



Estudo do fluxo neutrônico no reator IPR-R1 com o MCNPX

J.A.S. Melo^a; L. S. Castrillo^b; R.M. B. M. Oliveira^c

^a Departamento de Engenharia Mecânica, Escola Politécnica de Pernambuco da UPE, 50720-001, Recife-Pernambuco, Brasil

julio.angelo@poli.br

^b Mestrado de Tecnologia da Energia, Escola Politécnica de Pernambuco da UPE, 50720-001, Recife-Pernambuco, Brasil

lazara@poli.br

^c Secretária Executiva de Educação do Estado de Pernambuco, SEE, 50810-000, Recife-Pernambuco, Brasil

romero.matias@educacao.pe.gov.br

RESUMO

Neste trabalho utilizou-se o código computacional MCNPX, uma das versões mais recentes do código de transporte MCNP, com o objetivo de estudar a distribuição da fluência e do fluxo neutrônico em função da energia em dois dispositivos de irradiação do reator de pesquisa IPR-R1. O modelo desenvolvido foi validado com a pesquisa realizada por DALLE (2005). Inicialmente, na simulação considerou-se o combustível fresco em cuja configuração do núcleo constavam três varetas absorvedoras de nêutrons, sendo duas delas 100% ejetadas enquanto a outra inserida a $3,1 \times 10^{-1}$ m de profundidade, conforme situação adotada na literatura. A fonte de nêutrons utilizada foi do tipo crítica, através do cartão KSRC. Os resultados do fluxo e da fluência neutrônica foram obtidos no tubo central e na mesa giratória num intervalo de espectro energético que variou de $1,0 \times 10^{-9}$ MeV a 10 MeV, apresentando boas correlações com o modelo usado na validação. Por último, foi simulada uma situação hipotética em que as três varetas absorvedoras de nêutrons do reator são ejetadas simultaneamente. Os resultados da simulação mostraram um aumento médio no fluxo neutrônico de 7% no tubo central e de 5% na mesa giratória.

Palavras-chave: *fluxo neutrônico, IPR-R1, MCNPX*

1. INTRODUÇÃO

O IPR- R1 é um reator de pesquisa do tipo TRIGA Mark I projetado, construído e instalado pela General Atomic no prédio I do CDTN, localizado no Campus da Pampulha em Belo Horizonte na UFMG. O IPR - RI atingiu a criticalidade pela primeira vez em 6 de novembro de 1960. É utilizado para pesquisas em rádio-química, física de reatores, propriedades dos materiais, engenharia ambiental, produção de radioisótopos e treinamento de operadores para a Central Nuclear de Angra dos Reis, a Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto. Inicialmente o reator operou em regime permanente de potência a 30 kWt e atualmente opera na sua potência máxima de 250 kWt. O seu núcleo encontra-se alojado no fundo de um poço, imerso em água leve desmineralizada, a qual tem funções de refrigeração por convecção natural, moderação, reflexão de nêutrons e blindagem das radiações (DALLE, 2005). O autor modelou-o utilizando simultaneamente os códigos: ORIGEN2, utilizado para o estudo do decaimento, do queimado e da composição isotópica de simulações nucleares (CROFF *apud* DALLE, 2005); o MCNP4B, versão anterior à do modelo utilizado neste trabalho e o MONTEBURNS, que une os resultados dos códigos citados anteriormente, gerando uma terceira saída de dados (TRELLUE e POSTON, 1999).

Neste trabalho foi utilizada a versão mais recente do Monte Carlo N-particle Code (MCNP), o MCNPX, que traz como uma de suas atualizações o cartão BURN UP, baseado no código CINDER90 (WILSON *apud* HENDRICKS *et al*, 2007) e no código MONTEBURNS. Este cartão permite o estudo do queimado, porém limitado para problemas com fontes críticas. Diante do exposto, o objetivo deste trabalho foi calcular a fluência e o fluxo neutrônico, no tubo central e na mesa giratória do reator IPR- R1, usando o código MCNPX em duas situações, denominadas de caso 1 e caso 2:

Caso 1: Esta configuração foi usada por DALLE (2005), e modelada neste trabalho para propósito de validação. As varetas de segurança e de regulação foram 100% ejetadas, enquanto a vareta de controle foi inserida $3,1 \times 10^{-1}$ m de profundidade no núcleo. Estas varetas, independentes entre si, têm como função absorver nêutrons e controlar a criticalidade do reator ao inserir uma reatividade negativa, conseqüentemente controlando a sua potência (MESQUITA *et al*, 2012).

