



SIMULAÇÃO MONTE CARLO DA RESPOSTA DE UM MONITOR INDIVIDUAL
DE NÊUTRONS TIPO ALBEDO

Bruno Mendes Freitas

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: Ademir Xavier da Silva

Claudia Lúcia de Pinho Maurício

Rio de Janeiro

Agosto de 2018

SIMULAÇÃO MONTE CARLO DA RESPOSTA DE UM MONITOR INDIVIDUAL
DE NÊUTRONS TIPO ALBEDO

Bruno Mendes Freitas

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

Examinada por:

Prof. Ademir Xavier da Silva, D.Sc.

Dra. Cláudia Lúcia de Pinho Maurício, D.Sc.

Prof. Delson Braz, D.Sc.

Dra. Karla Cristina de Souza Patrão, D.Sc.

Dr. Luiz Antonio Ribeiro da Rosa, D.Sc.

Dr. Denison de Souza Santos, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL

AGOSTO DE 2018

Freitas, Bruno Mendes

Simulação Monte Carlo da resposta de um monitor individual de nêutrons tipo albedo / Bruno Mendes Freitas. – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2018

XVIII, 79 p.: il.; 29,7cm

Orientadores: Ademir Xavier da Silva

Cláudia Lúcia de Pinho Maurício

Tese (doutorado) – UFRJ/COPPE/Programa de Engenharia Nuclear, 2018.

Referência Bibliográfica: p. 80-87

1. Radioproteção. 2. Monitoração individual de nêutrons. 3. Dosímetro de albedo. 4. MCNPX. I. Silva, Ademir Xavier da. II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear. III. Título.

*“A vida é breve, a arte é longa, a ocasião é fugidia,
a experiência enganosa, o julgamento difícil”*

Hipócrates

DEDICATÓRIA

Ao meu eterno amigo Adolpho Vieira Ewald, (*in memoriam*). Tenho certeza que todos sentem muito sua falta. Quando penso no Adolpho, lembro que “As pessoas boas devem amar seus inimigos”. Saudades!

AGRADECIMENTOS

À orientadora, professora e amiga, Dra. Cláudia Lúcia de Pinho Maurício, pela amizade e dedicação que me guiou desde a iniciação científica até o final do doutorado. Ela sempre foi uma inspiração para mim e para todos seus alunos. Muito obrigado!

Ao Prof. Ademir Xavier da Silva, pela orientação, ajuda e incentivo. Por ter me recebido de braços abertos no PEN. Agradeço as proveitosas discussões. Obrigado!

Ao IRD, seus professores e funcionários, que me receberam por tantos anos, entre minha iniciação científica até o doutorado. Mesmo não sendo mais aluno oficial do programa de pós-graduação, sempre me senti muito querido.

Ao Laboratório de Nêutrons e seus pesquisadores Karla, Walsan e Evaldo, por sempre me apoiarem e me ajudarem.

Ao Laboratório de Dosimetria Termoluminescente e seus técnicos Rosângela e Sérgio, por sempre estarem dispostos a me ajudar.

Aos amigos Rosane, Max, Pedro, Denison e Everton, pelas divertidas e proveitosas reuniões. Em especial, agradeço ao Prof. Denison e seu caderno vermelho, que nos guiou nas reuniões.

Ao PEN, seus professores e funcionários, pela dedicação com que cuidam dos alunos e ajudam em suas carreiras e sonhos. Em especial, agradeço aos funcionários da secretaria, Lili, Jô e Washington.

Aos meus pais, Ana Zélia Mendes e Francisco das Chagas Freitas, por sempre me apoiarem e acreditarem na minha capacidade. Ao meu irmão e melhor amigo, Filipe Mendes Freitas, por sempre acreditar no meu potencial.

À minha mulher Alice Lacerda Rocha, que é meu último romance, por entender a importância do doutorado na minha vida, por sempre ouvir minhas frustrações e sempre me animar. Sem o seu amor eu jamais teria conseguido.

Aos meus colegas de doutorado, Célio e Zé. E a minha grande amiga Gabriella Montezano, por ter me convencido a prestar a prova para o doutorado no PEN. Tenho uma grande admiração por ela.

Por fim, a todos que direta ou indiretamente contribuíram para a realização deste trabalho e na minha formação acadêmica, desde a graduação em Física Médica na UFRJ até aqui.

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

SIMULAÇÃO MONTE CARLO DA RESPOSTA DE UM MONITOR INDIVIDUAL DE NÊUTRONS TIPO ALBEDO

Bruno Mendes Freitas

Agosto/2018

Orientadores: Ademir Xavier da Silva

Claudia Lúcia de Pinho Maurício

Programa: Engenharia Nuclear

Para uma adequada avaliação da dose ocupacional devido à nêutrons, com o uso de monitores individuais, são necessárias calibrações caras, demoradas e até mesmo inviáveis, em algumas situações. O objetivo deste trabalho foi simular e estudar a resposta de um monitor individual de nêutrons tipo albedo, visando contribuir para um melhor desempenho deste dosímetro na avaliação da dose ocupacional. O monitor individual foi modelado no código MCNPX e foram realizados cálculos da resposta em $H_P(10)$ para diversos espectros padrões de nêutrons, além de espectros encontrados em instalações reais. Diferentes metodologias do cálculo da resposta dos TLD 600 e 700 a nêutrons foram realizadas. Resultados obtidos pela simulação foram comparados com resultados experimentais apresentando concordância melhor que 90%. Os resultados obtidos em espectros de instalações reais foram separados em diferentes áreas e equações para o cálculo do fator de calibração a partir da razão entre as leituras de nêutrons incidentes e nêutrons de albedo foram desenvolvidas e testadas. Portanto, a simulação desenvolvida neste trabalho propiciou uma análise da resposta deste monitor individual em diversos espectros de nêutrons e foram obtidos dados que auxiliarão numa melhor avaliação da dose ocupacional com este monitor, preenchendo uma lacuna existente.

