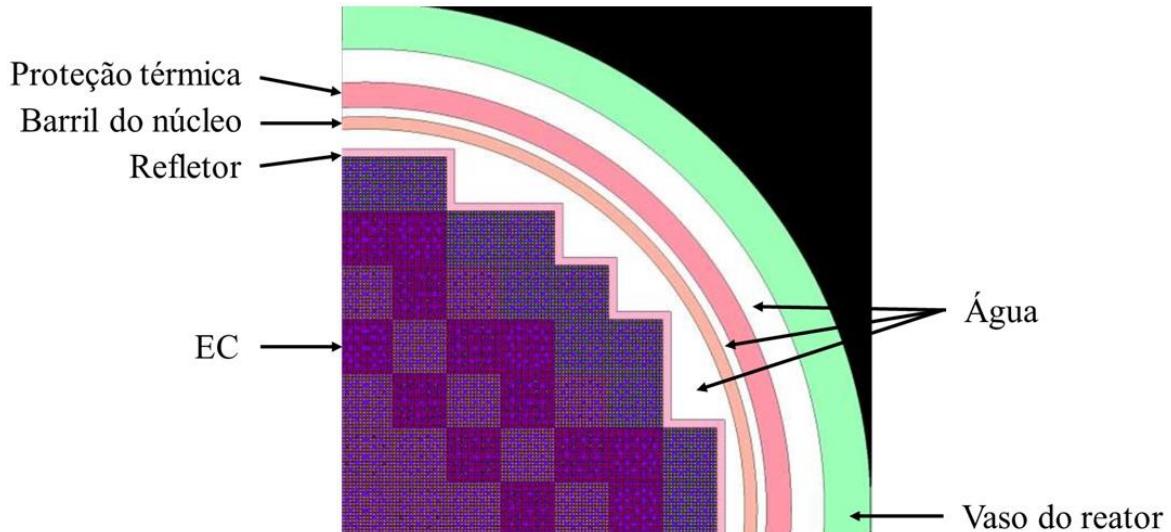


Figura 7 - Visualização de um $\frac{1}{4}$ do núcleo do reator nuclear no código Serpent
(SOUZA SILVA, 2024)

Definidas as varetas e os EC, agora o núcleo do reator pode ser construído por meio da criação de uma *lattice* que é preenchida com as *lattices* dos EC, conforme a Figura 7. E assim, é feita a modelagem detalhando a geometria e o material do núcleo de um reator do tipo PWR no

¹ *Lattice* - é um termo na língua inglesa que pode expressar um arranjo de estruturas repetidas.

código Serpent. Desta forma, os tipos de geometrias das varetas e dos EC são construídos utilizando o conceito de universo e *lattice*, que propiciam menor tempo de declaração no código. O Serpent (LEPPÄNEN, PUSA, *et al.*, 2015) também permite implementar detectores no sistema a ser simulado, podendo ser implementado nas *lattices*, como EC ou por divisão em forma de malha.

Em vista da facilidade na construção de estruturas repetidas para simulação, Leppänen (LEPPÄNEN, 2009) esclarece que a implantação da geometria no Serpent consiste em células materiais homogêneas, definidas por uma combinação de superfícies elementares que formam as geometrias do reator. E descreve que utilizando apenas superfícies planas e cilíndricas é possível definir qualquer geometria do reator. Também acrescenta que diversos códigos dispõem da implementação de superfícies como prismas e quadrados, que apesar de facilitar o usuário no momento da declaração das geometrias, pode levar a problemas de eficiência.

A simulação empregando o código Serpent permite a obtenção de diversos parâmetros nucleares, tais como: taxa de fissão, fluxo de nêutrons, taxa de fuga, taxa de captura, distribuição de densidade de potência etc. No contexto deste trabalho, a simulação é configurada para fornecer valores da potência em cada um dos EC do núcleo do reator. E de forma a se obter a melhor precisão possível nos resultados, o núcleo do reator é simulado considerando um ciclo completo da queima do material combustível. Assim, esse ciclo é dividido em instantes de queima (IQ), em dias de queima, e a respectiva queima combustível acumulada. Estes dados estão detalhados na Tabela 2, do capítulo 5.

Parâmetros pertinentes à operação do reator devem ser inseridos no código para a simulação, tais como fator de multiplicação de nêutrons, concentração de boro, queima do combustível etc. Esses parâmetros devem ser, preferencialmente, obtidos de um reator em operação a fim de permitir a verificação e validação dos resultados obtidos pelo código Serpent. No caso em estudo foram utilizados os dados de operação do ciclo 1 do reator de Angra-1.

Além da modelagem dimensional e geométrica e os parâmetros operacionais do reator, vários outros comandos devem ser definidos e inseridos no código de forma a possibilitar a simulação da operação plena do reator. Esses comandos podem ser vistos em (“https://serpent.vtt.fi/mediawiki/index.php?title=Input_syntax_manual”, 2024).

No prosseguimento do trabalho, foi preparada a modelagem de um reator semelhante a Angra-1 visando obter a distribuição da potência de cada EC para os IQ de operação do ciclo 1 do reator e, também, a respectiva concentração do Boro.

Desta forma, na definição da geometria desse reator foram definidas as geometrias do vaso do reator, da proteção térmica, dos refletores e da disposição do núcleo que possui EC de três

diferentes níveis de enriquecimento de U₂₃₅, conforme a configuração, elementos e dados da Figura 2. Ainda na construção do núcleo do reator que foi simulado foram consideradas as configurações das barras de veneno queimável e suas quantidades nos EC, conforme os dados da Figura 3.

Para encontrar as densidades do combustível das pastilhas, de acordo com os níveis de enriquecimento de U₂₃₅, foram usados métodos presentes em literaturas como Freitas (2017), que apresenta um modelo de cálculo para obtenção da densidade teórica de uma pastilha combustível, Lamarsh (1983), o qual expõe a metodologia que permite encontrar as densidades dos isótopos que compõem a pastilha combustível de UO₂ para os diferentes níveis de enriquecimento e também Godfrey (2014), que disponibiliza o método de calcular as densidades do Boro a partir das frações de peso do Pyrex de Borossilicato.

Após a inserção de todos os elementos e dados necessários para a construção do modelo do reator, realizou-se a sua simulação, cujos resultados são apresentados no capítulo 5. A Figura 8 abaixo proporciona uma visão geral da configuração da estrutura do código Serpent.

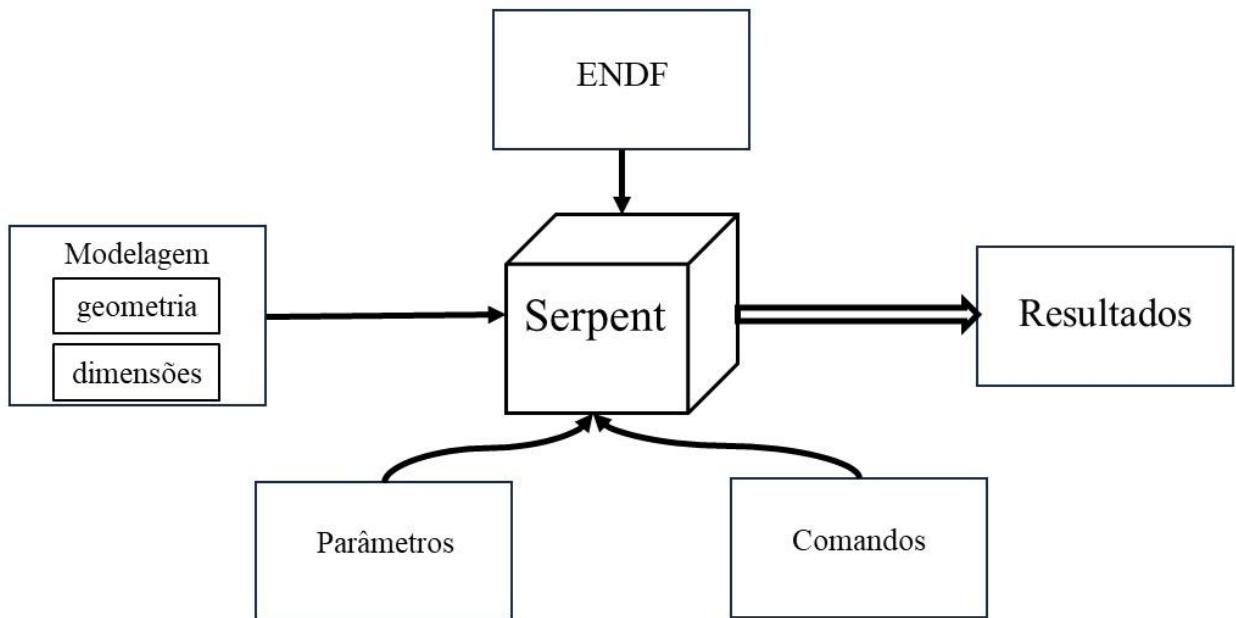


Figura 8 - Diagrama esquemático da configuração da estrutura do código Serpent

5.Simulação das Medidas do SPND Usando o Código Serpent

Para simular o núcleo descrito no capítulo 3 foi utilizado o código Serpent (LEPPÄNEN, PUSA, *et al.*, 2015) por se tratar de um código que usa o MMC dedicado à Física de Reatores, capaz de simular em detalhe as interações físicas que ocorrem no núcleo do reator, dispõe de funcionalidades que facilitam a modelagem computacional das estruturas materiais que compõem o núcleo do reator e a aquisição de resultados relativos à densidade de potência radial, axial e queima do combustível nuclear por meio da resolução da equação de transporte de nêutrons.

Outra capacidade do código Serpent é o emprego do padrão MPI que possibilita a utilização de computação paralela para a execução mais rápida de seus cálculos, o que reduz o tempo geral de cálculo, comparado a outros programas que utilizam o MMC (LEPPÄNEN, 2009).

Logo, o código Serpent foi utilizado para calcular a potência radial, assim como simular as medidas fornecidas pelo SPND ao longo de um ciclo de queima com 18 intervalos de queima (IQ), considerando o núcleo do reator descrito na Figura-1. Para tanto, as simulações foram feitas mantendo o reator na condição crítica variando a concentração de Boro, de maneira a manter o reator a plena potência com todas as barras de controle retiradas. A Tabela 2 mostra os IQ, os valores da queima e os dias efetivos a plena potência (DEPP).

Para garantir a convergência da fonte de fissão e obter resultados precisos para o cálculo da distribuição radial de potência no reator Angra-1, a entropia de Shannon (BROWN, F. B., 2006) para o núcleo foi calculada utilizando o código Serpent. Isso envolveu a consideração de múltiplas histórias de nêutrons para determinar o número de ciclos inativos necessários para a convergência da fonte de fissão (LI, J., 2020). A Tabela 3 fornece um resumo das histórias de nêutrons da simulação e a Figura 9 ilustra a entropia de Shannon, demonstrando a convergência da fonte de fissão.

Tabela 2 - Intervalos de queima, valores da queima e dias efetivos a plena potência.

IQ	Queima (MWD/MTU)	DEPP (dias)
0	0	0
1	150	3,99
2	500	13,33
3	1.000	26,65
4	1.500	39,98
5	2.000	53,31
6	3.000	79,96
7	4.000	106,61
8	5.000	133,26
9	6.000	159,92
10	7.000	186,57
11	8.000	213,22
12	9.000	239,87
13	10.000	266,52
14	11.000	293,18
15	12.000	319,83
16	12.500	333,16
17	13.000	346,48

Tabela 3. Simulações no código Serpent para a convergência

Convergência em Iterações de Monte Carlo		
Histórias de nêutrons	Número de nêutrons por ciclo	Ciclos inativos
8 milhões	40,000	350
6 milhões	30,000	350
4 milhões	20,000	350

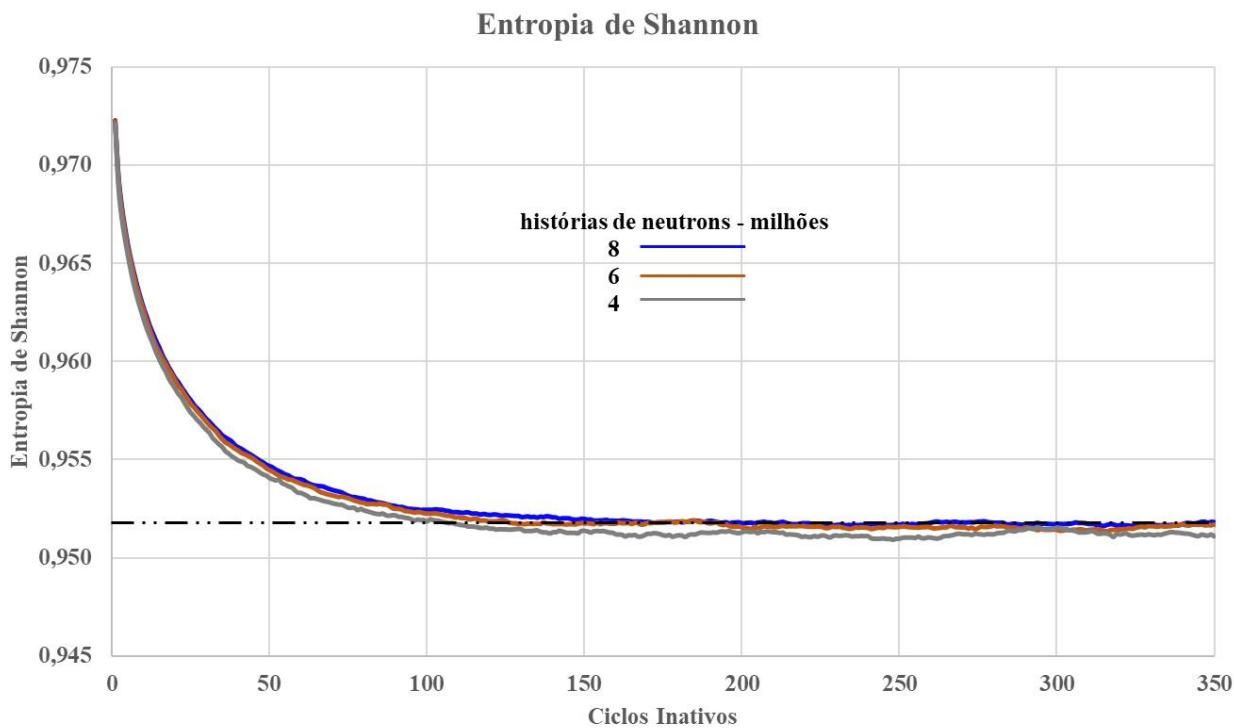


Figure 9 - Convergência da entropia de Shannon para a simulação do núcleo do PWR usando o código Serpent

A partir dos cálculos da simulação com o código Serpent foram obtidas as potências radiais médias em cada EC, a potência total do reator e a curva da concentração crítica de Boro ao longo dos 18 IQ. A Figura 10, ilustra o resultado de cálculo da distribuição de potência radial para cada EC, normalizada pela potência do reator de 1876 MW térmico, considerando o último intervalo de queima, isto é, 13000 MWD/MTU ou seu equivalente de 346,48 DEPP.