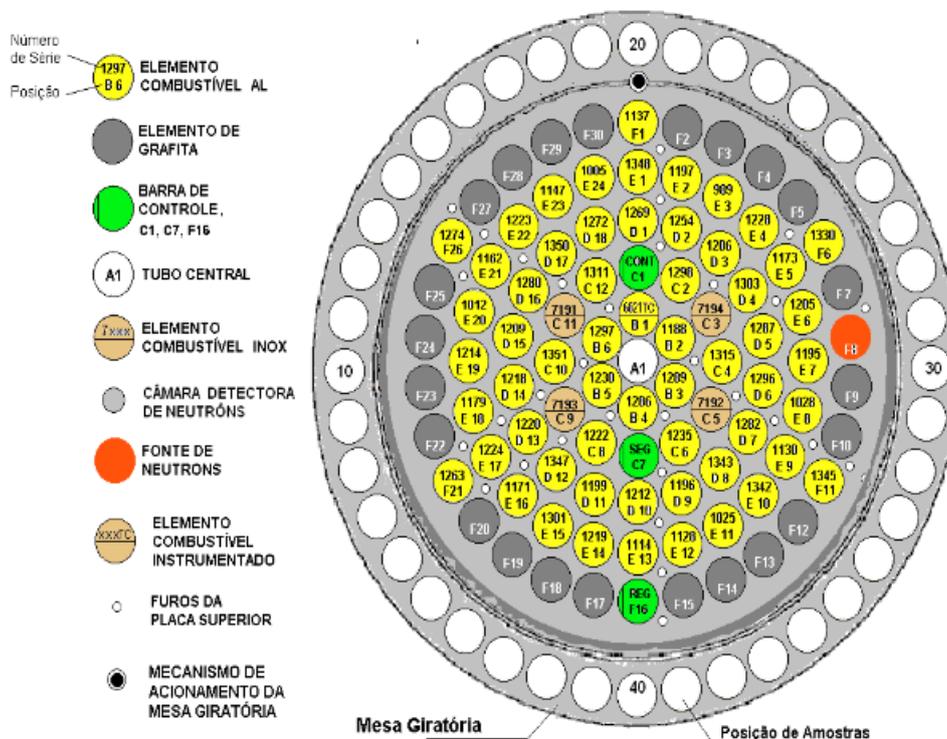
Caso 2: Esta configuração foi a idealizada neste trabalho para a situação em que todas as varretas estejam ejetadas do núcleo.

Ambos os dispositivos foram selecionados por permitirem a irradiação das amostras. No tubo central é possível irradiar amostras em que seja necessário o fluxo neutrônico máximo, além de permitir a utilização da extração de feixes colimados de nêutrons e radiação gama. Na mesa giratória é possível irradiar amostras sob um valor de fluxo médio através de um mecanismo de rotação automática (ZANGIROLAMI, 2009).

2. MATERIAIS E MÉTODOS

Na configuração de DALLE (2005), usada na modelagem, o núcleo do reator possui 91 posições ativas, das quais 63 são elementos combustíveis, sendo originalmente 59 com revestimento de alumínio e 4 com revestimento de aço inoxidável, visualizada na Figura 1.

Figura 1: Vista transversal do núcleo do reator IPR-R1

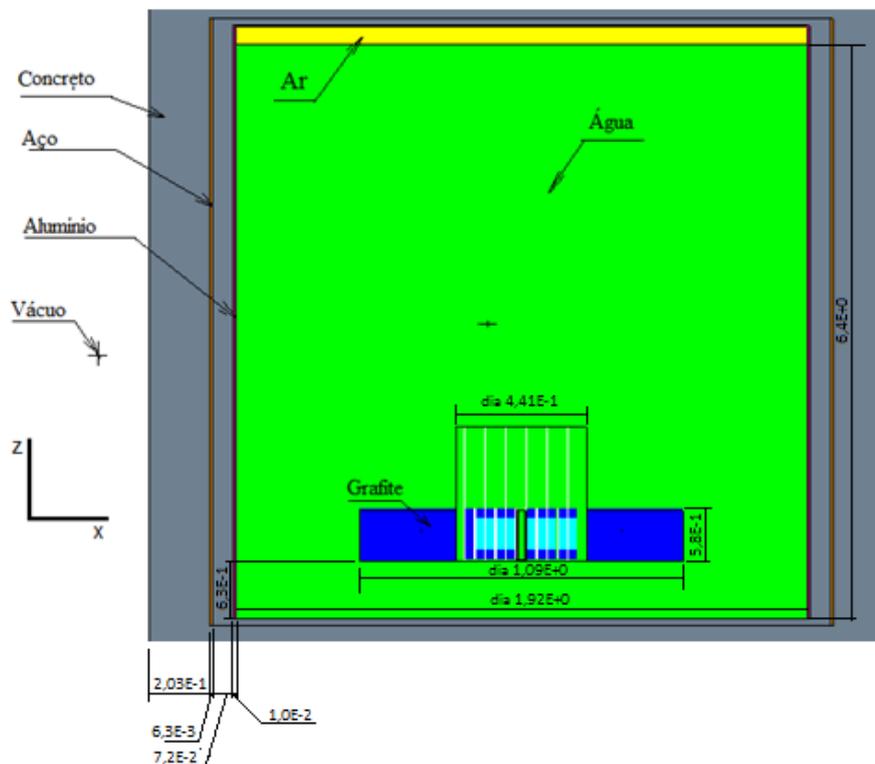


Fonte: Adaptado de ZANGIROLAMI(2009)