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

MONTE CARLO SIMULATION OF THE RESPONSE OF A ALBEDO TYPE
NEUTRON INDIVIDUAL MONITOR

Bruno Mendes Freitas

August/2018

Advisors: Ademir Xavier da Silva

Claudia Lúcia de Pinho Maurício

Department: Nuclear Engineering

For a proper evaluation of the occupational neutrons dose, using individual monitors, expensive, time-consuming and even unviable calibrations are required. The work intended to simulate and study the response of an albedo neutron dosimeter, aiming to contribute to a better performance in the evaluation of the occupational dose. The dosimeter was modeled using the MCNPX Monte Carlo code and the calculation of the $H_p(10)$ response was carried out for several standard and workplace neutron spectra. Different methodologies were applied to the calculate the TLD responses. The results obtained through simulation were compared with experimental results showing agreement better than 90%. The results obtained in workplace neutron spectra were classified and equations were adjusted for the calculate the dosimeter response using the incident and albedo reading ratio. Therefore, the simulation developed in this work provided a wide analysis of the response of IRD dosimeter in several spectra. In addition, the obtained data will aid in a better evaluation of the occupational dose with this dosimeter, filling an existing gap.

SUMÁRIO

LISTA DE FIGURAS	xii
LISTA DE TABELAS	xvii
Capítulo 1 INTRODUÇÃO.....	1
1.1 Motivação.....	2
1.2 Objetivos	3
Capítulo 2 FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA.....	5
2.1 Grandezas e unidades	5
2.1.1 Fluência	5
2.1.2 Dose absorvida	5
2.1.3 Equivalente de dose individual	6
2.2 Dosimetria de albedo.....	7
2.2.1 Dosímetro de Albedo oficial da Alemanha	9
2.2.1.1 Dosímetro de Albedo ALNOR.....	13
2.2.2 Dosímetro de Albedo do IRD.....	14
2.2.3 Detectores Termoluminescentes e emprego na dosimetria de nêutrons....	15
2.3 O código MCNP	17
2.3.1 Registros das grandezas calculadas pelo MCNP.....	19
2.3.2 Tratamento de Nêutrons Térmicos no MCNP	20
2.4 Simulações das Respostas dos TLD 600 e TLD 700	21
2.5 Simulações de respostas de albedos	23
2.6 Intercomparação <i>QUADOS</i>	28
2.6.1 Descrição do problema P4.....	29
2.6.2 Tarefas para os participantes do problema P4	31
2.6.3 Solução de normalização do problema P4	31
Capítulo 3 MATERIAIS E MÉTODOS	34

3.1	Modelagem do problema P4 da intercomparação <i>QUADOS</i>	34
3.2	Modelagem do dosímetro de albedo do IRD.....	35
3.2.1	Resposta em feixes monoenergéticos.....	37
3.2.2	Resposta em espectros das áreas N1, N2 e N3.....	38
3.3	Modelagem do dosímetro de albedo ALNOR.....	43
3.4	Irradiações dos dosímetros de albedo.....	44
3.4.1	Irradiações no LBE/LN	45
3.4.2	Características dos espectros experimentais	47
3.5	Preparação e avaliação dos dosímetros no LDT/IRD	48
3.5.1	Tratamentos térmicos e leituras dos TLD	48
3.5.2	Seleção e calibração do lote de TLD	50
3.5.3	Cálculo da dose de nêutrons.....	50
3.5.4	Cálculo da incerteza do tipo A	51
3.5.5	Cálculo do Limite Inferior de Detecção (LID).....	52
3.6	Validação da simulação dos dosímetros de albedo do IRD e ALNOR	52
3.7	Ajuste de equações para cálculo teórico do <i>FCL</i> do dosímetro de albedo do IRD em espectros de nêutrons das áreas N1, N2 e N3	53
Capítulo 4	RESULTADOS E DISCUSSÕES	55
4.1	Resultados do problema P4 da intercomparação <i>QUADOS</i>	55
4.2	Espectros moderados de ²⁴¹ Am–Be obtidos pela simulação.	58
4.3	Resposta do dosímetro de albedo do IRD em feixes monoenergéticos, calculada pela simulação	59
4.4	Validação da simulação do dosímetro de albedo do IRD, com resultados experimentais	63
4.5	Resultados do dosímetro de albedo do IRD para espectros da área N1	66
4.5.1	Comparação dos <i>FCL</i> teóricos e experimentais, para espectros da área N1	67
4.6	Resultados do albedo do IRD para espectros da área N2.....	68

4.7	Resultados do albedo do IRD para espectros da área N3	70
4.7.1	Comparação dos FCL teóricos e experimentais, para espectros da área N3	72
4.8	Resultados do dosímetro de albedo ALNOR	74
4.8.1	Resposta do dosímetro ALNOR em feixes monoenergéticos comparada com a resposta do dosímetro de albedo do IRD.....	74
4.8.2	Limite Inferior de Detecção do dosímetro de albedo ALNOR comparado com o do dosímetro de albedo do IRD	75
4.9	Discussão sobre a utilização da razão i/a e cálculo do FCL teórico para o dosímetro do IRD.....	76
Capítulo 5	CONCLUSÕES	78
	REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	80
	ANEXO A – COEFICIENTES DE CONVERSÃO	88
	ANEXO B – ESPECTROS DE NÊUTRONS.....	89
	APÊNDICE A – EXEMPLO DE ARQUIVO DE ENTRADA DO CÓDIGO MCNPX PARA SIMULAÇÃO DA RESPOSTA DO DOSÍMETRO DE ALBEDO DO IRD	92
	APÊNDICE B – PRODUÇÃO CIENTÍFICA RELACIONADA A ESTE TRABALHO	95