Também na Figura 10, é possível observar que os erros relativos percentuais entre os dados da potência radial constantes no trabalho de referência (SOMERVILLE, DEMAS, 1976) e aqueles obtidos pelo código Serpent apresentam um erro relativo máximo de 4,60% (posição 7G), e um erro relativo mínimo de -3,76% (posição 3D) e também foi obtida uma incerteza máxima de 0,0014% para uma queima de 13.000 MWth. É importante ressaltar que esses desvios se devem às diferenças entre os métodos de cálculo do trabalho de referência e aquele utilizado pelo código Serpent, também o teste de entropia de Shannon garantiu a convergência da fonte de fissão, levando a uma incerteza de potência radial máxima de 0,0018% para IQ-5. Assim, a diferença apresentada pode possivelmente ser devida ao fato de o trabalho de referência ter utilizado um método nodal para resolver a equação de difusão, necessitando de seções de choque homogeneizadas. Em contraste, o Serpent, simulou a equação de transporte de nêutrons, abordando explicitamente cada material no reator.

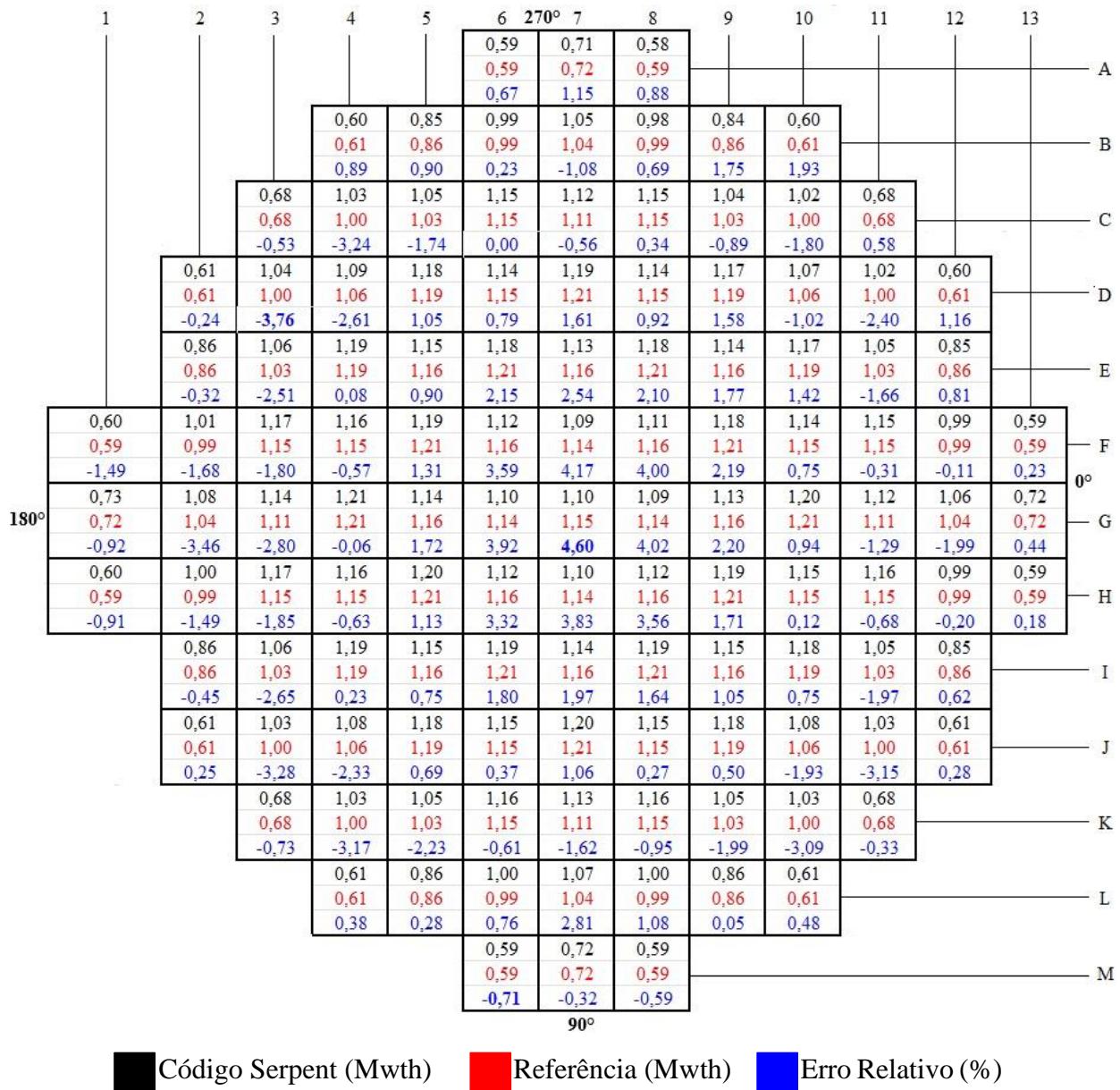


Figura 10 - Comparaçao da distribuição da potênci radial normalizada calculada pelo código Serpent com a do trabalho de referêcia.

O erro relativo percentual (ASCHER, GREIF, 2011) foi calculado de acordo com a seguinte expressão:

$$E_{re} = (|x - \bar{x}|/|x|) * 100\%, \quad (4)$$

onde E_{re} é o erro relativo percentual, x é o dado de referêcia e \bar{x} é o valor calculado.

Na Tabela 4 são apresentados os valores das concentrações críticas de Boro relativas a cada IQ. A partir desses resultados foi possível determinar a curva da concentração crítica de Boro em função da queima do combustível nuclear, apresentada na Figura 11.

Tabela 4 - Concentração crítica de Boro e a respectiva queima do núcleo do reator nuclear.

Concentração Crítica de Boro (ppm)	Queima (MWD/MTU)
1581,43	0,00
1251,22	150,65
1239,77	503,30
1262,89	1006,22
1270,78	1509,52
1255,47	2012,45
1187,48	3019,05
1104,00	4025,27
999,16	5031,49
893,02	6037,71
783,72	7044,31
675,33	8050,54
565,69	9056,76
459,06	10063,00
358,12	11069,60
250,32	12075,80
198,80	12579,10
144,61	13082,00

O erro máximo mencionado acima pode ser atribuído à diferença entre o código nodal utilizado no trabalho de referência para obtenção da potência radial do EC e do Serpent, que é um código de transporte de partículas de Monte Carlo empregado para cálculo da potência radial. Porém, em termos de potência total do núcleo do reator, houve aderência completa, com erro de apenas 0,0009%.

Como os resultados obtidos com o Serpent estão de acordo com o trabalho de referência, o código de Monte Carlo foi utilizado para simular as respostas de 36 SPNDs em 18 IQ para o primeiro ciclo do reator nuclear de Angra-1, formando um banco de dados para aplicação da RNA.

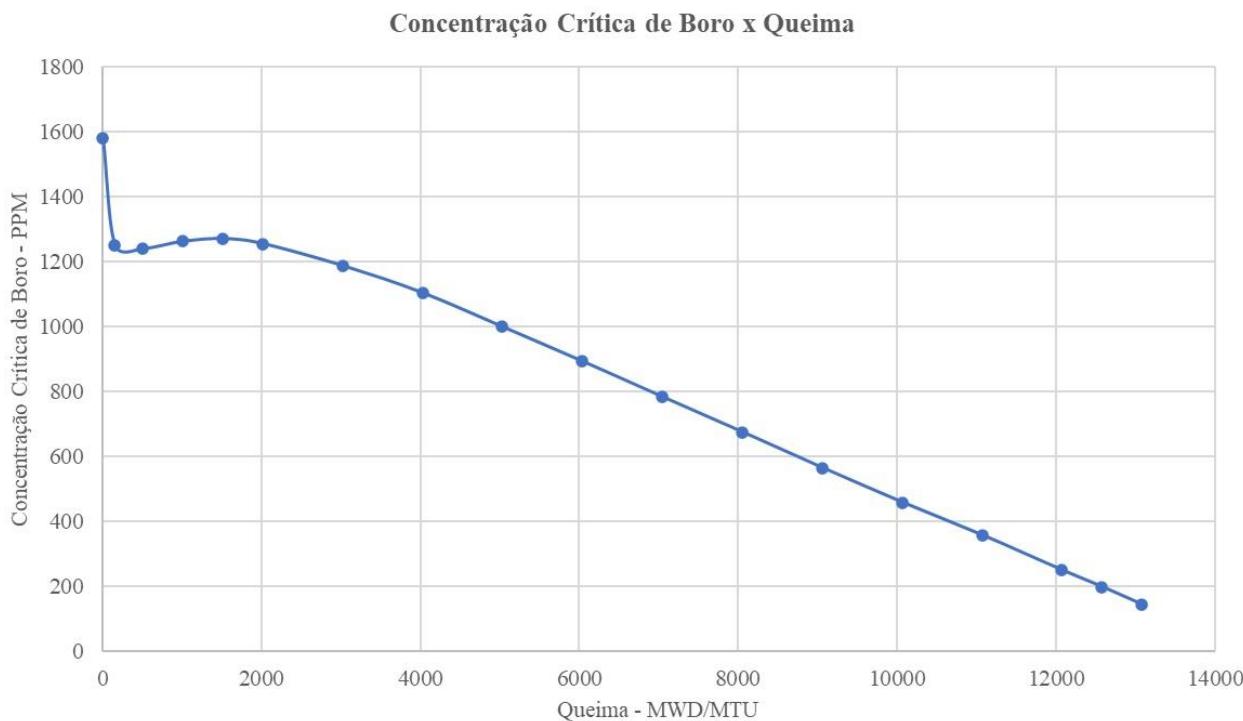


Figura 11 - Concentração crítica de Boro (ppm) x queima (MWD/MTU)

A Figura 12 apresenta um diagrama simplificado da metodologia empregada neste trabalho para determinar, em tempo real, a distribuição da potência radial no núcleo do reator a partir das medidas do SDNI, simuladas pelo Serpent. Inicialmente, utilizando o código Serpent, foi obtida a distribuição de potência radial de cada EC durante o ciclo 1 de operação do núcleo do reator nuclear, considerando 18 IQ (conforme dados da Tabela 2), e que foi considerada a base de dados utilizada na RNA. Dessa base de dados, os 36 detectores do SDNI obtiveram as informações para a entrada da RNA, que foi aplicada e da saída da rede resultou na potência radial reconstruída de cada um dos 121 EC do núcleo do reator de Angra 1.

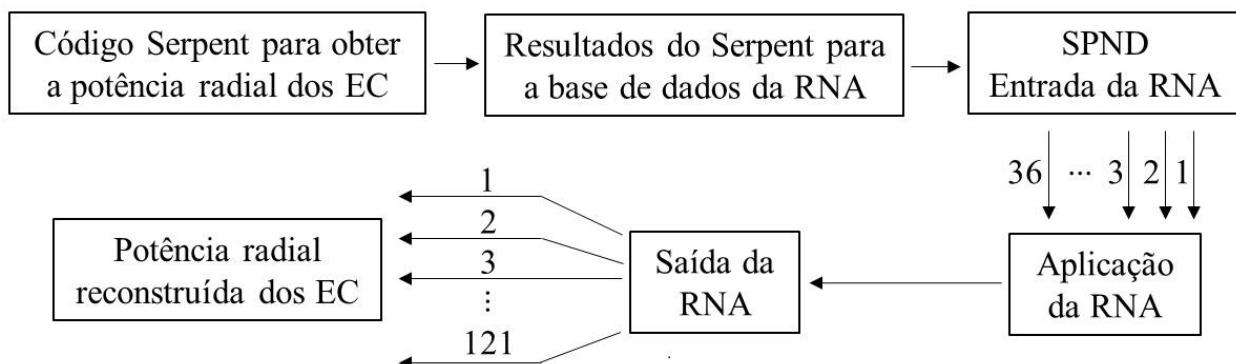


Figura 12 - Diagrama simplificado descrevendo a metodologia proposta para reconstrução da potência radial dos EC do núcleo do reator de Angra 1.

6. Aplicação da Rede Neural para Reconstrução da Potência Radial do Núcleo do Reator Nuclear

RNA é um sistema não linear para aproximação de funções, que têm a propensão natural de armazenar conhecimento experimental e torná-lo disponível para uso e uma de suas principais características é a capacidade de aprender com um conjunto finito de dados (HAYKIN, 2009).

A RNA aplicada neste trabalho é caracterizada por uma arquitetura de cinco camadas: camada de entrada, três camadas ocultas e uma camada de saída, conforme a Figura 13. A camada de entrada consiste em nós que conectam os valores de entrada a primeira camada oculta que se conecta a segunda camada oculta e que se conecta a terceira camada oculta. A última camada oculta se conecta com a função soma e que se liga a função de ativação, que é responsável pela transformação não linear do espaço de entrada para o espaço de saída. Finalmente, a camada de saída fornece uma resposta ao vetor de entrada por meio de um mapeamento linear.