Além disto, há três varetas absorvedoras de nêutrons com dimensões geométricas e composição isotópica idênticas, denominadas conforme suas funções de regulação, controle e segurança. As outras posições foram ocupadas por elementos falsos de grafite. Os componentes são dispostos formando cinco anéis concêntricos e são mantidos em posição vertical, suportados por duas grades circulares. O núcleo é circundado por um refletor de grafite e por um cilindro de água de aproximadamente 5 m de altura até próximo ao topo do poço (DALLE, 2005).

Na Figura 2 apresenta-se o modelo do poço do reator simulado com o MCNPX, gerado no software Visual Editor-VisED (SCHWARZ *et al*, 2008).

Figura 2: Estrutura geral do VisED do poço do reator IPR-R1 (vista em $y=1$)

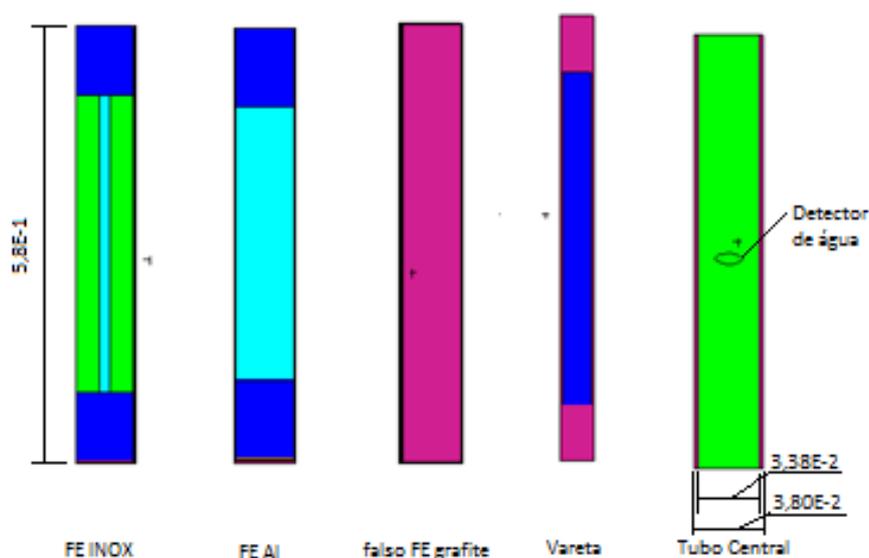


Suas dimensões geométricas estruturais são: espessura de $2,03 \times 10^{-1}$ m de concreto; espessura de $6,3 \times 10^{-3}$ m de aço; espessura de $7,2 \times 10^{-2}$ m de concreto; espessura de $1,0 \times 10^{-2}$ m de alumínio; diâmetro interno do poço de 1,92 m; altura total de água da piscina de 6,4 m; comprimento do núcleo do reator de $5,8 \times 10^{-1}$ m; diâmetro do núcleo do reator de 1,09 m (com o anel de grafite, que configura a mesa giratória) e de $4,41 \times 10^{-1}$ m (o núcleo apenas com seus elementos estrutu-

rais internos) e a posição do núcleo em relação ao fundo da piscina é de $6,3 \times 10^{-1}$ m (DALLE, 2005). O VISED permite também distinguir os materiais utilizados no modelo do poço do reator pelas cores, desta forma: a região externa à toda estrutura é de vácuo e de cor branca, nesta região pode haver fuga de nêutrons; o concreto por ter maior densidade tem uma cor mais escura e cinza; o aço foi identificado com a cor laranja; o alumínio, com a cor rosa; o grafite, com a cor azul; a água, com a cor verde e o ar com a cor amarela.

Na Figura 3, representada a seguir, podem ser observados os 5 tipos de elementos que compõem o núcleo do reator, são eles: um elemento combustível com revestimento de aço *inox*, um elemento combustível de revestimento de alumínio, um falso elemento de grafite, uma vareta de controle e um tubo vazado central de alumínio. Na modelagem, o combustível fresco foi simulado à temperatura 300 K, conforme os dados da biblioteca disponível no código. Um combustível do tipo de revestimento de alumínio foi utilizado como fonte de nêutrons. Destes, o combustível falso de grafite possui a mesma dimensão dos combustíveis originais, exceto por serem compostos de grafite e revestidos por alumínio. No tubo central ocorre o maior fluxo neutrônico e sua análise faz parte da validação. As dimensões deste tubo são: diâmetro interno de $3,38 \times 10^{-2}$ m e diâmetro externo de $3,80 \times 10^{-2}$ m, de mesmo comprimento que o núcleo do reator, preenchido por água internamente e de alumínio.