LISTA DE FIGURAS

Figura 1: Esquema de tipos de albedo, variando o tipo de blindagem, moderador e número de pares de TLD utilizados (PIESCH, 1977).	8
Figura 2: Resposta relativa do dosímetro de albedo em função da energia dos nêutrons incidentes (PIESCH, 1977).....	9
Figura 3: Dosímetro de albedo oficial da Alemanha. Da esquerda para a direita são apresentados os sistemas Panasonic, Harshaw, Vinten e ALNOR (ADTECH, 2018). ..	10
Figura 4: Fator de calibração dos dosímetros de albedo oficiais da Alemanha em função da razão i/a , para as diferentes áreas da monitoração individual de nêutrons (LUSZIK-BHADRA <i>et al.</i> , 2014).	11
Figura 5: Resposta do dosímetro de albedo ALNOR em função da razão i/a , para espectro das áreas N1, N2, N3 e N4 (PANG <i>et al.</i> , 2016).	12
Figura 6: Dosímetro de albedo ALNOR. 1 – Suporte do dosímetro (frente); 2 – Janela para nêutrons incidentes; 3 – Cartão dos TLD; 4 – Par de TLD para nêutrons incidentes; 5 – par de TLD para nêutrons de albedo; 6 – suporte para o cartão TL; 7 – Janela para nêutrons de albedo e 8 – Suporte do dosímetro (traseira).	13
Figura 7: Modelo usando o dosímetro de albedo do IRD (MARTINS, 2008)	14
Figura 8: Corte transversal do dosímetro de albedo do IRD (MARTINS, 2008).....	14
Figura 9: Dosímetro de albedo do IRD em vista explodida: 3 – Reentrância; 4 – Pino de encaixe na rosca da tampa; 9 – Rosca para fechamento da tampa e 10 – Cinto ajustável (MARTINS, 2008).....	15
Figura 10: Curvas TL dos TLD 600 e TLD 700 para uma irradiação em campo misto de nêutrons e gama (FURUTA e TANAKA, 1972).....	17
Figura 11: Seções de choque totais dos isótopos ${}^6\text{Li}$ e ${}^7\text{Li}$ e seção de choque da reação ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$ (KAERI, 2017).	22
Figura 12: Respostas do TLD 600 (${}^6\text{LiF}$) e TLD 700 (${}^7\text{LiF}$) para nêutrons (FURUTA e TANAKA, 1972).	23
Figura 13: Resposta simulada de um dosímetro de albedo, com código MORSE (×) comparada com a resposta medida experimentalmente (o), em função da energia dos nêutrons incidentes (MANFREDOTTI <i>et al.</i> , 1993).....	24
Figura 14: Resposta angular do dosímetro Panasonic UD809, simulada com o uso do código de Monte Carlo MCNP (▲) e medida experimentalmente (□) (VEINOT e HERTEL, 2001).....	25

Figura 15: Resposta em $H_p(10)$ do dosímetro de albedo da Harshaw em função da energia dos nêutrons incidentes (VEINOT e HERTEL, 2005).	25
Figura 16: Resposta em fluência do dosímetro Panasonic UD803AS, calculada com MCNP (■) e medida experimentalmente (■) (JONES <i>et al.</i> , 2008).	26
Figura 17: Dependência angular do PADC calculada com MCNP-4C e medida experimental, normalizada para resposta à 0°. Fonte de $^{241}\text{AmBe}$ (BEDOGNI <i>et al.</i> , 2009).	27
Figura 18: Dependência energética do albedo PADC, calculada com MCNP-4C (BEDOGNI <i>et al.</i> , 2009).	27
Figura 19: Resposta do dosímetro de albedo ALNOR em função da razão i/a , para espectros de armazenamento de combustível nuclear (PANG <i>et al.</i> , 2016).	28
Figura 20: Esquema do dosímetro de albedo do problema P4 da intercomparação QUADOS. Os discos de Al são retratados como linhas pontilhadas porque eles estão a 0,4 cm abaixo da superfície do suporte (adaptado de TANNER, 2002).	30
Figura 21: Esquema da vista lateral do albedo posicionado sobre a face frontal do simulador de tronco da ISO (adaptado de TANNER, 2002).	30
Figura 22: Resposta a nêutrons da solução de normalização do problema P4 da intercomparação QUADOS (LEE, 2005).	32
Figura 23: Resposta a fótons da solução de normalização do problema P4 da intercomparação QUADOS (LEE, 2005).	32
Figura 24: Fração da resposta da solução de normalização do problema P4 da intercomparação QUADOS devido ao retroespalhamento de nêutrons (LEE, 2005).	33
Figura 25: Fração da resposta da solução de normalização do problema P4 da intercomparação QUADOS devido ao retroespalhamento de fótons (LEE, 2005).	33
Figura 26: Visualização da geometria do albedo da intercomparação QUADOS construído no MCNPX. Vista frontal (a) e traseira (b) do dosímetro fechado; (c) Perspectiva frontal do cartão interno, mostrando os filtros de Al e os TLD.	35
Figura 27 Visualização da geometria do dosímetro de albedo do IRD construído no MCNPX. (a) Dosímetro de albedo do IRD fechado; (b) Base do suporte do albedo; (c) Blindagem, corpo moderador e TLD600 e TLD700; (d) Tampa do suporte do albedo e TLD.	37
Figura 28: Visualização do dosímetro de albedo do IRD posicionado sobre o simulador de tronco da ISO.	37