A criação da RNA envolveu um processo iterativo de experimentação, ajuste e validação da quantidade de camadas ocultas e de seus respectivos neurônios até ser obtida a arquitetura da Figura 13, que proporcionou a obtenção dos melhores resultados para o desenvolvimento do presente trabalho.

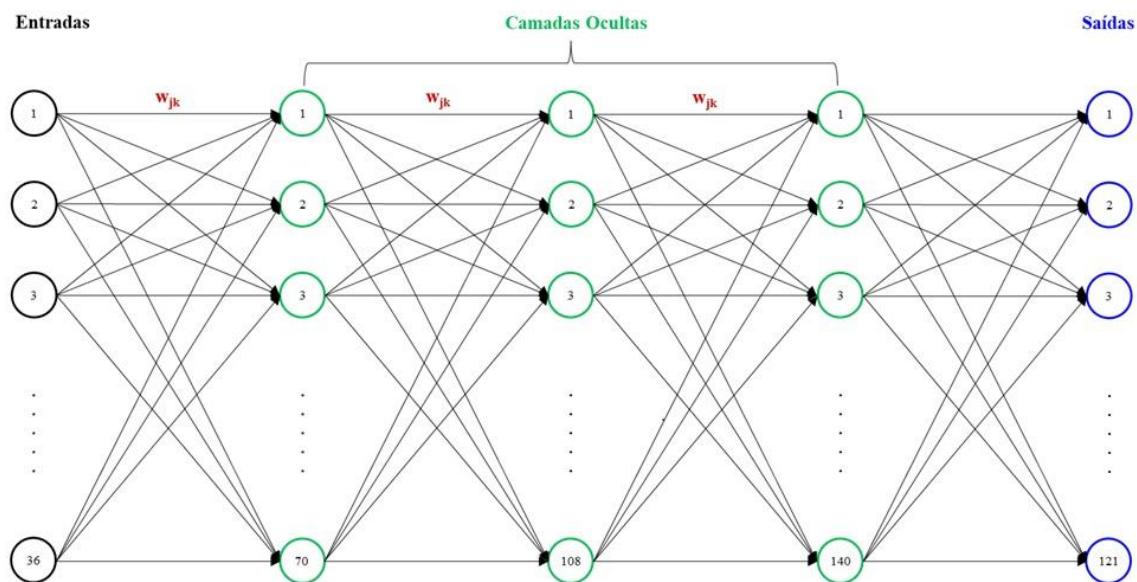


Figura 13 - Arquitetura da rede neural artificial.

A RNA foi aplicada considerando 36 dados de entrada (informação fornecidas pelos detectores internos), 70 nós na 1^a camada oculta, 108 nós na 2^a camada oculta, 140 nós na 3^a camada oculta, \sum - função soma, f - função de ativação e 121 saídas (potência radial em cada EC do núcleo do reator).

Esta rede é do tipo múltiplas camadas, *Multilayer Perceptron* (MLP), com aprendizado supervisionado, na qual cada camada alimenta seus dados para a camada seguinte (*feedforward*), sucedendo-se até a camada de saída e em seu treinamento utiliza o algoritmo *backpropagation* (WIDROW B., HOFF M.E., 1960) para ajustar os pesos dos neurônios artificiais a fim de que a resposta desejada para o problema seja encontrada. Com esse algoritmo, quando um conjunto de entradas é inserido na rede é produzida uma saída; após isso, é medida a diferença entre a resposta da saída atual e aquela desejada e, em seguida, os ajustes nos pesos são feitos automaticamente visando diminuir esta diferença, sendo este procedimento conhecido como regra delta (WIDROW B., HOFF M.E., 1960). Assim, no treinamento, diagrama da Figura 14, a rede realiza uma sequência de dois passos. No primeiro, um conjunto de entradas é inserido, os valores resultantes das funções de ativação passam por meio da rede, camada por camada até a camada de saída. No segundo, a saída calculada é comparada com a saída desejada e o erro é calculado e transmitido a partir da camada de saída até a camada de entrada. E, consequentemente, os pesos das várias conexões da rede são atualizados na medida em que o erro é retropropagado.

Esta RNA deverá reconstruir e prever os valores da potência radial dos EC do reator proposto; logo, é estruturada de forma a ser empregado o modelo de regressão linear, que consiste em uma variável dependente ser relacionada a uma ou mais variáveis independentes por meio de uma equação linear (MEDEIROS, BIANCHI, 2009). No contexto do modelo de regressão para a RNA, a equação que prevê os valores, tendo por referência uma base de dados, pode ser assim escrita:

$$\bar{y} = w_1x_1 + \dots + w_i x_i + b, \quad (5)$$

onde, \bar{y} é a variável dependente (saída), x é a variável independente (entrada), w 's são os pesos referentes às conexões das entradas (camadas ocultas) e b a bias.

O parâmetro utilizado para medir o desempenho desse modelo é o erro (ZHANG, WAN, *et al.*, 2019) que mede a diferença entre os valores da base de dados e os dados previstos. Para o cálculo do erro, foi utilizada a função do quadrado da diferença e como é utilizada em grande quantidade de dados, o erro é obtido da média da soma dos erros ao quadrado, conforme a seguinte expressão:

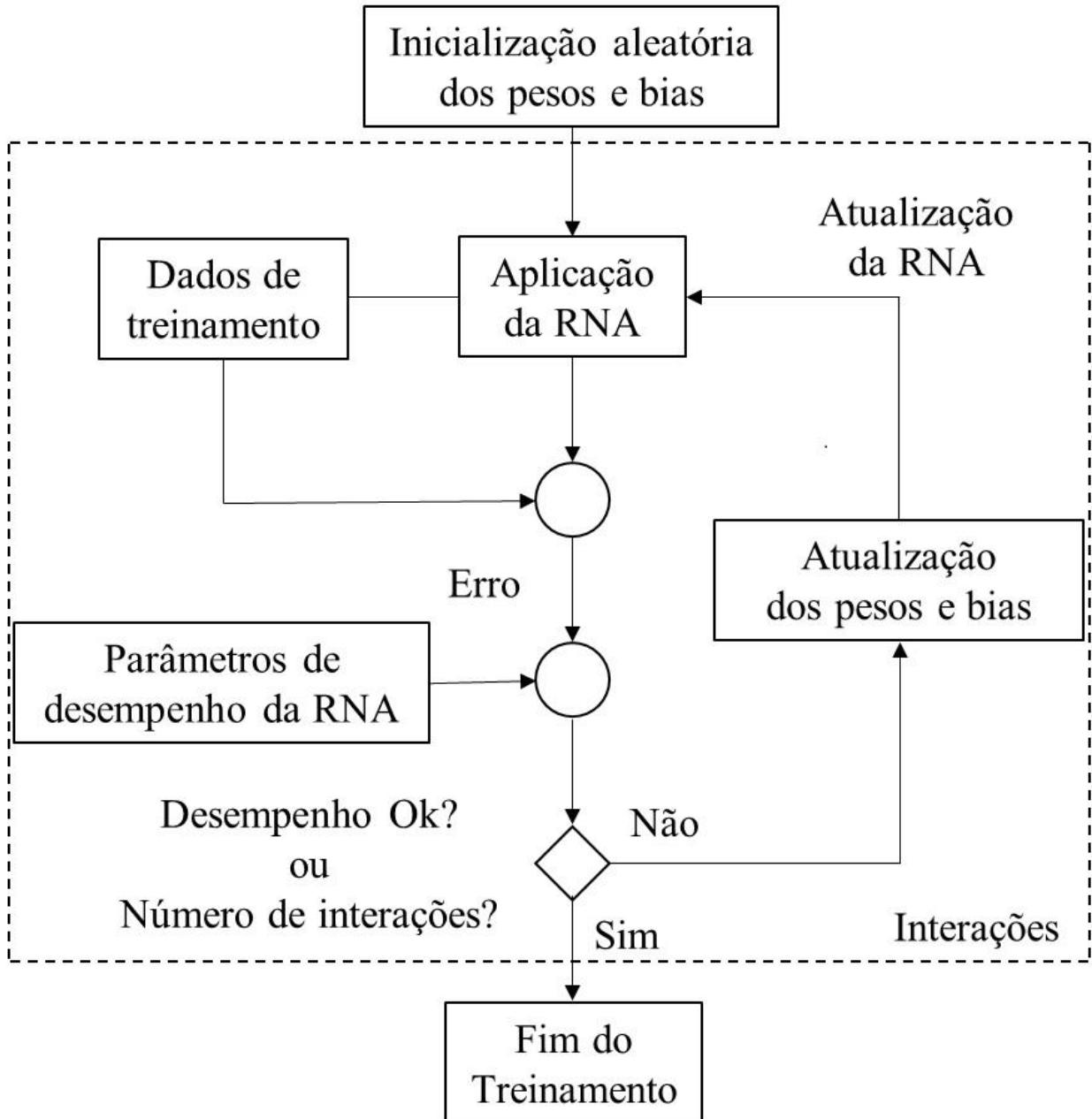


Figura 14 - Diagrama que mostra o treinamento da rede neural artificial.

$$E = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n (\bar{y}^{(i)} - y^{(i)})^2 , \quad (6)$$

sendo, E o erro quadrático médio, n a quantidade de saídas, $\bar{y}^{(i)}$ o valor de saída e $y^{(i)}$ o valor da base de treinamento.

Assim, após definida sua arquitetura, a RNA foi treinada utilizando a base de dados obtida do código Serpent aplicado ao núcleo do reator de Angra 1 nas condições de operação do ciclo 1, considerando 36 detectores do SDNI, conforme a Figura 4.

Em seu treinamento foram variados dois dos parâmetros da rede, o algoritmo de treinamento e as funções de ativação nos neurônios das camadas ocultas. Os algoritmos de treinamento usados foram o *Stochastic Gradient Descent* (SGD) e o *Adam*, sendo este o algoritmo de gradiente descendente utilizado na RNA. Segundo a literatura do Keras (“<https://keras.io/>”, 2023), uma interface de aprendizado de máquina presente na biblioteca *TensorFlow* (“<https://www.tensorflow.org/?hl=pt-br>”, 2022), o método *Adam* (“<https://keras.io/api/optimizers/adam/>”, 2013) é computacionalmente mais eficiente e possui pouco uso de memória, sendo apropriado para problemas que possuem uma vasta quantidade de dados. No que se refere às funções de ativação, foram aplicadas funções sigmoides, cujos gráficos têm a forma de S (HAYKIN, 2009), as funções tangente hiperbólica e logística. Enfatiza-se que a RNA foi testada com os dados dos IQ-3, 9 e 15 e treinada com os dados dos demais IQ.

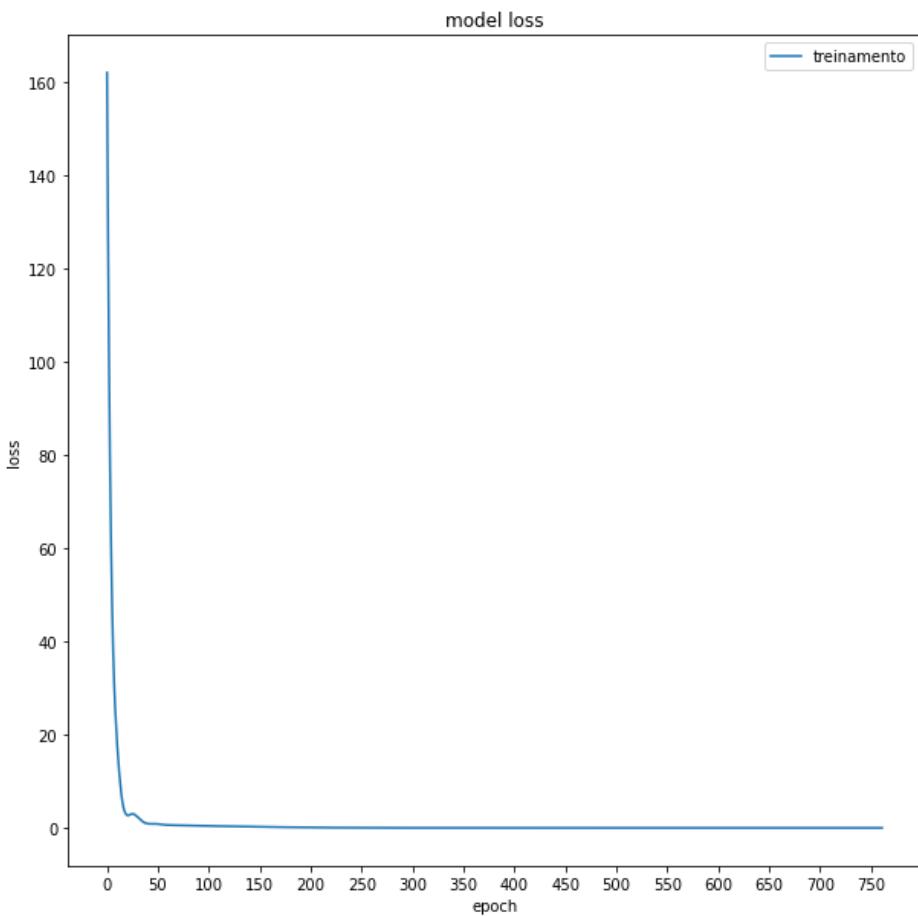


Figura 15 - Curva de aprendizado da rede neural artificial durante o treinamento.

Loss - indica o desvio da previsão da RNA para o resultado desejado. *Epoch* - é uma interação usando o conjunto de dados para o treinamento.

A Figura 15 ilustra a curva de aprendizado da RNA durante seu treinamento. Observa-se que até a *epoch* 20, aproximadamente, o aprendizado é extremamente elevado e prossegue

suavemente para o final do treinamento quando atinge uma taxa de aprendizado da ordem de 97,07% e, a partir do momento em que a rede é treinada, os resultados podem ser obtidos num tempo entre 16ms e 47ms, ou seja, praticamente instantaneamente.

Após o treinamento da rede, ela foi testada, e a Figura 16 mostra em cada posição de EC os valores da potência radial obtidos pelo código Serpent, os valores previstos pela RNA e o erro relativo percentual referentes ao IQ-15 (319,83 dias), onde foi utilizado o algoritmo Adam e a função de ativação tangente hiperbólica, as quais apresentaram os melhores resultados no treinamento da rede.