Figura 3: Elementos componentes do núcleo do reator



Os valores médios de densidade e da percentagem em massa dos materiais utilizados no modelo estão disponíveis em DALLE (2005), no entanto, os dados utilizados para modelar o concreto foram extraídos do banco de dados STAR (NIST, 2015). Para modelar o núcleo foram aplicados basicamente os cartões de estruturas repetidas LAT, *fill* e U, gerando-se a estrutura de repetição em *lattice*, como se denomina em HENDRICKS *et al* (2007). O cartão U gera para cada elemento um “universo”, com o qual se definem aqueles que são os conteúdos e aquele que é o universo maior, preenchido com o cartão *fill*. Este preenchimento segue uma estrutura repetida que pode ter várias disposições e o cartão LAT é utilizado para defini-la. Um exemplo desta estrutura aplicada ao modelo do reator IPR-R1 pode ser observado na Figura 4.

Figura 4: Uso da estrutura de repetição *lattice* para modelar o núcleo e seus componentes

```

c refletor de grafite
11 2 -1.67 -11 imp:n=1 u=6
120 1 -2.7 -120 #11 imp:n=1 u=6
204 4 -1 #11 #120 imp:n=1 u=6
c detector no elemento central
998 4 -1 -123 imp:n=1 u=7 vol=1.7671459
c elemento central A1
140 4 -1 -140 #998 imp:n=1 u=7
130 1 -2.7 -130 #140 #998 imp:n=1 u=7
205 4 -1 #130 #140 #998 imp:n=1 u=7
12 4 -1 -12 1 -12.2 -12.3 -12.4 -12.5&
-12.6 lat=2 u=4 fill=-7:7 -7:7 0:0
4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4
4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 $x=-6 a 6,y=-6
4 4 4 4 4 4 4 1 6 6 1 6 1 4 4 $-5
4 4 4 4 4 4 6 1 1 1 1 1 6 4 4 $-4
4 4 4 4 4 6 1 1 1 1 1 1 6 4 4 $-3
4 4 4 4 6 1 1 2 1 2 1 1 6 4 4 $-2
4 4 4 6 1 1 1 1 1 1 1 1 6 4 4 $-1
4 4 3 1 1 3 1 7 1 5 1 1 1 4 4 $-0
4 4 6 1 1 1 1 1 1 1 1 6 4 4 4
4 4 6 1 1 2 1 2 1 1 6 4 4 4 4
4 4 6 1 1 1 1 1 1 1 6 4 4 4 4
4 4 6 1 1 1 1 1 6 4 4 4 4 4
4 4 1 6 6 6 6 1 4 4 4 4 4 4
4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4
4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4
13 4 -1 -13 fill=4 imp:n=1

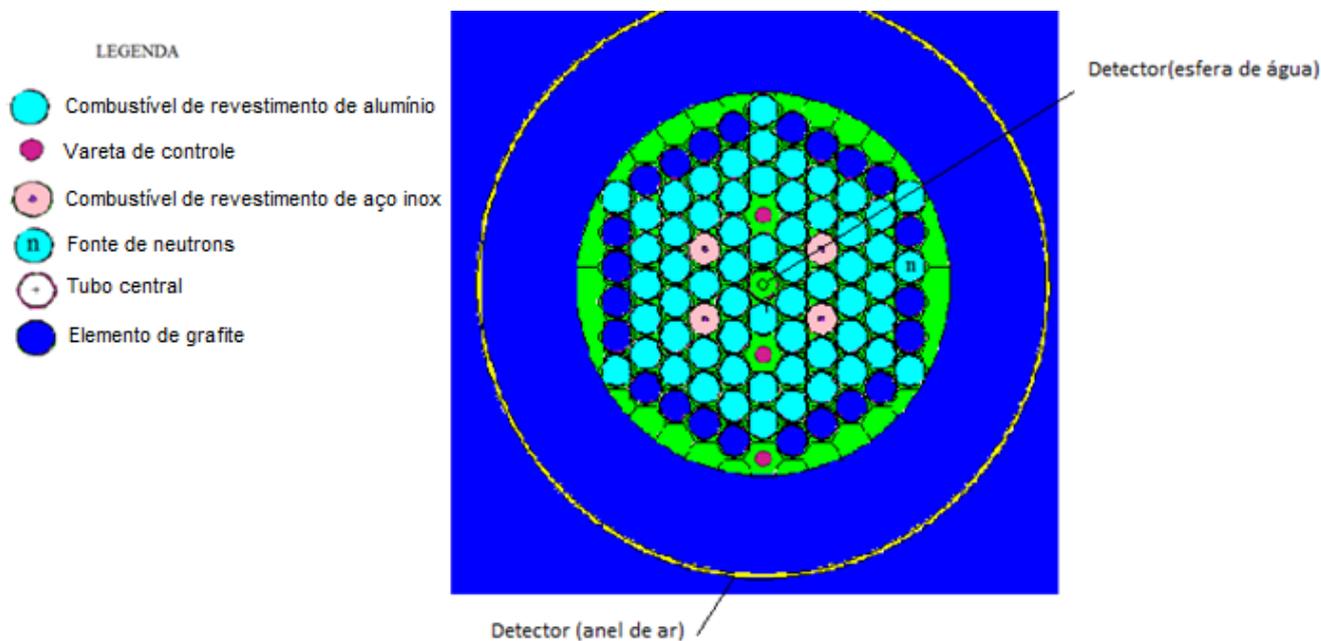
```