Figura 29: Geometria da simulação da irradiação do dosímetro de albedo do IRD em espectros moderados de $^{241}\text{Am-Be}$	39
Figura 30: Visualização da modelagem do dosímetro de albedo ALNOR posicionado sobre o simulador de tronco da ISO.	44
Figura 31: Desenho esquemático do LBE e do arranjo experimental para irradiações..	46
Figura 32: Irradiação dos dosímetros de albedo do IRD no LBE.	46
Figura 33: Cilindros de parafina (esquerda) e silicone (direita), usados na moderação de espectros de $^{241}\text{Am-Be}$	46
Figura 34: Arranjo experimental da irradiação dos albedos do IRD em espectro de $^{241}\text{Am-Be}$ moderado por parafina.	47
Figura 35: Forno PTW/TLDO utilizado nos tratamentos térmicos.	49
Figura 36: Leitor TL modelo Harshaw 3500.	49
Figura 37: Curva TL, curva de aquecimento e leitura TL.	49
Figura 38: Comparação das respostas a nêutrons do problema P4 da intercomparação <i>QUADOS</i>	55
Figura 39: Comparação das respostas a fótons do problema P4 da intercomparação <i>QUADOS</i>	56
Figura 40: Fração da resposta a nêutrons devido ao retroespalhamento no simulador de tronco da ISO.	57
Figura 41: Fração da resposta a fótons devido ao retroespalhamento no simulador de tronco da ISO.	57
Figura 42: Espectros de $^{241}\text{Am-Be}$ moderados com C e H_2O	58
Figura 43: Espectros de $^{241}\text{Am-Be}$ moderados com Parafina.	58
Figura 44: Espectros de $^{241}\text{Am-Be}$ moderados com PE.	59
Figura 45: Leitura dos TLD da componente de albedo do dosímetro do IRD e sua resposta de albedo (a), para feixes de nêutrons monoenergéticos.	60
Figura 46: Resposta em $H_P(10)$ do dosímetro de albedo do IRD, calculada com MCNPX para nêutrons monoenergéticos.	61
Figura 47: Leitura dos TLD da componente incidente do dosímetro do IRD e sua resposta incidente (i), para feixes de nêutrons monoenergéticos.	62
Figura 48: Razão i/a do dosímetro de albedo do IRD para feixes de nêutrons monoenergéticos.	63

Figura 49: Comparação dos <i>FCL</i> experimentais e simulados do dosímetro de albedo do IRD.	64
Figura 50: Comparação das razões <i>i/a</i> experimentais e simuladas do dosímetro de albedo do IRD.	65
Figura 51: Resultados simulados e equação ajustada (linha tracejada) para cálculo teórico do <i>FCL</i> nos espectros de nêutrons da área N1.	67
Figura 52: Dados experimentais e equação ajustada (linha tracejada) para cálculo do <i>FCL</i> teórico nos espectros de nêutrons da área N1.	68
Figura 53: Resultados simulados e equação ajustada (linha tracejada) para cálculo teórico do <i>FCL</i> nos espectros de nêutrons da área N2.	70
Figura 54: Resultados simulados e equação ajustada (linha tracejada) para cálculo teórico do <i>FCL</i> nos espectros de nêutrons da área N3.	72
Figura 55: Dados experimentais e equação para cálculo do <i>FCL</i> teórico nos espectros de nêutrons da área N3.	73
Figura 56: Resposta em $H_p(10)$ dos dosímetros de albedo do IRD e ALNOR, calculada com MCNPX para nêutrons monoenergéticos.	75
Figura 57: Espectro da fonte $^{252}\text{Cf}(\text{D}_2\text{O})$ (ABNT NBR ISO, 2011) e espectro da fonte $^{252}\text{Cf}(\text{D}_2\text{O})$ atrás de um cone de sombra (IAEA, 2001).	89
Figura 58: Espectros de reator PWR (<i>CZECH</i> 1, 2, e 3), medidos em diferentes posições (IAEA, 2001).	89
Figura 59: Espectros de acelerador médico (Microton 1, 2, e 3), medidos em diferentes posições (IAEA, 2001).	89
Figura 60: Espectros de reator PWR (<i>WOLF CREEK</i> 1, 2, 3 e 4), medidos em diferentes posições (IAEA, 2001).	89
Figura 61: Espectro de reator PWR (<i>CP</i> 1) (IAEA, 2001).	89
Figura 62: Espectros de barril de transporte de combustível nuclear, medidos em diferentes posições (IAEA, 2001).	89
Figura 63: Espectros de reprocessamento de Pu, medidos em diferentes posições (IAEA, 2001).	90
Figura 64: Espectros de combustível nuclear (MOX e TN12) (IAEA, 2001).	90
Figura 65: Espectros do reator de pesquisa Silene (IAEA, 2001).	90
Figura 66: Espectro da fonte ^{252}Cf atrás de um cone de sombra (IAEA, 2001).	90
Figura 67: Espectro de armazenamento de combustível nuclear (IAEA, 2001).	90

Figura 68: Espectros de ^{252}Cf e $^{252}\text{Cf}+\text{PE}$ (ABNT NBR ISO, 2001, IAEA, 2001).....	90
Figura 69: Espectros de ^{252}Cf moderados com PE e/ou Fe (IAEA, 2001).....	91
Figura 70: Espectros de $^{238}\text{Pu}-\text{Be}$ e $^{238}\text{Pu}-\text{Be}(\text{H}_2\text{O})$ (FREITAS <i>et al.</i> , 2015b, IAEA, 2001).....	91
Figura 71: Espectros de $^{238}\text{Pu}-\text{Be}$ (d=2 e 3 m) (IAEA, 2001).....	91
Figura 72: Espectros de $^{238}\text{Pu}-\text{Be} + \text{PE}$ (d=1 e 2 m) (IAEA, 2001).....	91
Figura 73: Espectros de $^{241}\text{Am}-\text{Be}$, $^{241}\text{Am}-\text{B}$, $^{241}\text{Am}-\text{Be}+\text{Silicone}$ e $^{241}\text{Am}-\text{Be}+\text{Parafina}$ (ABNT NBR ISO, 2011, FREITAS <i>et al.</i> , 2015a).....	91