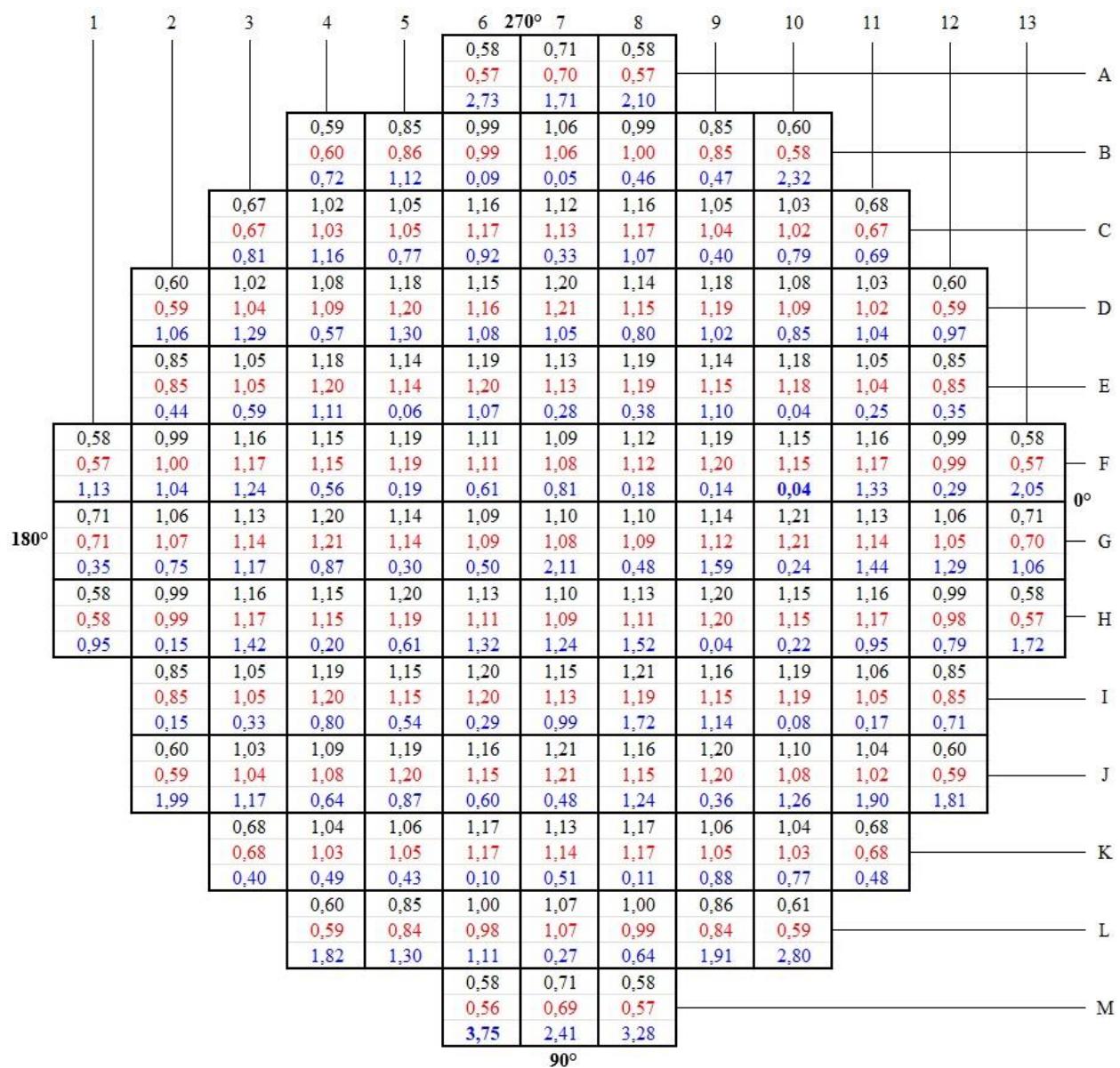


Figura 16 - Valores da potência radial normalizada obtidos pelo código Serpent, previstos pela rede e erros percentuais para o IQ-15 (319,83 dias).

O erro relativo percentual foi calculado conforme a Equação (6) e todos os valores são apresentados positivos para melhor demonstrar o desvio dos resultados em relação aos valores de referência. O erro relativo máximo é de 3,75% (EC 6M) e mínimo de 0,04% (EC 10F).

A estrutura da RNA definida e validada apresentou elevada taxa de aprendizagem e, consequentemente, capacidade de reconstrução da distribuição da potência radial dos EC para o reator PWR em estudo, tendo por referência as medidas fornecidas pelos detectores do SDNI.

A Figura 17 ilustra a aplicação dessa RNA, que tem como entrada os dados mensurados pelos detectores do SDNI na base de dados obtida dos resultados da simulação do código Serpent, constituída por 121 EC em 18 IQ, e o resultado é a reconstrução da distribuição da potência radial dos EC do núcleo do reator. Esses resultados, sob várias condições, serão apresentados no capítulo 7.

Optamos pela metodologia apresentada uma vez que as RNAs são amplamente utilizadas na área de aprendizado de máquina devido à sua capacidade de analisar matrizes complexas de dados e resolver problemas complexos, como previsões em vários domínios, e fornecem soluções poderosas e inovadoras e podem ser usadas em uma variedade de aplicações tecnológicas. Assim, estamos desenvolvendo uma metodologia baseada em técnicas de RNA para a reconstrução da distribuição da potência radial em reatores do tipo PWR, com base em dados que simulam as medições fornecidas pelos SPNDs, mesmo nos casos em que os SPNDs não estão disponíveis.

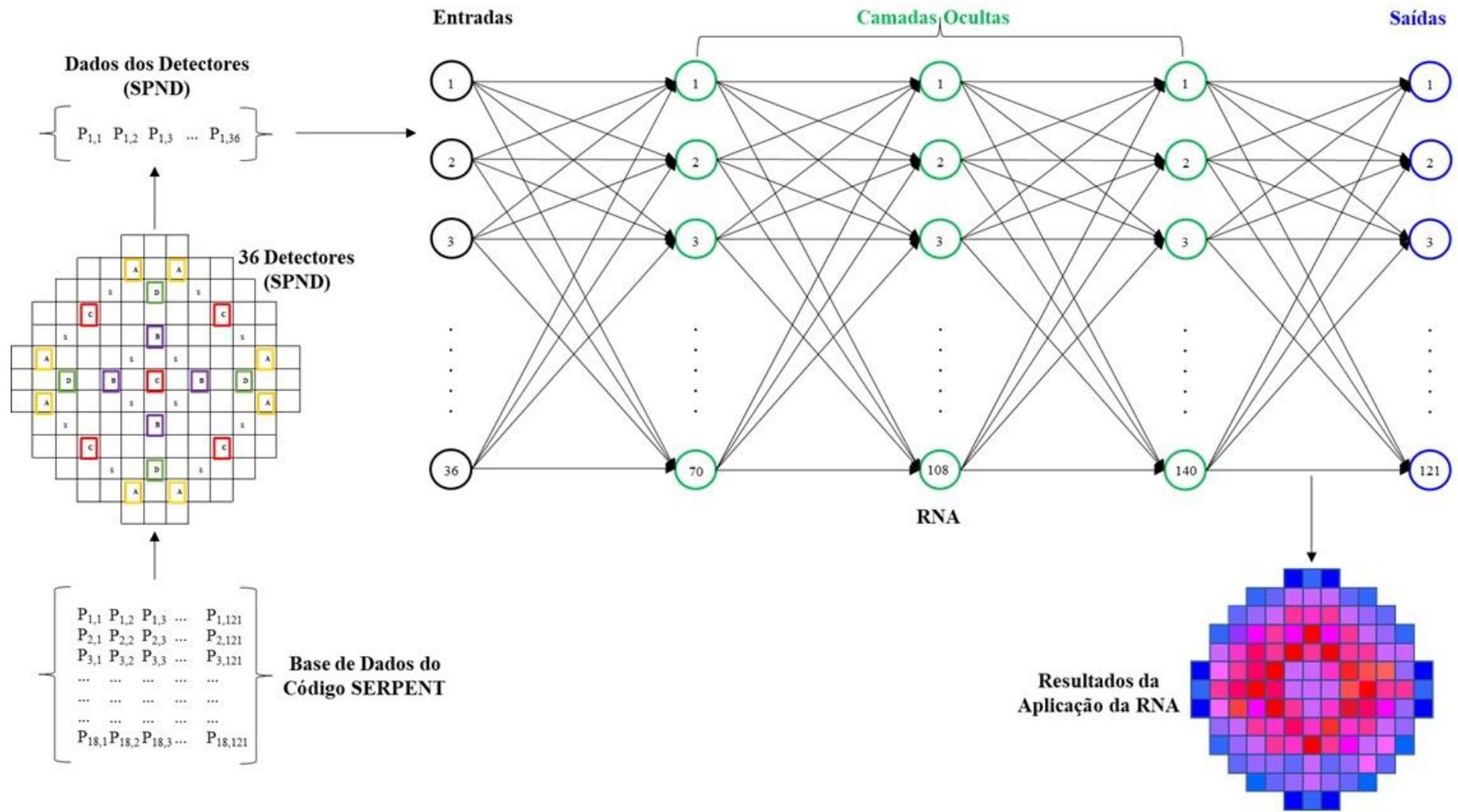


Figura 17 - Diagrama geral para a reconstrução da distribuição da potência radial dos EC do núcleo do reator.

7.Análise de Resultados

A curva de treinamento, mostrada na Figura 15, demonstrou que a RNA foi capaz de atingir uma taxa de aprendizado da ordem de 97,07% utilizando quinze IQ (IQ-0, -1, -2, -4, -5, -6, -7, -8, -10, -11, -12, -13, -14, -16 e -17) da base de dados obtida pelo aplicação do código Serpent. Em seguida ao treinamento, a RNA foi testada e a reconstrução da potência radial de cada EC foi obtida utilizando os IQ não aplicados no treinamento da RNA, quais sejam: IQ-3 (1.000 MWD/MTU), IQ-9 (6.000 MWD/MTU) e IQ-15 (12.000 MWD/MTU).

Posteriormente, visando observar e analisar o comportamento da RNA na reconstrução da potência radial dos EC, foram testados outros dois conjuntos de três IQ:

IQ-2 (500 MWD/MTU), IQ-8 (5.000 MWD/MTU) e IQ-14 (11.000 MWD/MTU); e

IQ-4 (1.500 MWD/MTU), IQ-10 (7.000 MWD/MTU) e IQ-16 (12.500 MWD/MTU).

É importante observar que estes conjuntos de IQ foram escolhidos de forma a que ficassem equilibradamente distribuídos no contexto dos dezoito IQ definidos e aplicados no Serpent.

Na Tabela 5 estão consolidados os resultados pertinentes aos três conjuntos de IQ aplicados na RNA visando a reconstrução da distribuição da potência radial dos EC do núcleo do reator.

Tabela 5 - Resultados para os IQ considerados para teste da RNA com 36 detectores ativos.

	1º Conjunto de IQ			2º Conjunto de IQ			3º Conjunto de IQ		
IQ	02	08	14	03	09	15	04	10	16
Máx (%)	3,96	6,22	2,23	6,99	8,62	3,75	2,45	3,85	3,53
Mín (%)	0,01	0,002	0,01	0,03	0,04	0,04	0,01	0,01	0,01
Méd (%)	0,79	1,25	0,56	1,27	1,75	0,92	0,53	0,95	0,94
DPd (%)	0,73	1,08	0,44	1,31	1,43	0,70	0,51	0,79	0,79

Máx – Erro Relativo Máximo; Mín – Erro Relativo Mínimo; Méd – Erro Relativo Médio; DPd – Desvio Padrão

Comparando os valores do “Erro Relativo Máximo” da Tabela 5, verificamos que os resultados do IQ-3 são maiores do que IQ-2 e IQ-4, assim como os resultados dos IQ-9 e IQ-15 são maiores do que seus equivalentes IQ-8 e IQ-10 e, também, IQ-14 e IQ-16. Na comparação dos valores para os demais erros e desvio padrão, ocorre praticamente a mesma observação. Analisando agora os valores dos erros relativos médios, verifica-se que variam de 0,53 a 1,75%. Sendo que, no contexto de cada conjunto de IQ, os valores mais discrepantes ocorrem para o IQ-8 (1º conjunto), IQ-9 (2º conjunto) e IQ-10 (3º conjunto).

Observando-se os resultados dos conjuntos de três IQ, verifica-se que os resultados do 2º conjunto de IQ-(3; 9 e 15) apresentam os resultados mais discrepantes quando comparados com os resultados equivalentes dos outros dois conjuntos de IQ. Assim, os resultados apresentados e analisados nos itens que se seguem são referentes ao 2º conjunto de IQ.

Como exemplo desses resultados, na Figura 18 são apresentados os erros relativos percentuais para IQ-3 comparado com os valores obtidos pelo código Serpent, considerando os 36 detectores ativos.

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	
					6,62	6,99	6,54						A
			1,49	1,05	1,49	2,32	3,54	2,36	2,71				B
		0,65	0,39	0,39	1,36	1,76	1,43	0,25	0,46	1,82			C
	1,28	1,14	0,37	0,08	1,51	0,16	0,40	0,66	1,03	0,04	2,99		D
	1,16	2,15	2,12	1,16	0,50	1,42	0,92	0,80	0,44	0,65	1,23		E
1,94	2,16	2,14	1,00	0,59	1,42	1,56	0,76	0,48	0,18	0,92	1,34	2,61	F
1,86	0,75	1,32	0,63	0,03	1,54	2,06	1,96	0,12	1,31	0,43	1,11	4,06	G
0,82	0,18	1,08	0,97	0,11	0,19	2,13	1,62	0,53	0,14	1,36	0,59	0,77	H
	0,11	1,09	2,00	0,61	0,06	0,09	0,65	0,63	1,13	0,49	0,19		I
	0,21	0,36	1,56	1,04	0,86	0,32	0,52	0,60	1,23	0,81	1,76		J
	0,48	1,66	0,48	1,14	0,55	0,56	0,53	1,64	0,29				K
		1,38	0,26	0,13	0,15	1,43	0,57	0,69					L
					5,42	3,37	5,80						M

Figura 18 - Erros relativos percentuais para o IQ-3, considerando 36 detectores ativos.