No modelo, é utilizado o LAT=2, permitindo estruturas repetidas hexagonais e arranjadas numa matriz 15x15 para montar o núcleo do reator de forma semelhante à configuração experimental. Na Figura 5 apresenta-se a estrutura modelada no MCNPX e importada para visualização no VISED.

Para computar o fluxo neutrônico nas regiões de interesse, tubo central e mesa giratória, foram utilizados os seguintes detectores: uma esfera de água de raio igual a $7,5 \times 10^{-3}$ m, como um primeiro detector no tubo central, que pode ser visualizado na Figura 3 e na Figura 5; um anel de ar de espessura de $1,0 \times 10^{-2}$ m como um segundo detector na região da mesa giratória, a uma altura

de $5,0 \times 10^{-2}$ m em relação ao centro do reator, observável na Figura 5, de modo a validar o modelo.

Figura 5: Visualização no VISED do núcleo do reator modelado no MCNPX



3. RESULTADOS E DISCUSSÕES

A seguir serão apresentados os resultados das validações e das simulações dos dois casos de interesse. A Figura 6 representa a validação deste trabalho com os resultados obtidos por DALLE (2005) com o MCNP4B, isto é, o Caso 1, o qual foi validado experimentalmente junto ao reator de pesquisa IPR-R1. Para obter esta distribuição de fluxo neutrônico, foram executados os cartões E4 e F4 da função de TALLY, a qual executa a contagem de partículas nos detectores e seu dado de saída é a denominada fluência neutrônica. Esta variável é calculada como a razão entre o número de partículas em movimento que atravessa uma superfície esférica e a área desta superfície, conhecida também como densidade de fluxo de nêutrons (ZANGIROLAMI, 2009). A unidade utilizada pelo programa é de $n \cdot \text{cm}^{-2}$. O cartão F4 identifica quais células serão utilizadas como detectores enquanto o cartão E4 identifica para quais energias do espectro se quer observar essa fluência neutrônica. Neste trabalho o intervalo computado foi de $1,0 \times 10^{-9}$ MeV a 10 MeV.

A taxa de fluência, ou fluxo neutrônico (ϕ), é a razão entre a fluência e o tempo e é geralmente medida em $n.cm^{-2}.s^{-1}$, calculada multiplicando-se a fluência por um fator f (DALLE, 2005), dado na Eq. 1.

$$f(s^{-1}) = \frac{v \times P \times 10^6 (\frac{W}{MW})}{1,602 \times 10^{-13} (\frac{J}{MeV}) \times k_{eff} \times Q} \tag{1}$$

Onde:

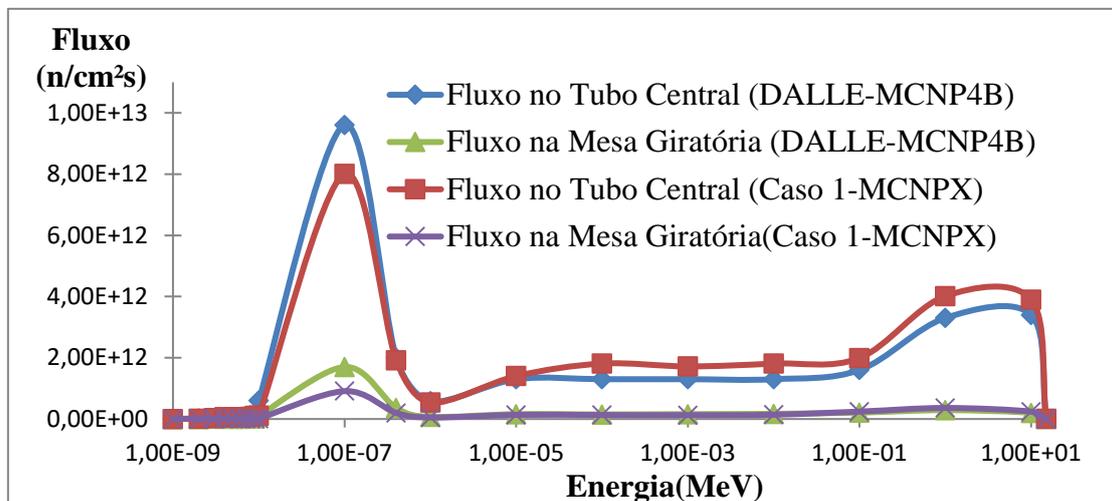
$P=0,250$ MW → potência nominal do reator;