LISTA DE TABELAS

Tabela 1: Classificação de áreas da monitoração individual de nêutrons para dosímetros oficiais da Alemanha e espectros de referências para calibração.	11
Tabela 2: Fator de calibração do dosímetro de albedo oficial da Alemanha em função da razão i/a para as diferentes áreas da monitoração individual de nêutrons, como mostrado na Figura 4.	12
Tabela 3: Descrições e dimensões dos componentes do dosímetro de albedo do IRD ..	15
Tabela 4: Reações entre nêutrons e os átomos constituintes dos TLD 600 e TLD 700 (TANAKA e FURUTA, 1977).	22
Tabela 5: Composição isotópica e densidades do dosímetro de albedo do problema P4 da intercomparação <i>QUADOS</i>	31
Tabela 6: Composição isotópica (em fração de peso) e densidades dos materiais dos componentes do dosímetro de albedo do IRD e do simulador de tronco da ISO.	36
Tabela 7: Descrição dos espectros da área N1.	40
Tabela 8: Descrição dos espectros da área N2.	41
Tabela 9: Descrição dos espectros da área N3.	42
Tabela 10: Características dos espectros utilizados nas irradiações dos dosímetros de albedo do IRD.	47
Tabela 11: Tratamentos térmicos empregues nos TLD.	48
Tabela 12: Comparação dos <i>FCL</i> obtidas experimentalmente e pela simulação, para o dosímetro de albedo do IRD.	64
Tabela 13: Comparação entre os valores da razão i/a obtidos experimentalmente e pela simulação.	65
Tabela 14: Resultados do albedo do IRD para espectros da área N1, obtidos pela simulação.	66
Tabela 15: Comparação entre os <i>FCL</i> experimentais e teóricos (obtidos pela Equação 17), para espectros da área N1.	68
Tabela 16: Resultados do albedo do IRD para espectros da área N2, obtidos pela simulação.	69
Tabela 17: Resultados do albedo do IRD para espectros da área N3, obtidos pela simulação.	71
Tabela 18: Comparação entre os <i>FCL</i> experimentais e teóricos (obtidos pela Equação 19), para espectros da área N3.	73

Tabela 19: Comparação dos <i>FCL</i> obtidas experimentalmente e pela simulação, para o dosímetro de albedo ALNOR.	74
Tabela 20: Limite inferior de detecção (LID) dos dosímetros de albedo do IRD e o ALNOR, para espectros de ²⁴¹ Am–Be moderados.	76
Tabela 21: Coeficientes de conversão de fluência para equivalente de dose individual $h_{p,slab,\Phi}(10,0^\circ)$, para nêutrons monoenergéticos perpendicularmente incidentes sobre o simulador de tronco (slab) de tecido da ICRU (ABNT NBR ISO, 2013b).	88

Capítulo 1

INTRODUÇÃO

Nêutrons são partículas que possuem carga elétrica nula e por isto não sofrem interações coulombianas, interagindo diretamente com o núcleo dos átomos. Para serem observados, os nêutrons devem produzir algum tipo de radiação secundária em sua interação. As interações dos nêutrons com a matéria são quantificadas através de probabilidades, conhecidas como seções de choque. A seção de choque varia bruscamente com a energia dos nêutrons e com a composição isotópica do material com que os nêutrons estão interagindo. Assim, para um dado material, a probabilidade de interação com nêutrons de uma determinada faixa de energia pode ser muito alta, enquanto para nêutrons de outra faixa de energia pode ser praticamente desprezível. Tendo isto em vista, não existe um material que seja um bom detector de nêutrons em todas as faixas de energia dos nêutrons, ou seja, que não apresente uma alta dependência energética (LAMARSH, 1972).

O fato de a seção de choque variar bruscamente com a energia dos nêutrons, fez com que as técnicas de detecção de nêutrons fossem desenvolvidas separadamente para cada faixa de energia. Para as faixas de baixa e alta energia, existem vários materiais que possuem alta seção de choque, fazendo com que suas detecções sejam mais fáceis (KNOLL, 1989). Desse modo, a dosimetria individual de nêutrons evoluiu basicamente utilizando materiais que são bons detectores de nêutrons de baixa ou alta energia.

Desde a década de 70, os dosímetros de albedo já eram empregados na monitoração individual de nêutrons em muitas instituições pelo mundo (HANKINS, 1973). Atualmente é a principal técnica mundialmente utilizada para a monitoração individual de nêutrons. E o dosímetro conhecido como dosímetro de albedo oficial da Alemanha é um dos mais utilizados, devido a sua simplicidade operacional e por ser comercializado por diferentes empresas fornecedoras de sistemas de monitoração individual termoluminescentes (CHEVALLIER *et al.*, 2016).

Em geral, os dosímetros de albedo apresentam uma boa resposta para nêutrons com energia até 10 keV, acima desta energia a resposta cai drasticamente (PIESCH e BURGHARDT, 1985). O principal problema na avaliação da dose de nêutrons com dosímetros individuais é a calibração do sistema dosimétrico (PIESCH, 1982, GIBSON, 1988, LIU e SIMS, 1990, ALBERTS *et al.*, 1996, THOMAS *et al.*, 1999). A calibração

de qualquer instrumento de medição tem como objetivo a determinação de uma relação entre a leitura do dispositivo e o valor de referência da grandeza de interesse. No entanto, para nêutrons, a determinação deste valor não é simples, mesmo para campos padronizados de nêutrons (MCDONALD *et al.*, 2002). Muitas vezes as medições são demoradas e complexas. Além do espalhamento dos nêutrons nos materiais ao redor do arranjo experimental causar uma interferência no processo de medição (EISENHAUER, 1989, VANHAVERE *et al.*, 2001, SCHUHMACHER, 2004, ABNT NBR ISO, 2011, MIRZAJANI *et al.*, 2013, FREITAS *et al.*, 2014).

1.1 Motivação

No Brasil ainda existem muitos indivíduos ocupacionalmente expostos (IOE) a nêutrons que não são monitorados ou utilizam serviços estrangeiros de monitoração individual. Dentre estes indivíduos podemos citar: trabalhadores de reatores nucleares (de potência e de pesquisa); trabalhadores de aceleradores de partículas (médicos, industriais e de pesquisa); empregados da indústria do petróleo que utilizam medidores nucleares com fontes de $^{241}\text{Am-Be}$ para perfilagem de poços de petróleo e profissionais de laboratórios de calibração e pesquisa com nêutrons (MARTINS *et al.*, 1995).