Na Figura 18 verifica-se que os maiores erros relativos percentuais estão nos EC posicionados na parte externa do núcleo do reator, sendo o maior valor de 6,99% (EC-7A) e o menor de 0,03% (EC-5G). Este comportamento é esperado devido a maior diferença entre a potência radial do EC-7A e seus vizinhos, logo o processo de interpolação da RNA tende a ser menos preciso. Para a potência total do núcleo do reator o erro relativo foi de 0,19%.

Na Figura 19 é apresentada a distribuição normal e o gráfico de barras com respeito aos dados dos erros relativos percentuais apresentados na Figura 18, cuja média dos erros é 1,27%. Destaca-se que as maiores frequências ocorrem para os menores erros e para os erros maiores do que 2,5% as frequências são esparsas e inferiores a 5, o que nos proporciona uma boa confiabilidade dos resultados.

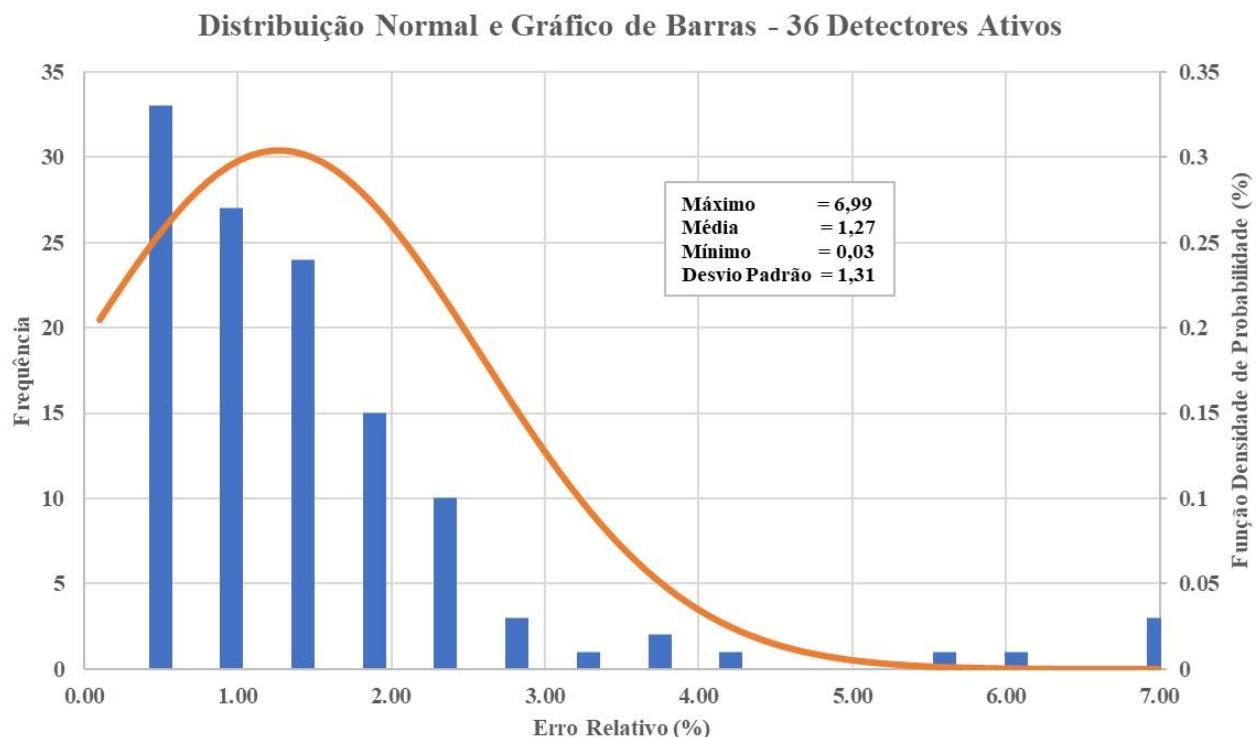


Figura 19 - Distribuição normal e gráfico de barras dos erros relativos percentuais para o IQ-3, considerando 36 detectores ativos.

Para todos os gráficos de distribuição normal e gráfico de barras tem-se as seguintes informações:

Erro Relativo (%) - faixa de erro percentual ocorrido na potência radial para os 121 EC na aplicação da RNA;

Frequência - quantidade de ocorrência de um determinado erro percentual; e

Função Densidade de Probabilidade (%) - probabilidade de ocorrência de um determinado erro percentual.

A Tabela 6 apresenta os resultados do *Incore Quadrant Power Tilt* (IQPT), definido como sendo a razão da potência média de um certo quadrante do núcleo pela potência média de todo o núcleo do reator (JIN, LI, *et al.*, 2023), índice que mede a assimetria (referindo-se à simetria de 1/4) da distribuição da potência radial do núcleo.

O IQPT deve ser monitorado regularmente para obter dados para avaliação da segurança de operação do reator e para o aprimoramento do seu projeto, sendo observados os seguintes limites (SON, JEON, *et al.*, 2016):

- 1) IQPT entre 0% e 2%: nenhuma ação;
- 2) IQPT entre 2% e 4%: apenas informações;

3) IQPT entre 4% e a linha de separação do RSE*: investigações sobre modelagem e considerações de projeto da vareta de combustível;

4) IQPT acima da linha de separação do RSE: reavaliação do RSE. *RSE: avaliação de segurança de recarga (MARTINAKOVA, 1999).

Tabela 6 - Resultados do IQPT dos quadrantes do núcleo do reator.

IQ	1º Conjunto de IQ			2º Conjunto de IQ			3º Conjunto de IQ		
	02	08	14	03	09	15	04	10	16
1ºQ: 0° a 90°	1,03	1,02	1,01	1,03	1,01	1,01	1,03	1,02	1,01
2ºQ: 90° a 180°	1,03	1,02	1,01	1,03	1,02	1,01	1,03	1,02	1,01
3ºQ: 180° a 270°	1,03	1,02	1,01	1,03	1,02	1,01	1,02	1,02	1,01
4ºQ: 270° a 360°	1,02	1,02	1,01	1,02	1,01	1,01	1,03	1,02	1,00

Assim, conforme os dados da Tabela 6, nenhuma ação deve ser tomada ou os dados deverão servir apenas como informação. Isto mostra que o reator está trabalhando dentro dos limites operacionais estabelecidos em projeto. Além disso, demonstra que há simetria, entre os quatro quadrantes do núcleo do reator, para a reconstrução da distribuição da potência radial dos EC.

7.1. Análise da indisponibilidade de detectores.

Uma análise de interesse operacional, é avaliar o uso da RNA para reconstrução da distribuição da potência radial em condições operacionais adversas. Para tanto, neste trabalho foi considerado a indisponibilidade de medida de 1, 2 e 3 detectores do SDNI. Entende-se que a indisponibilidade do detector significa que o seu valor medido é igual a zero.

Inicialmente, foi considerado um detector inativo para os três IQ de cada conjunto de IQ, cujos resultados são apresentados na Tabela 7.

Tabela 7 - Resultados para os IQ utilizados para teste da RNA considerando um detector inativo.

IQ	1º Conjunto de IQ			2º Conjunto de IQ			3º Conjunto de IQ		
	02	08	14	03	09	15	04	10	16
Máx (%)	12,83	10,75	9,99	12,17	9,59	11,49	13,04	10,38	9,35
Mín (%)	2,77	3,45	3,57	2,85	3,44	3,09	2,71	3,21	3,70
Méd (%)	7,34	6,91	6,70	7,22	6,74	6,62	7,53	6,92	6,76
DPd (%)	3,08	2,18	1,78	2,64	1,84	1,81	2,76	1,74	1,44

Máx – Erro Relativo Máximo; Mín – Erro Relativo Mínimo; Méd – Erro Relativo Médio; DPd – Desvio Padrão

Os resultados da Tabela 7 foram obtidos aplicando a RNA considerando 35 detectores ativos e um inativo. Assim, para cada IQ, foram feitas 36 simulações com a RNA, colocando um detector inativo em cada simulação, conforme as posições dos detectores detalhadas na Figura 4.

Os resultados da tabela acima são apresentados visando mostrar o comportamento da RNA na reconstrução da distribuição de potência dos EC considerando um detector inativo para uma variação na escolha do conjunto de IQ para o teste da RNA. Comparando os maiores valores médios de cada conjunto de IQ (7,34; 7,22; 7,53), constata-se que a diferença entre esses valores é menor do que 5%, mostrando uniformidade dos resultados da RNA.

Conforme mencionado, os resultados a serem analisados doravante são referentes ao 2º conjunto de IQ. Assim, observando os resultados da Tabela 7, fica evidente que o IQ-3 foi o que apresentou os resultados médios mais discrepantes quando comparados com os IQ-9 e IQ-15. Logo, os resultados apresentados a seguir são referentes ao IQ-3.

7.1.1 Indisponibilidade de um detector

No contexto da aplicação da RNA para o IQ-3, a Figura 20 mostra os erros relativos percentuais para o melhor caso das 36 simulações realizadas considerando 35 detectores ativos e, nessa situação, o detector inativo é aquele da posição 11C. Constatase também que os maiores erros estão nos EC posicionados na parte externa do núcleo do reator, sendo o maior valor de 11,78% (EC-2D) e o menor de 0,02% (EC-10D). Conforme já exposto, este comportamento é esperado e mostra o desempenho adequado e coerente da rede neural. Quanto à potência total do núcleo do reator o erro relativo foi de 0,69%.

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	A
					4,80	0,92	9,26						B
					5,37	5,45	1,22	4,13	0,05	1,46	2,87		C
					6,62	4,54	0,63	2,03	3,33	3,15	4,24	2,05	8,81
	11,78	2,73	4,21	4,65	5,24	1,00	2,93	1,20	0,02	5,04	6,05		D
	2,44	0,25	1,33	1,49	0,87	1,99	0,92	1,41	2,75	0,60	0,34		E
0,42	3,59	3,88	1,81	1,97	0,75	3,81	0,41	0,48	2,90	2,07	3,51	8,95	F
6,84	3,92	0,15	1,51	0,54	0,56	2,57	1,79	3,81	0,40	2,51	0,81	0,13	G
4,60	4,61	0,58	3,29	0,09	0,19	0,32	2,51	0,63	3,10	3,84	1,08	2,72	H
	11,76	4,18	2,50	0,75	1,38	1,90	0,52	6,49	2,31	0,40	4,41		I
	0,44	1,47	2,17	2,69	0,77	1,61	0,89	3,82	0,10	6,19	0,87		J
	4,44	0,60	1,70	0,69	1,22	1,69	2,30	2,60	2,68				K
		1,80	5,72	5,25	2,58	3,52	3,91	7,94					L
					9,31	1,62	9,91						M

Figura 20 - Erros relativos percentuais para o IQ-3,

melhor caso considerando 35 detectores ativos.

Distribuição Normal e Gráfico de Barras - 35 Detectores Ativos

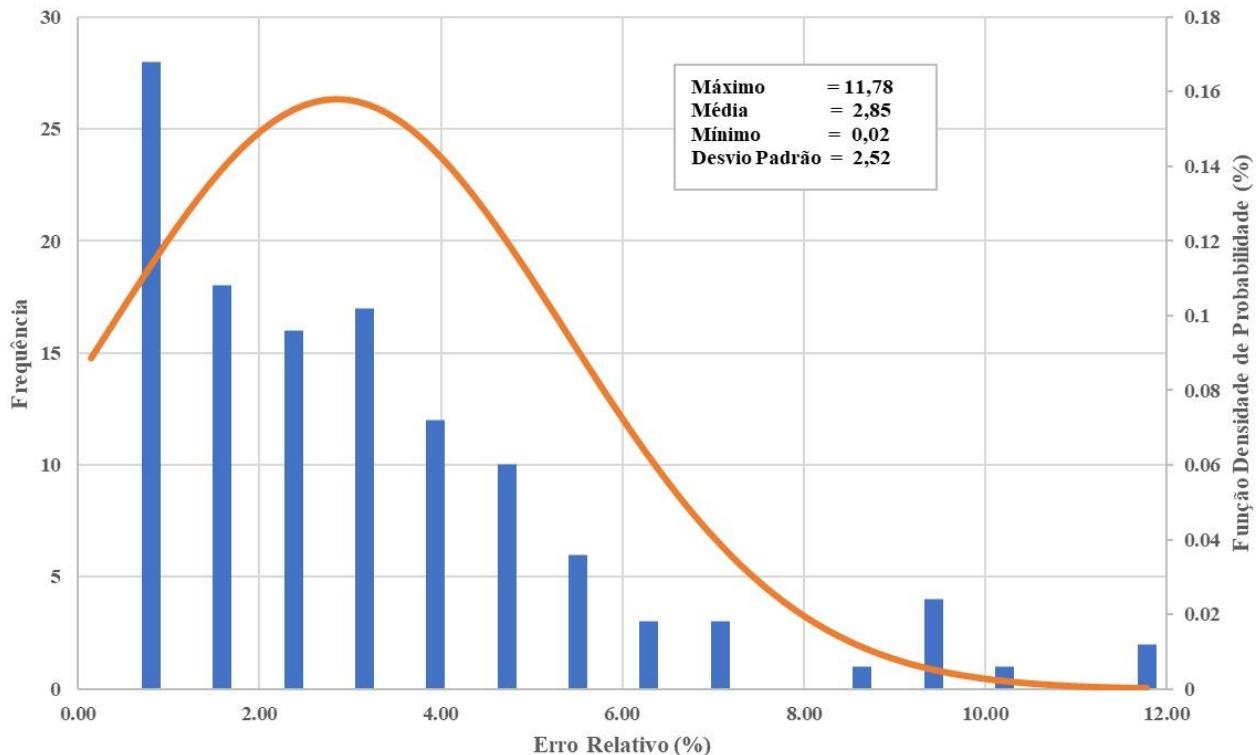


Figura 21 - Distribuição normal e gráfico de barras dos erros relativos percentuais para o IQ-3,

melhor caso considerando 35 detectores ativos.