$v=2,437$ → número médio de nêutrons por fissão;

$k_{eff}=1,01864$ → fator K efetivo;

$Q=200,06$ MeV → energia média recuperável por fissão (DALLE, 2005).

Figura 6: Validação da Distribuição Espectral de Fluxo Neutrônico no Tubo Central e na Mesa Giratória (para Potência igual a 250kW)



Nos resultados apresentados na Figura 6, verificam-se semelhanças no perfil da distribuição do fluxo neutrônico no tubo central, no qual há um pico que coincide para os dois modelos a uma energia de nêutrons de $1,00E-07$ MeV, com erro relativo de 16,6% entre eles. Em seguida há um patamar entre as energias de $1,00E-5$ e $1,00E-1$ MeV e então um segundo pico de fluxo neutrônico para nêutrons de $1,00E+1$ MeV com erro relativo de 14,6%. Similarmente, há um pico de

fluxo na mesa central para nêutrons de $1,00E-07$ MeV, a partir do qual existe um patamar para os outros espectros energéticos de nêutrons.

Os valores de correlação e de R^2 foram usados como critério de concordância da reprodutibilidade dos resultados entre o modelo de DALLE (2005), desenvolvido com o MCNP4B, e o desenvolvido neste trabalho, com o MCNPX. A tabela 1 apresenta os valores de correlação e de R^2 cujos valores próximos de 1 indicam a validação conseguida entre os modelos. Portanto, tais resultados validam o modelo para a segunda etapa do estudo.

Tabela 1: Estudo de correlação e de R^2 entre o Caso 1 e DALLE (2005)

Variáveis	Comparativo entre as curvas dos dois modelos	
	Tubo central	Mesa giratória
Correlação	0,979040382	0,959724757
R^2	0,958520069	0,921071609

DALLE (2005) também realizou um estudo quanto ao fluxo de nêutrons termalizados à temperatura da água, 300K, e computaram percentualmente quanto o fluxo neutrônico térmico representa do fluxo neutrônico total em cada região. Este valor percentual foi calculado considerando o fluxo de nêutrons com energias abaixo de $4,00E-7$ MeV:

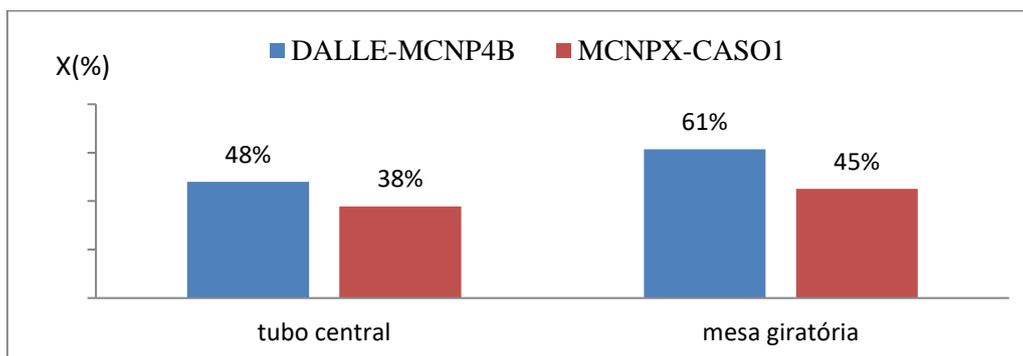
$$X = \frac{\sum_{i=1,00E-9}^{4,00E-7} \varphi_i}{\sum_{i=1,00E-9}^{1,00E+1} \varphi_i} \quad (2)$$

Onde:

φ_i : fluxo neutrônico do grupo discreto de energia i .

Na Figura 7, verifica-se, também para propósito de validação, uma comparação gráfica entre os dados de DALLE (2005) e o Caso 1.