Além disso, é previsto um aumento da necessidade de monitoração individual de nêutrons devido à retomada do Programa Nuclear Brasileiro, que inclui o projeto do submarino nuclear e a usina nuclear de angra 3. E também é previsto o funcionamento de novas instalações que fazem uso dos nêutrons, como por exemplo, à operação do reator multipropósito brasileiro, em desenvolvimento através da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) (NETO e FERREIRAS, 2017), e à montagem de um laboratório de calibração com nêutrons no Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN) (ALVARENGA *et al.*, 2017).

Algumas dessas práticas de trabalho envolvem a manipulação de fontes de nêutrons. Como por exemplo, trabalhadores das áreas de perfilagem de poços de petróleo e de laboratórios de calibração. Nessas práticas, os IOE são basicamente expostos a espectros de nêutrons provenientes de fontes de radionuclídeos, sem qualquer tipo de moderação. Visto que espectros provenientes de fontes de radionuclídeos possuem energia média da ordem de alguns MeV e que os dosímetros de albedo apresentam baixa resposta para espectros dessa faixa de energia, as medições das doses ocupacionais desses tipos de espectros são complicadas. Desse modo, os dosímetros de albedo, devido à baixa

sensibilidade, apresentam um alto valor do Limite Inferior de Detecção (LID) para exposições de trabalhadores que manipulam fontes de radionuclídeos. Como proposta para contornar este problema, no ano de 2008, no Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD), foi desenvolvido um novo dosímetro de albedo, que apresenta maior sensibilidade a nêutrons mais energéticos, quando comparado com dosímetros de albedo amplamente utilizados no mundo.

Este dosímetro de albedo encontra-se em uso desde de 2008. Entretanto, para uma melhor avaliação da dose ocupacional de nêutrons com este sistema, é necessário a obtenção da resposta do mesmo em espectros de nêutrons encontrados em diversas instalações. Por exemplo, calibrações em espectros de nêutrons de aceleradores, locais de armazenamento, reprocessamento e transporte de combustível nuclear, entre outros. Neste trabalho, este sistema de monitoração individual será chamado de dosímetro de albedo do IRD e é o objeto do presente estudo.

Para que estas doses ocupacionais sejam bem avaliadas, são necessárias calibrações caras, demoradas e até mesmo inviáveis, em algumas situações. Com isso, tem crescido cada vez mais a aplicação do método de Monte Carlo para a resolução de problemas na área de dosimetria de nêutrons (LEE, 2005). Desta forma, a possibilidade de poder inferir fatores de calibração, utilizando simulações de espectros de nêutrons em vez de medições experimentais é muito vantajosa e desejada.

1.2 Objetivos

Este trabalho tem como objetivo simular e estudar a resposta de um monitor individual de nêutrons tipo albedo, desenvolvido no trabalho de MARTINS (2008) e operado rotineiramente pelo Laboratório de Dosimetria Termoluminescente (LDT) da Divisão de Dosimetria (DIDOS) do IRD, visando contribuir para um melhor desempenho na avaliação da dose ocupacional com este sistema de monitoração individual. Este trabalho será desenvolvido nas seguintes etapas:

- ✓ Medição da resposta experimental do dosímetro de albedo do IRD em alguns espectros de nêutrons padrões e alguns espectros de nêutrons moderados;
- ✓ Modelagem desse dosímetro de albedo no código de Monte Carlo MCNPX;
- ✓ Utilização da modelagem desenvolvida em MCNPX para calcular a resposta desse dosímetro de albedo nos espectros medidos, comparando os resultados e validando a modelagem;

- ✓ Aplicação da modelagem desenvolvida em MCNPX para estudar a variação da resposta do dosímetro de albedo do IRD em espectros de nêutrons encontrados em diversas instalações;
- ✓ Breve comparação da sensibilidade do dosímetro de albedo do IRD em relação ao dosímetro de albedo ALNOR;
- ✓ Discussão sobre o uso da razão entre as leituras de nêutrons incidentes e nêutrons de albedo para o cálculo de respostas teóricas do dosímetro de albedo do IRD em alguns tipos de espectros de nêutrons.

Capítulo 2

FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA

2.1 Grandezas e unidades

2.1.1 Fluência

A essência da metrologia de nêutrons é a contagem de nêutrons. Seja a quantidade de nêutrons emitidos por uma fonte ou o número de nêutrons que cruzam uma área definida. Os campos de nêutrons são comumente padronizados na grandeza fluência (THOMAS *et al.*, 2011). A grandeza fluência, Φ , é definida como na Equação 1 (ICRP, 2007):

$$\Phi = \frac{dN}{da} \quad (1)$$

Onde:

dN – é o número de partículas que incidem numa esfera com seção transversal de área da .

Em modelagens matemáticas a fluência é alternativamente calculada em termos da soma dos comprimentos das trajetórias das partículas, dl , que passam através de uma esfera de volume infinitesimal, dV . Como mostrado na Equação 2 (ICRP, 2007):

$$\Phi = \frac{\sum dl}{dV} \quad (2)$$

2.1.2 Dose absorvida

A dose absorvida, D , é a grandeza básica de dose para a radioproteção e é usada para todos os tipos de radiação. É definida através da Equação 3 (ICRP, 2007):

$$D = \frac{d\bar{\epsilon}}{dm} \quad (3)$$

Onde:

$d\bar{\epsilon}$ – é a energia média depositada num volume infinitesimal de massa dm .

Esta grandeza é definida pontualmente e possui unidade de J.kg^{-1} , que é especialmente nomeada de gray (Gy). A dose absorvida é derivada a partir do valor médio da grandeza estocástica energia depositada (ICRP, 2007).

2.1.3 Equivalente de dose individual

As grandezas relacionadas à proteção do corpo humano não podem ser medidas na prática, então, algumas grandezas foram criadas. Essas são as grandezas operacionais. O equivalente de dose, H , é definido através da Equação 4 (ICRP, 2007):

$$H = D \times Q \quad (4)$$

Onde:

D – é a dose absorvida num ponto específico do tecido;

Q – é o fator de qualidade da radiação neste ponto.