A distribuição normal e o gráfico de barras da Figura 21 é pertinente aos dados dos erros relativos percentuais apresentados na Figura 20, cuja média dos erros é 2,85%. Destaca-se também que as maiores frequências ocorrem para os menores erros e para erros maiores que 6,0% as frequências são esparsas e inferiores a 5.

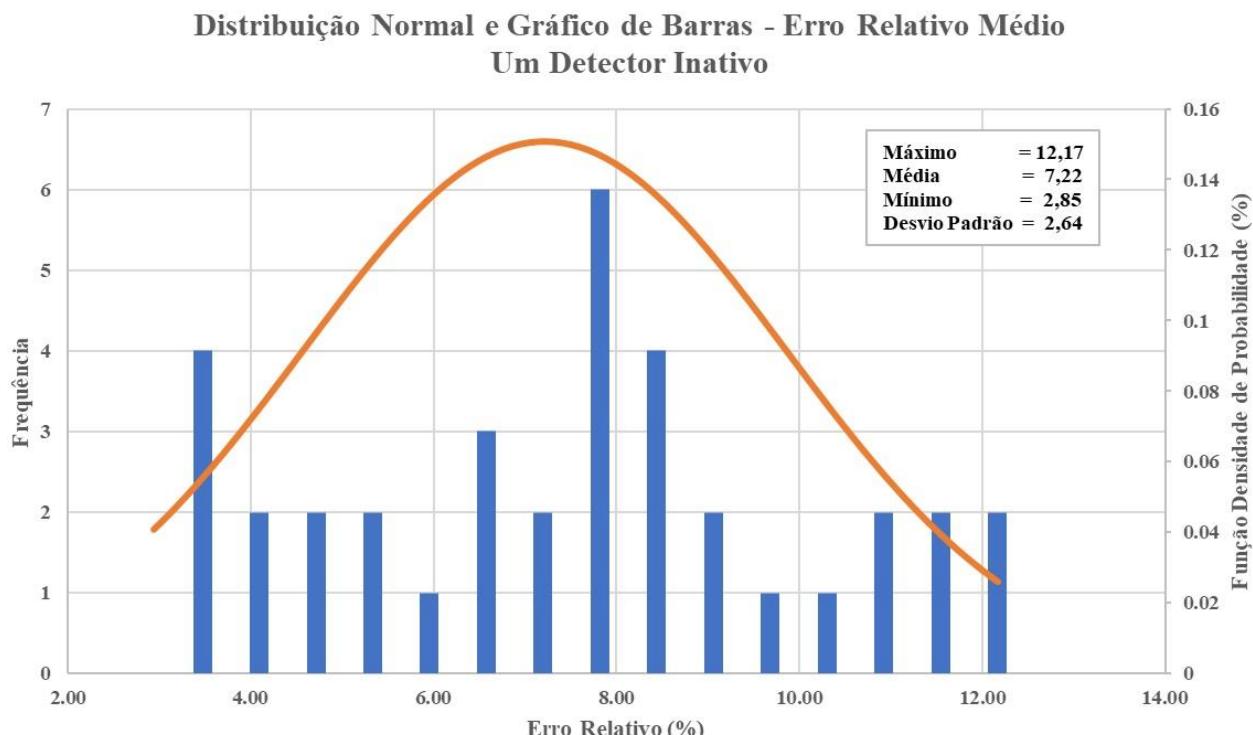


Figura 22 - Distribuição normal e gráfico de barras dos erros relativos médios percentuais para o IQ-3, considerando 35 detectores ativos.

A distribuição normal e o gráfico de barras dos erros relativos médios de cada uma das 36 simulações considerando um detector inativo está representada no gráfico da Figura 22, onde se verifica que as maiores frequências estão próximas da média 7,22. Para este caso, a potência total do núcleo do reator obtida com a rede neural apresentou o maior erro relativo, de 3,08%, em relação a medida de referência obtida com o código Serpent, quando o detector localizado no EC 10H tornou-se inativo.

Os resultados acima deixam evidente que a indisponibilidade de apenas um detector altera os resultados obtidos com a aplicação da RNA, diminuindo assim a precisão do valor calculado, uma vez que o erro relativo médio e o desvio padrão aumentam. Uma estratégia adotada neste trabalho para melhorar os resultados nessas condições foi informar a RNA para que utilize os detectores simétricos no núcleo, considerando simetria de 1/8 do núcleo, quando houver a

indisponibilidade de um ou mais detectores, por exemplo, na Figura 4 é possível observar que o detector na posição 8A possui um simétrico na posição 1H.

Tabela 8 - Detectores e seus respectivos detectores simétricos.

D	8A	6B	3C	8C	9C	5D	7D	2E
S	1H	12F	11C	3H	11I	10E	4G	9L
D	6E	8F	9G	11G	13G	10H	3J	12J
S	5F	8H	7I	7K	7M	8J	4K	4L

D - Detectores e S - Detectores Simétricos.

A Tabela 8 apresenta os detectores e seus respectivos simétricos reais, conforme se pode observar na Figura 4.

Agora, considerando a situação em que o detector inativo recebeu o valor medido pelo seu simétrico, conforme a Tabela 8, foram feitas as respectivas dezesseis simulações com a RNA, cujos resultados dos erros relativos percentuais médios obtidos estão apresentados na Figura 23.

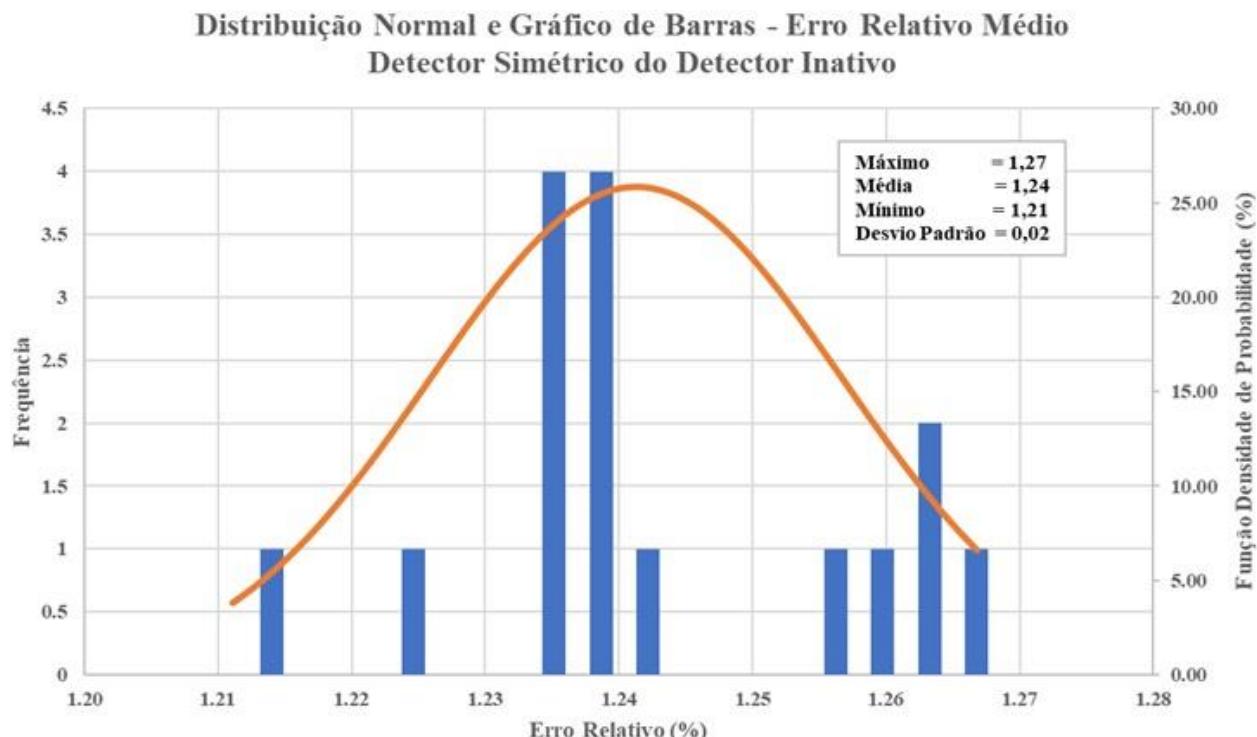


Figura 23 - Distribuição normal e gráfico de barras dos erros relativos médios percentuais para o IQ-3, atribuindo o valor medido pelo detector simétrico ao inativo.

Da Figura 23 realça-se que a média dos erros relativos percentuais médios é 1,24%, valor muito próximo daquele observado na Figura 19, onde a média é 1,27%. Isto era esperado, haja vista que a situação considerada é a mesma daquela com 36 detectores ativos. Destaca-se que as maiores frequências ocorrem para os erros próximos da média e o desvio padrão é 0,02% indicando uma concentração dos erros em torno da média. Para esta situação, a potência total do núcleo do reator apresentou um erro relativo máximo de 0,15%, quando o detector inativo localizado no EC-8A recebeu o valor da medição do seu simétrico, EC-1H.

7.1.2 Indisponibilidade de dois detectores

A rede neural ainda foi aplicada considerando dois detectores inativos para o IQ-3. Para esta situação há uma quantidade considerável de possibilidades, haja vista a combinação de 36 detectores tomados dois a dois. Como foi apresentado que há simetria entre os quadrantes do núcleo do reator no que se refere à distribuição da potência radial dos EC, pode-se utilizar somente os SPND de quaisquer dos quadrantes. Assim, considerando os oito detectores do 3º quadrante do núcleo do reator que possuem detectores simétricos, temos 28 combinações de detectores indisponíveis tomados dois a dois. O resultado está apresentado na Figura 24, onde se pode constatar que a maior frequência da média dos erros está próxima da média 12,14%. Neste caso, a potência total do núcleo do reator obtida com a rede neural apresentou o maior erro relativo, de 7,93%, em relação a medida de referência obtida com o código Serpent, quando os detectores localizados nos EC 5F e 4G se tornaram inativos.

**Distribuição Normal e Gráfico de Barras - Erro Relativo Médio
Dois Detectores Inativos - 3º Quadrante**

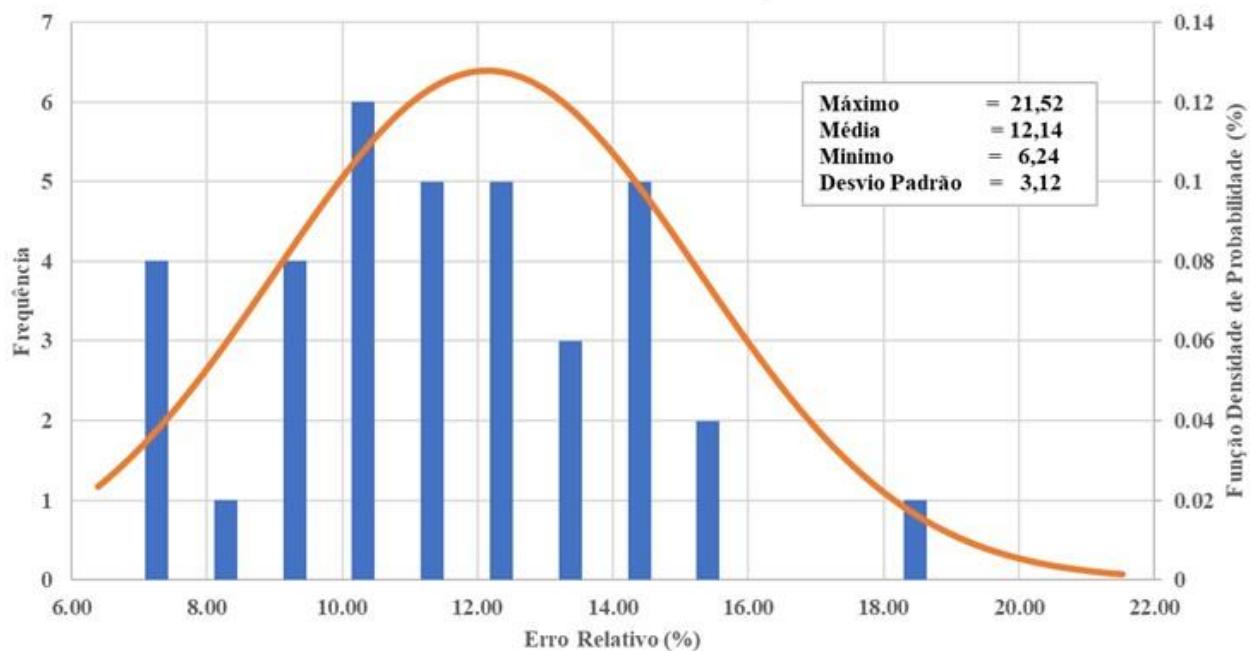


Figura 24 - Distribuição normal e gráfico de barras dos erros relativos médios percentuais para o IQ-3, considerando dois detectores inativos - 3º Quadrante.

As simulações foram repetidas considerando a situação em que os dois detectores inativos do 3º Quadrante receberam o valor medido pelos seus respectivos simétricos, e foram feitas as simulações com a rede neural.

Dentre os vinte e oito resultados dos erros relativos percentuais médios com dois detectores inativos, o pior resultado foi obtido considerando os detectores posicionados nos EC 5F e 4G. Esses detectores inativos foram substituídos por seus simétricos, 6E e 7D, e da distribuição normal e gráfico de barras, conforme a Figura 25, constata-se que o erro médio é 0,79%, as frequências dos erros estão concentradas em torno dessa média e para erros maiores de 1,75% as frequências são baixas e esparsas. Dessa figura, observa-se que a média dos erros relativos percentuais é um valor baixo e relativamente próximo daqueles observados nas Figuras 19 e 23. Isto era esperado, haja vista que a situação considerada é a mesma daquela com 36 detectores ativos. Nesta situação, a potência total do núcleo do reator apresentou o erro relativo de 0,13%.