Figura 7: Estudo da relação Fluxo Neutrônico Térmico ($<0,4eV$) e Fluxo Total



Conforme demonstrado na figura, no modelo executado por DALLE (2005), 48% dos nêutrons rápidos que surgem no tubo central se tornam térmicos na simulação, enquanto que com o modelo desenvolvido com o MCNPX 38% dos nêutrons são termalizados, resultando num erro relativo de 20,83%. Na mesa giratória, no modelo de DALLE (2005) houve uma termalização de 61%, enquanto que no MCNPX obteve-se 45%, gerando um erro relativo de 26,23%. Tais valores de erros relativos, assim como as variações relativas entre modelos desenvolvidas a seguir, foram calculados conforme a notória equação a seguir:

$$\Delta_{\%} = \left(\frac{\varphi_2 - \varphi_1}{\varphi_1} \right) \cdot 100\% \quad (3)$$

Onde:

φ_1 : fluxo neutrônico na primeira situação (modelo com a qual se faz a comparação);

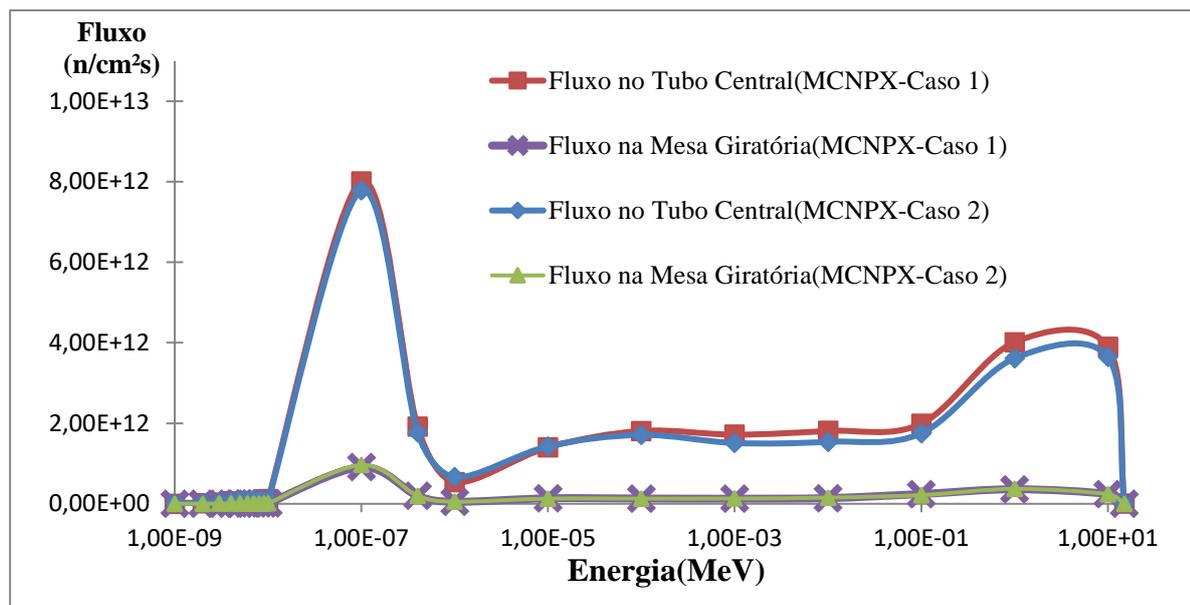
φ_2 : fluxo neutrônico na segunda situação (modelo a ser comparado);

$\Delta_{\%}$: variação relativa percentual.

Em ambos os casos, houve melhor termalização na mesa giratória do que no tubo central. A maior diferença observada na mesa giratória se deve principalmente a detalhes da heterogeneidade do núcleo e de problemas de falta de dados geométricos, pois os 40 canais presentes originalmente na mesa giratória não foram modelados.

Na situação idealizada, o Caso 2, em que as três varetas se encontram totalmente fora do núcleo, foi quantificada a variação do fluxo neutrônico. Quando comparado com o Caso 1, pôde-se verificar o aumento de fluxo neutrônico apresentado graficamente na Figura 8.

Figura 8: Distribuição Espectral de Fluxo Neutrônico no Tubo Central e na Mesa Giratória (para Potência igual a 250kW)



O MCNPX apresentou valores discrepantes, mas praticamente imperceptíveis na visualização, no estudo do fluxo neutrônico nos extremos do espectro. Desta forma, foi desconsiderado o valor de fluxo à energia de 1,00E-9 MeV e foi verificada uma média das variações percentuais de fluxo neutrônico (Eq. 4) entre os Casos 1 e 2. Obteve-se um aumento médio de 7% no Tubo Central e de 5% na Mesa Giratória para a situação em que as três varetas são ejetadas, conforme a seguinte equação:

$$\Delta_{m\acute{e}dia\%} = \frac{1}{n} \cdot \sum_{i=2,00E-9}^{1,00E+1} \left(\frac{\varphi_{caso2_i} - \varphi_{caso1_i}}{\varphi_{caso1_i}} \right) \cdot 100\% \quad (4)$$