A grandeza operacional usada na monitoração individual é o equivalente de dose individual, $H_p(d)$, o qual é o equivalente de dose no tecido da ICRU (*soft*) na profundidade d (em mm), em relação a um ponto específico no corpo humano. Este ponto normalmente é tomado como o ponto em que o dosímetro é utilizado. Na estimativa a dose efetiva é usada a profundidade d igual à 10 mm.

Nos processos de calibração, a partir da medição da fluência e do uso de coeficientes de conversão é possível calcular o $H_p(10)$, como mostrado na Equação 5:

$$H_p(10) = \Phi \times h_{p\Phi}(10) \quad (5)$$

Onde:

Φ – é a fluência;

$h_{p\Phi}(10)$ – é o coeficiente de conversão de fluência para $H_p(10)$.

Os valores de $h_{p\Phi}(10, E, 0^\circ)$ para feixes monoenergéticos podem ser obtidos na publicação ABNT NBR ISO 12789-1 (2013b) e são apresentados no ANEXO A, e os valores de $h_{p\Phi}(10, 0^\circ)$ para fontes de radionuclídeos emissores de nêutrons podem ser encontrados na publicação ABNT NBR ISO 8529-1 (2011).

O equivalente de dose individual é uma grandeza mensurável e os dosímetros são calibrados em termos desta grandeza. Esta grandeza é usada para estimar a dose efetiva na monitoração individual de corpo inteiro. Procedimentos de calibração de dosímetros individuais e espectros de referências podem ser encontrados no documento ABNT NBR ISO 8529-3 (2013a).

2.2 Dosimetria de albedo

Quando o corpo humano é exposto à um feixe de nêutrons, algumas dessas partículas que estão incidindo no corpo humano são retroespalhadas, criando um fluxo de nêutrons que emana do corpo. Estes nêutrons são chamados de nêutrons de albedo. Desde a década de 1960 esses nêutrons já eram utilizados para a avaliação de dose ocupacional, pois utilizando a medição desses nêutrons de albedo é possível estimar a dose devido aos nêutrons que originalmente incidiram no corpo humano (CHERESTES e DOZIMED, 2011). Um dosímetro individual posto sobre o corpo humano para medir os nêutrons de albedo é chamado de dosímetro de albedo (HANKINS, 1973). Normalmente, neste tipo de dosímetro são utilizados detectores de nêutrons térmicos. Estes detectores são cobertos com materiais absorvedores de nêutrons térmicos, com o intuito de barrar a detecção do feixe de nêutrons que incide no corpo humano. Sendo assim, sua resposta é essencialmente devido aos nêutrons térmicos retroespalhados, ou seja, os nêutrons de albedo (DOUGLAS e MARSHALL, 1978).

Diversos tipos de dosímetros de albedo têm sido empregados para a monitoração de indivíduos ocupacionalmente expostos a nêutrons. Estes dosímetros se valem sempre do mesmo princípio físico para a medição da dose ocupacional de nêutrons, apresentando apenas mudanças nos seus projetos de construção. Como, por exemplo, diferenças em seus tamanhos e geometrias; o uso, ou não, de material moderador em sua composição; os tipos de detectores, e materiais utilizados nas blindagens. Na Figura 1 é possível observar alguns projetos de dosímetros de albedo, apresentando uso e tipo de blindagem, moderador e números de pares de detectores termoluminescentes (TLD) utilizados. O

grupo I inclui os dosímetros de albedo que não discriminam a componente de nêutrons térmicos que incide no monitor, da componente de nêutrons de albedo. No grupo II são apresentados os dosímetros de albedo que possuem blindagem para separar as componentes de nêutrons térmicos incidentes da componente de nêutrons de albedo, entretanto, possuem detectores apenas para leitura da componente de albedo. No grupo III são apresentados os dosímetros de albedo que além de separar as componentes de nêutrons incidentes e de albedo, dispõem de detectores para a leitura de ambas. E no grupo IV são apresentados os dosímetros de albedo que separam as componentes e dividem estas em 3 faixas de leituras. Vale ressaltar que essa terceira componente extra não acrescenta uma melhora significativa na resposta do albedo e foi abandonada. Os dosímetros de albedo do grupo III são os mais utilizados no mundo. O dosímetro de albedo do IRD e o dosímetro de albedo oficial da Alemanha são do tipo do grupo III.

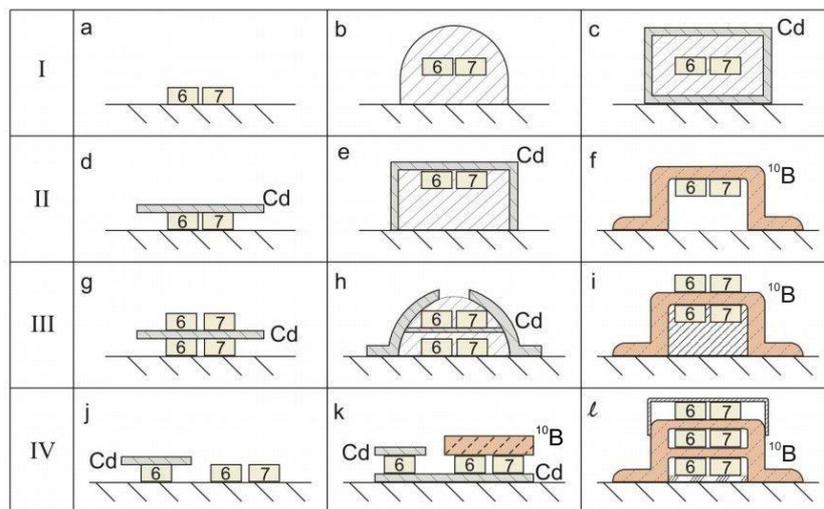


Figura 1: Esquema de tipos de albedo, variando o tipo de blindagem, moderador e número de pares de TLD utilizados (PIESCH, 1977).