**Distribuição Normal e Gráfico de Barras - Erro Relativo Médio
Detectores Inativos 5F-4G - Detectores Simétricos 6E-7D - 3º Quadrante**

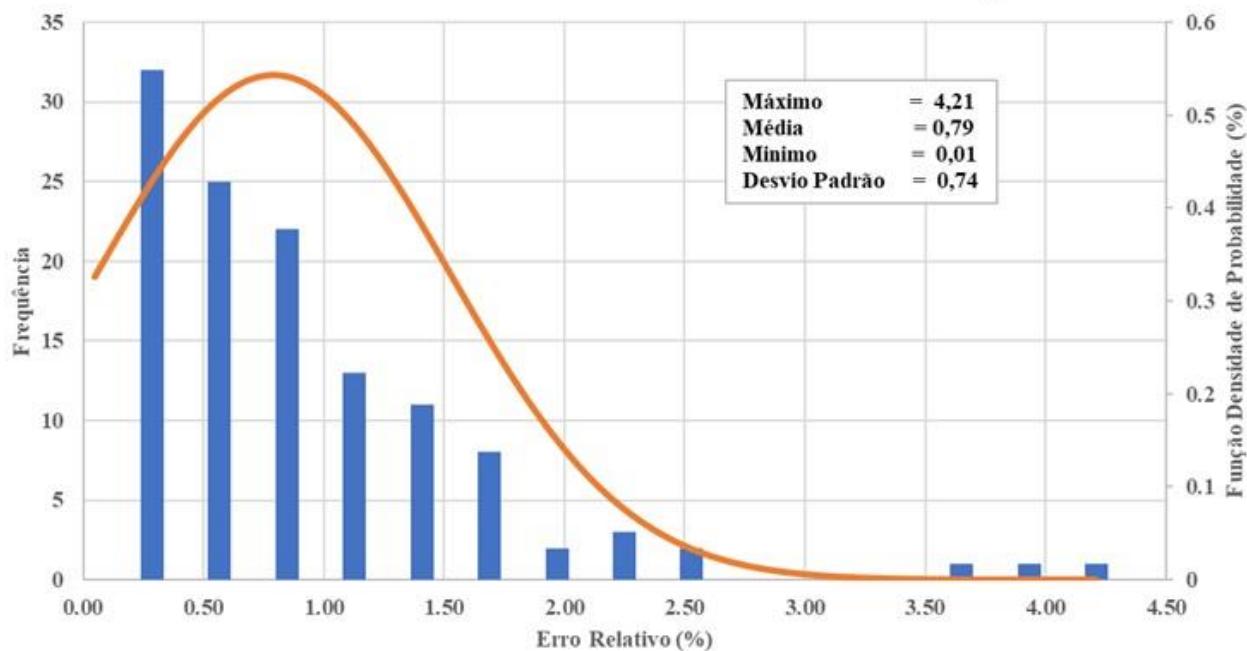


Figura 25 - Distribuição normal e gráfico de barras da média dos erros relativos percentuais para o IQ-3, atribuindo o valor medido pelos dois detectores simétricos aos inativos.

7.1.3 Indisponibilidade de três detectores

Agora a rede neural foi aplicada considerando três detectores inativos. Para esta situação também existe uma quantidade considerável de possibilidades, haja vista a combinação de 36 detectores tomados três a três. Assim, considerando os oito detectores do 3º quadrante do núcleo do reator que possuem detectores simétricos, temos 56 combinações de detectores indisponíveis tomados três a três. O resultado está ilustrado na Figura 26 e se constata que a maior frequência da média dos erros está próxima da média 14,52%. Para este caso, a potência total do núcleo do reator obtida com a rede neural apresentou o maior erro relativo, de 11,03%, em relação a medida de referência obtida com o código Serpent, quando os detectores localizados nos EC 7D, 6E e 5F se tornaram inativos.

**Distribuição Normal e Gráfico de Barras - Erro Relativo Médio
Três Detectores Inativos - 3º Quadrante**

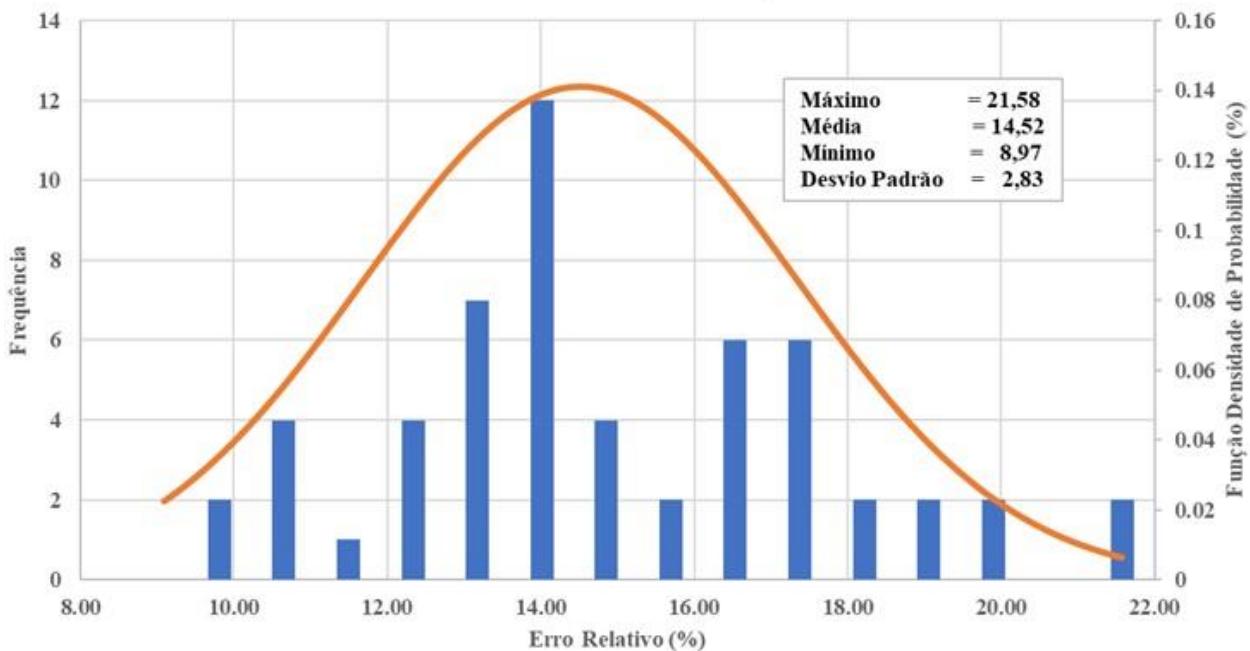


Figura 26 - Distribuição normal e gráfico de barras dos erros relativos médios percentuais para o IQ-3, considerando três detectores inativos.

Dentre os 56 resultados dos erros relativos percentuais médios com três detectores inativos, o pior resultado foi obtido considerando os detectores posicionados nos EC 7D, 6E e 5F. Esses detectores inativos foram substituídos por seus simétricos 4G, 5F e 6E, e na distribuição normal e o gráfico de barras, ilustrados na Figura 27, constata-se que o erro médio é 0,81%, as frequências dos erros estão concentradas em torno dessa média e para erros maiores do que 2% as frequências são baixas e esparsas. Dessa figura, observa-se que a média dos erros relativos percentuais é um valor baixo e relativamente próximo daqueles observados nas Figuras 19, 23 e 25. Isto também era esperado, haja vista que a situação considerada é a mesma daquela com 36 detectores ativos. Neste caso, a potência total do núcleo do reator apresentou o erro relativo de 0,14%.

Distribuição Normal e Gráfico de Barras
Detectores Inativos 7D-6E-5F - Detectores Simétricos 4G-5F-6E - 3º Quadrante

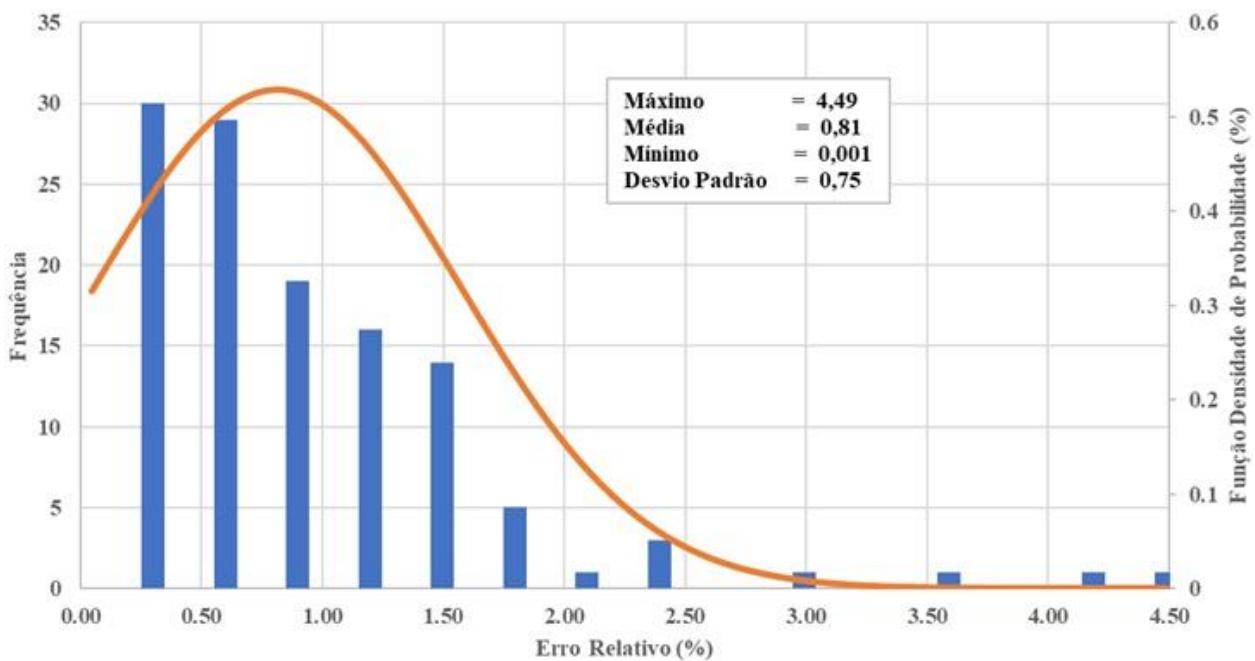


Figura 27 - Distribuição normal e gráfico de barras da média dos erros relativos percentuais para o IQ-3, atribuindo o valor medido pelos três detectores simétricos aos inativos.

Nas considerações de indisponibilidade dos SPND, observamos que os resultados das três condições expostas com detectores indisponíveis mostram claramente a interferência na capacidade da RNA em reconstruir a distribuição da potência radial dos EC do núcleo do reator. Por outro lado, as respostas da RNA estão coerentes com os valores obtidos pelo Serpent, ou seja, baixos erros relativos, quanto à reconstrução da potência radial quando os detectores indisponíveis recebem o valor de seus detectores simétricos, demonstrando a possibilidade de aplicação prática da metodologia apresentada.

Também vimos que, dos resultados obtidos pela RNA na reconstrução da distribuição da potência radial dos EC, considerando a disponibilidade dos 36 SPND, pode-se considerar que a RNA possui boa confiabilidade na reconstrução da potência dos EC.

8. Conclusões

A metodologia apresentada nesta tese para a reconstrução da distribuição radial de potência normalizada dos ECs de um reator nuclear utilizando RNA demonstrou sua viabilidade com erros médios da ordem de 1,27%. Consequentemente, a abordagem proposta é capaz de estimar com precisão a distribuição de potência radial nos 121 ECs com base em medições dos SPNDs. Essa precisão é válida em cenários envolvendo 36, 35, 34 e 33 detectores ativos. Também, a RNA oferece resultados em tempo real, com uma escala de variação entre 16ms e 47ms, além de uma taxa de aprendizado de aproximadamente 97%.

Para o caso de 36 detectores ativos, no IQ-3, a potência radial reconstruída pela RNA para cada EC apresentou erro médio relativo de 1,27% e erro máximo de 6,99%, e para a potência total do núcleo do reator o erro relativo foi de 0,19%.

Na análise de indisponibilidade de detectores a RNA demonstrou um desempenho adequado, mesmo quando um ou mais detectores foram considerados inativos. Nas condições simuladas de detectores inativos, a potência radial reconstruída pela RNA apresentou erro relativo médio de 7,22%, 12,14% e 14,52%, respectivamente, para um, dois e três detectores inativos. No que concerne à capacidade de reconstrução da potência total do núcleo do reator, a RNA apresentou erro relativo máximo de até 3,08%, 7,93% e 11,03% considerando, respectivamente, um, dois e três detectores inativos.

Nas situações em que os detectores se tornam inoperantes, foi proposta a possibilidade de reconstrução da densidade de potência dos ECs usando medidas fornecidas pelos detectores dos ECs simétricos àqueles inoperantes resultando em uma reconstrução de potência radial confiável, com erros relativos próximos àqueles observados com todos os 36 detectores ativos. Neste caso, os resultados para a potência radial obtida para cada EC pela RNA, mostrou-se consistente, com um erro relativo médio de 1,24%, considerando um detector inativo, 0,79% para dois detectores inativos e 0,81% para três detectores inativos. Quanto a estimativa da potência total de operação do núcleo do reator, o erro relativo máximo foi de 0,15%.

A estratégia de substituição das medidas dos detectores inativos pelas medidas dos seus simétricos pode ser considerada uma solução viável para situações operacionais adversas, pois permite a reconstrução da potência radial dos ECs, mesmo nessas condições, mantendo a precisão e dentro dos padrões aceitáveis de IQPT. Isso é fundamental para garantir a confiabilidade do sistema de monitoramento do reator e a sua segurança operacional, mesmo em condições de falha de detectores ou do SDNI.

Portanto, é possível observar uma aderência dos resultados obtidos usando a RNA para a reconstrução da potência radial dos ECs, bem como para estimar a potência total do núcleo do reator para as situações apresentadas.