Onde:

φ_{caso1_i} : fluxo neutrônico a uma energia discreta i do caso 1;

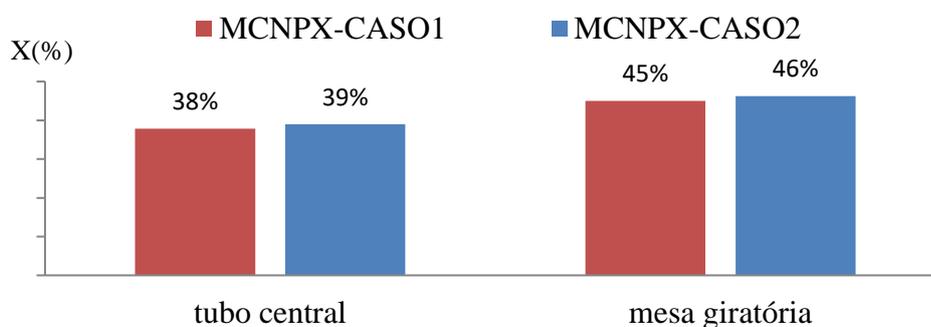
φ_{caso2i} : fluxo neutrônico a uma energia discreta i do caso 2;

n : número de classes discretas de energia (de $2,00E-9$ MeV a $1,00E+1$ MeV foram 19);

$\Delta_{média}\%$: variação relativa percentual média.

Por último, é apresentada a comparação do percentual de fluxo de nêutrons térmicos entre os Casos 1 e 2, conforme a Figura 9. Com a retirada total das varetas, obteve-se um aumento relativo de nêutrons térmicos de 2,63% no tubo central e 2,22% na mesa giratória.

Figura 9: Estudo da relação Fluxo Neutrônico Térmico ($<0,4eV$) e Fluxo Total



4. CONCLUSÕES

Através do MCNPX e do VISED foi possível criar um modelo computacional do reator IPR-R1, cujo propósito de validação foi satisfatório quando comparado com o fluxo neutrônico obtido em DALLE (2005) na condição em que duas das três varetas de controle são ejetadas. Foi simulada uma situação idealizada em que três varetas são ejetadas, o que representou um aumento médio de 7% e 5% de fluxo neutrônico nos dispositivos de irradiação, tubo central e mesa giratória, respectivamente. Esta retirada das varetas, conforme os resultados mostram, também aumentou a termalização dos nêutrons em 2,63% no tubo central e em 2,22% na mesa giratória. Como futura implementação, será realizado com o modelo simulado no MCNPX um estudo mais detalhado do fluxo neutrônico e da criticalidade no IPR-R1 em função do decaimento dos seus combustíveis ao longo de sua operação.

REFERÊNCIAS

- DALLE, H. M. **Simulação do Reator TRIGA IPR-R1 utilizando métodos de transporte de Monte Carlo**. Campinas, 2005. 168 f. Tese (Doutorado em Engenharia Química) – Curso de Pós-Graduação da Faculdade de Engenharia Química da Universidade Estadual de Campinas.
- HENDRICKS, J. S. et al. **MCNPX, VERSION 26E**. Los Alamos National Laboratory, [S.l]. 2007.
- MESQUITA, A. Z. et al. **Experimental Investigation of Thermal Hydraulics in the IPR-R1 TRIGA Nuclear Reactor, Nuclear Reactors**. [S.l]: InTech, 2012. 350 p. ISBN 978-953-51-0018-8.
- NIST-National Institute of Standards and Technology. STAR DATABASES. Disponível em: <<http://physics.nist.gov/cgi-bin/Star/compos.pl?matno=144>>. Data de acesso: 8 Set. 2015.
- SCHWARTZ, R. et al. Graphical User Interface for High Energy Multi-Particle Transport: Final Report November 30th 2008. Disponível em: <http://www.mcnpvised.com/Downloads/mcnp_x_conversion_final_website.pdf>. Data de acesso: 10 Out. 2015
- TRELLUE, H. R.; POSTON, D. I. **USER'S MANUAL, VERSION 2.0 FOR MONTEBURNS, VERSION 5B**. [S.l]: Los Alamos National Laboratory. 1999.
- ZANGIROLAMI, D. M. **Fluxo Neutrônico a 100kW nos Terminais de Irradiação do Reator TRIGA IPR-R1**. Belo Horizonte, 2009. 99f. Dissertação (Mestrado em Engenharia Nuclear) – Curso de Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares da Universidade Federal de Minas Gerais.