Além disso, a metodologia proposta mostrou que é possível reconstruir a distribuição de potência radial considerando o uso de uma menor quantidade de detectores, isto é, considerando a indisponibilidade de detectores, por meio da utilização da medida fornecida por detectores simétricos, o que possibilita a otimização da quantidade de detectores empregados no núcleo do reator nuclear.

Sendo assim, o trabalho proposto demonstrou a viabilidade da utilização da RNA como uma ferramenta viável para análise e reconstrução da distribuição da potência radial dos ECs de um reator nuclear em diversas condições de atuação dos detectores, a partir das medidas dos SPNDs, simuladas pelo código Serpent. Isso faz com que a metodologia proposta seja exequível para fins práticos, uma vez que apresentou resultados confiáveis, mesmo em cenários que apresentam a indisponibilidade de um ou mais detectores ou falha do SDNI.

9. Referências Bibliográficas

ASCHER, U. M., GREIF, C. **A First Course in Numerical Methods**. Philadelphia, PA - USA, Society for Industrial and Applied Mathematics, 2011. v. CS & E. Disponível em: <http://www.siam.org/journals/ojsa.php>.

BAHUGUNA, S. K., MUKHOPADHYAY, S., TIWARI, A. P. "Distributed Artificial Neural Network Model for Neutron Flux Mapping in Nuclear Reactors". 1 jul. 2020. **Anais** [...] Kharagpur, India, Institute of Electrical and Electronics Engineers (IEEE), 1 jul. 2020. DOI: 10.1109/ICCCNT49239.2020.

BEARD, C. L., MORITA, T., BISWAS, D., *et al.* **Proceedings of the 1988 international reactor physics conference**. Pittsburgh, PA - USA, La Grange Park (Ill.) : American nuclear society, 1988., 1988. v. 4. Disponível em: <https://lib.ugent.be/catalog/rug01:000202229>. Acesso em: 26 nov. 2024.

BONALUMI, R. A., KHERANI, N. P. "Rational Mapping (RAM) of In-Core Data", **Nuclear Science and Engineering**, v. 90, n. 1, p. 47–59, 1985. DOI: 10.13182/NSE85-A17430. .

BOYD, W. A, MILLER, R. W. **The BEACON On-Line Core Monitoring System: Functional Upgrades and Applications**. Pittsburgh, PA (United States), Nuclear Energy Agency of the OECD (NEA), 1997. v. 430 p. INIS 29–20.

BROWN, F. B. "On the Use of Shannon Entropy of the Fission Distribution for Assessing Convergence of Monte Carlo Criticality Calculations". 6 p, 10 set. 2006. **Anais** [...] Vancouver, Canada, American Nuclear Society - ANS; La Grange Park (United States); PHYSOR-2006: American Nuclear Society's Topical Meeting on Reactor Physics - Advances in Nuclear Analysis and Simulation; Vancouver, BC (Canada), 10 set. 2006. p. 10–14. Disponível em: <https://search.worldcat.org/pt/title/PHYSOR-2006--American-Nuclear-Society's-Topical-Meetings-on-Reactor-Physics--Vancouver-BC-Canada-September-10-14-2006/oclc/82446707>. Acesso em: 19 nov. 2024.

CHAN, P. S. W., MAMOURIAN, M. "Application of on-line solution of 3-dimensional multigroup finite-difference neutron diffusion equations in reactor power control system.". 18 abr. 1990. **Anais** [...] Montreal, Quebec - Canada, [s.n.], 18 abr. 1990.

DIAS, A. M., SILVA, F. C. "Determination of the power density distribution in a PWR reactor based on neutron flux measurements at fixed reactor incore detectors", **Annals of Nuclear Energy**, v. 90, p. 148–156, 1 abr. 2016. DOI: 10.1016/j.anucene.2015.12.002. .

FINLAYSON, B. A., SCRIVEN, L. E. "The method of weighted residuals-A review", **Applied Mechanics Reviews**, p. 735–748, set. 1966. Disponível em: <https://www.researchgate.net/publication/284091948>.

HAMMERSLEY, J. M., HANDSCOMB, D. C. **Monte Carlo methods**. London, Springer Netherlands, 1964.

HAYKIN, S. **Neural networks and learning machines**. [S.l.], Prentice Hall/Pearson, 2009.

HORELIK N., HERMAN B., ELLIS M., *et al.* "Benchmark for Evaluation and Validation of Reactor Simulations (BEAVRS)". 2013. **Anais** [...] Sun Valley, Idaho, [s.n.], 2013.

https://keras.io/. 5 maio 2023. Available in <https://keras.io/>, access on May 05, 2023. Disponível em: <https://keras.io/>. Acesso em: 4 maio 2023.

https://keras.io/api/optimizers/adam/. 2013. Available in <https://keras.io/api/optimizers/adam/>, access on November 18, 2023. Disponível em: <https://keras.io/api/optimizers/adam/>. Acesso em: 17 nov. 2023.

https://serpent.vtt.fi/mediawiki/index.php?title=Input_syntax_manual. 2024. Disponível em: https://serpent.vtt.fi/mediawiki/index.php?title=Input_syntax_manual. Acesso em: 19 nov. 2024.

https://www.tensorflow.org/?hl=pt-br. 16 dez. 2022. Available in <https://www.tensorflow.org/?hl=pt-br>, access on 16, December 2022. Disponível em: <https://www.tensorflow.org/?hl=pt-br>. Acesso em: 15 dez. 2022.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Nuclear Power Reactors in the World**. 2019. ed. Viena, IAEA, 2019.

JANG, J. W., LEE, K. B., NA, M. G., *et al.* "On-line Generation of Three-Dimensional Core Power Distribution Using Incore Detector Signals to Monitor Safety Limits-27Nov24", **Journal of the Korean Nuclear Society**, v. 36, p. 528–539, 1 dez. 2004. .

JIN, D., LI, Q., MAO, Y., *et al.* "Study on the Cause and Solution of Quadrant Power Tilt Rate Alarm in a PWR Plant". 283, 4 nov. 2023. **Anais** [...] Beijing & Chengdu, China, Springer Science and Business Media Deutschland GmbH, 4 nov. 2023. p. 460–467. DOI: 10.1007/978-981-99-1023-6_40.

LEE, K., KIM, C. H. "The least-squares method for three-dimensional core power distribution monitoring in pressurized water reactors", **Nuclear Science and Engineering**, v. 143, n. 3, p. 268–280, 2003. DOI: 10.13182/NSE03-A2335. .

LEPPÄNEN, J. **Development of a New Monte Carlo Reactor Physics Code**. 2007. 1–228 f. VTT Publications 640 VTT-PUBS-640 – Helsinki University of Technology (Espoo, Finland), Helsinki, 2007. Disponível em: <http://www.vtt.fi/publications/index.jsp>. Acesso em: 18 set. 2024.

LEPPÄNEN, J. "Two practical methods for unionized energy grid construction in continuous-energy Monte Carlo neutron transport calculation", **Annals of Nuclear Energy**, v. 36, n. 7, p. 878–885, jul. 2009. DOI: 10.1016/j.anucene.2009.03.019. Disponível em: <http://dx.doi.org/10.1016/j.anucene.2009.03.019>. Acesso em: 14 set. 2023.

LEPPÄNEN, J., PUSA, M., VIITANEN, T., *et al.* "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013", **Annals of Nuclear Energy**, v. 82, p. 142–150, 1 ago. 2015. DOI: 10.1016/j.anucene.2014.08.024. Disponível em: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.08.024>. Acesso em: 14 set. 2023.

LI, J. "Monte Carlo investigation of the UK's first epr nuclear reactor startup core using serpent", **Energies**, v. 13, n. 19, 1 out. 2020. DOI: 10.3390/en13195168. .

LI, W., DING, P., DUAN, C., *et al.* "Comparison of spatial interpolation approaches for in-core power distribution reconstruction", **Nuclear Engineering and Design**, v. 337, p. 66–73, 1 out. 2018. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2018.06.016. .

LI, Z., CAO, L., WU, H., *et al.* "Development and validation of a PWR on-line power-distribution monitoring system NECP-ONION", **Nuclear Engineering and Design**, v. 322, p. 104–115, 1 out. 2017. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2017.06.016. .

MAKAI, M., VÉGH, J. **Lecture Notes in Energy 58 Reactor Core Monitoring Background, Theory and Practical Applications.** [S.l.], Springer International Publishing AG 2017, 2017. Disponível em: <http://www.springer.com/series/8874>.

MARTINAKOVA, Z. **Reload Safety Analysis Checklist (RSAC) Methodology Acquired at Dukovany NPP.** . Dukovany, Czech Republic, [s.n.]. , 1999

MEDEIROS, F. S. B., BIANCHI, R. C. "A Aplicação do Método Regressão Linear Simples na Demanda de Produtos Sazonais: Um Estudo de Caso", **Disciplinarum Scientia. Série: Ciências Sociais Aplicadas, S. Maria**, v. v. 5, n. 1, p. 35–53, 2009. .

METROPOLIS, N. **The Beginning of the Monte Carlo Method. Los Alamos Special Issue.** [S.l: s.n.]. , 1987

METROPOLIS, N., ULAM, S. "The Monte Carlo Method", **Journal of the American Statistical Association**, v. 44, n. 247, p. 335–341, 1949. DOI: 10.1080/01621459.1949.10483310. .

MICKUS, I. **Towards Efficient Monte Carlo Calculations in Reactor Physics.** 2021. 1–74 f. kth Royal Institute of Technology - Alba Nova University Center, Stockholm, Sweden, 2021.

PENG, X., WANG, K., LI, Q. "A new power mapping method based on ordinary kriging and determination of optimal detector location strategy", **Annals of Nuclear Energy**, v. 68, p. 118–123, jun. 2014. DOI: 10.1016/j.anucene.2014.01.002. .

PIROUZMAND, A., DEHDASHTI, M. K. "Estimation of relative power distribution and power peaking factor in a VVER-1000 reactor core using artificial neural networks", **Progress in Nuclear Energy**, v. 85, p. 17–27, 11 jun. 2015. DOI: 10.1016/j.pnucene.2015.06.001. .

PRINTED BY THE IAEA IN AUSTRIA. **Nuclear Power Reactors in the World IAEA-RDS-2/42 ISBN 978-92-0-125122-0 ISSN 1011-2642** . jun. 2022. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/RDS-2-42_web.pdf, consulted on May 05, 2023. Disponível em: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/RDS-2-42_web.pdf. Acesso em: 4 jun. 2023.

SAEED, A., RASHID, A. "Development of Core Monitoring System for a Nuclear Power Plant using Artificial Neural Network Technique", **Annals of Nuclear Energy**, v. 144, 1 set. 2020. DOI: 10.1016/j.anucene.2020.107513. .

SALIH, A. **Weighted Residual Methods**. . Thiruvananthapuram - India, [s.n.], dez. 2016.

SOMERVILLE, J. J., DEMAS, N. G. **The Nuclear Design of The Angra Nuclear Power Plant, Cycle 1** . Pennsylvania, USA, [s.n.]. , 1976

SON, S. B., JEON, J. P., SONG, H. S., *et al.* **Analysis of the In-core Quadrant Power Tilt affected by Burned Fuel Shuffles of WEC Type NPPs in Republic of Korea. Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting Gyeongju**. Gyeongju, Korea, [s.n.], 27 out. 2016.

SOUZA SILVA, A. **Reconstrução da Distribuição de Potência a partir de Medidas dos Detectores Internos ao Núcleo via Processo Gaussiano**. 2024. COPPE - Universidade Federal do Rio de Janeiro, Rio de Janeiro, 2024.

SPÖRL, C., CASTRO, E. G., LUCHIARI, A. "Aplicação de Redes Neurais Artificiais na Construção de Modelos de Fragilidade Ambiental-22Jun24", **Revista do Departamento de Geografia – USP**, v. 21, p. 113–135, 2011. .

TERNEY, W. B., BIFFER, J. L., DECHAND, C. O., *et al.* "The C-E CECOR fixed in-core detector analysis system", **Transactions of the American Nuclear Society; ISSN 0003-018X; Worldcat**; v. 44 p. 542-543, v. 44, p. 542–543, 1 jun. 1983. Disponível em: https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:15010116. Acesso em: 18 nov. 2024.

TODT, W. H. **Characteristics of Self-Powered Neutron Detectors Used in Power Reactors**. [S.l.], Nuclear Energy Agency of the OECD (NEA), 1997. v. 430p. INIS 29–20.

VERMA, V., BARBOT, L., FILLIATRE, P., *et al.* "Self powered neutron detectors as in-core detectors for Sodium-cooled Fast Reactors", **Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment**, v. 860, p. 6–12, 11 jul. 2017. DOI: 10.1016/j.nima.2017.04.011. .

WANG, C., WU, H., CAO, L., *et al.* "On-line reconstruction of in-core power distribution by harmonics expansion method", **Nuclear Engineering and Design**, v. 241, n. 8, p. 3042–3050, ago. 2011. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2011.05.013..

Westinghouse Technology Systems Manual Section 9.2 Incore Instrumentation Systems. . Chattanooga, TN, USNRC, 2011. Disponível em: : <https://www.nrc.gov/docs/ML1122/ML11223A264.pdf>. Acesso em: 18 out. 2023.

WIDROW B., HOFF M.E. "Adaptive Switching Circuits". 26 ago. 1960. **Anais [...] Los Angeles, California, Western Electronic Show and Convention.,** 26 ago. 1960. p. 96–104.

YORIYAZ, H. "Artigo de Revisão". **Revista Brasileira de Física Médica**, São Paulo -SP, Brasil., 2009. , p. 141–149Disponível em: <http://www.ncbi.nlm.nih.gov/sites/entrez>.

ZHANG, S., WAN, H., RASCH, P. J., *et al.* "An Objective and Efficient Method for Assessing the Impact of Reduced-Precision Calculations On Solution Correctness", **Journal of Advances in Modeling Earth Systems**, v. 11, n. 10, p. 3131–3147, 1 out. 2019. DOI: 10.1029/2019MS001817..