No entanto, vários estudos já mostraram que, mesmo com essas mudanças, as respostas dos diferentes tipos de dosímetros de albedo são muito semelhantes, variando apenas o grau de sensibilidade do dosímetro (PIESCH, 1977). Uma curva da resposta típica de um dosímetro de albedo em função da energia dos nêutrons incidentes pode ser vista na Figura 2. Pode-se ver que a resposta dos dosímetros de albedos apresenta uma grande dependência energética, com sua resposta diminuindo muito para nêutrons acima de 10^{-2} MeV (HANKINS, 1973).

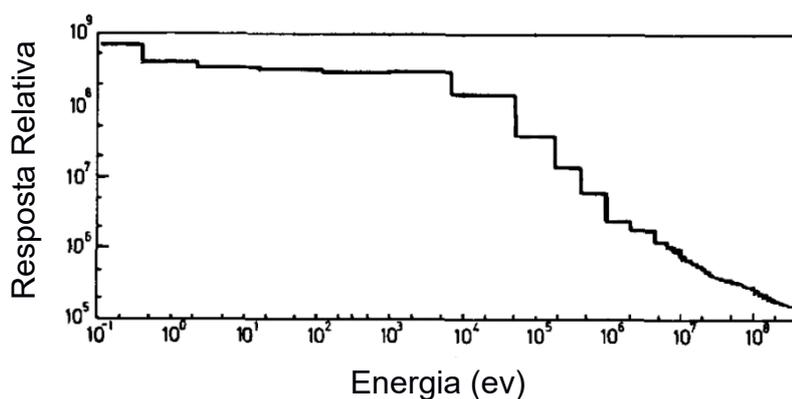


Figura 2: Resposta relativa do dosímetro de albedo em função da energia dos nêutrons incidentes (PIESCH, 1977).

Devido à alta dependência energética, a resposta dos dosímetros de albedo pode variar bruscamente para uma mesma fonte de nêutrons, em consequência da moderação sofrida pelo espectro emitido pela fonte antes de interagir com o dosímetro de albedo. PIESCH (1977) desenvolveu um método para ajudar a corrigir essa alta dependência energética. Esse método consiste no uso da razão entre a leitura de nêutrons incidentes (i) pela leitura de nêutrons de albedo (a), que é conhecida como razão i/a . O valor da razão i/a de um dosímetro de albedo varia de acordo com o grau de moderação do espectro de nêutrons. Portanto o valor da razão i/a fornece uma informação do grau de moderação do espectro e pode ser aplicada para auxiliar possíveis correções na resposta do dosímetro de albedo (DOUGLAS, 1981).

2.2.1 Dosímetro de Albedo oficial da Alemanha

PIESCH e BURGKHARDT (1983) desenvolveram um suporte para dosímetros de albedo que pode ser utilizado com diferentes pares de TLD. Diferentes empresas comercializam este tipo de dosímetro de albedo, com pequenas mudanças no seu tamanho, formato e materiais. Uma diferença importante entre esses sistemas de monitoração são os tipos e espessuras dos TLD empregados e o sistema de leitura desses TLD. Independentemente do tipo do TLD, todos se baseiam nas seções de choque de nêutrons dos isótopos ^6Li e ^7Li . São exemplos desses sistemas: Panasonic, Harshaw, Vinten e ALNOR. Na Figura 3 são mostrados estes dosímetros de albedo na ordem que foram citados.



Figura 3: Dosímetro de albedo oficial da Alemanha. Da esquerda para a direita são apresentados os sistemas Panasonic, Harshaw, Vinten e ALNOR (ADTECH, 2018).

Estes dosímetros de albedo são os oficiais da Alemanha, apenas é permitido o uso de um desses sistema para monitoração individual de nêutrons, segundo norma nacional vigente no país (DIN 6802-4, 1998, LUSZIK-BHADRA *et al.*, 2014). Neste trabalho estes dosímetros serão referidos como dosímetro de albedo oficial da Alemanha.

Segundo regulamento alemão DIN 6802-4 (1998), na rotina de monitoração individual com estes dosímetros, suas respostas podem ser classificadas em quatro áreas de aplicação de nêutrons. Estas áreas são descritas na Tabela 1, especificando-se os espectros de referência para calibração em cada uma delas (PIESCH e BURGKHARDT, 1988, BURGKHARDT e PIESCH, 1988).

O formato das curvas dos fatores de calibração desses dosímetros de albedo em função dos valores da razão i/a são apresentadas na Figura 4 para as quatro áreas (LUSZIK-BHADRA *et al.*, 2014). Os valores dos fatores de calibração irão diferir por um fator de normalização (variável V na Tabela 2), que é o fator de calibração de cada sistema para um espectro de referência, normalmente ^{252}Cf . Este fator depende da sensibilidade individual de cada sistema. As equações das curvas mostradas na Figura 4 são apresentadas na Tabela 2.

A Figura 5 apresenta um exemplo de medições experimentais da resposta do dosímetro de albedo ALNOR, normalizadas para uma fonte de ^{252}Cf , para vários espectros de nêutrons de cada uma das quatro áreas da monitoração individual de nêutrons.

Tabela 1: Classificação de áreas da monitoração individual de nêutrons para dosímetros oficiais da Alemanha e espectros de referências para calibração.

Área	Descrição das instalações	Referência para calibração
N1	Reatores e aceleradores; Centrais nucleares; Reatores de pesquisa; Linacs e Betatron.	$^{252}\text{Cf}(\text{D}_2\text{O})$
N2	Ciclo do combustível nuclear; criticalidade; Elementos do Ciclo do combustível nuclear, incluindo transporte, armazenamento e reprocessamento; Reatores experimentais; Manipulação de material fissil.	^{252}Cf atrás do cone de sombra
N3	Fontes de radionuclídeos $^{241}\text{Am-Be}$, $^{239}\text{Pu-Be}$, $^{241}\text{Am-B}$, $^{226}\text{Ra-Be}$, ^{252}Cf	^{252}Cf
N4	Aceleradores de pesquisa e tecnologia Ciclotrons; Aceleradores de elétrons com energia acima de 50 MeV; Aceleradores de prótons, deutérios, etc.	--- ¹

Nota: 1 – Esta área não possui espectro padronizado de referência para calibração.

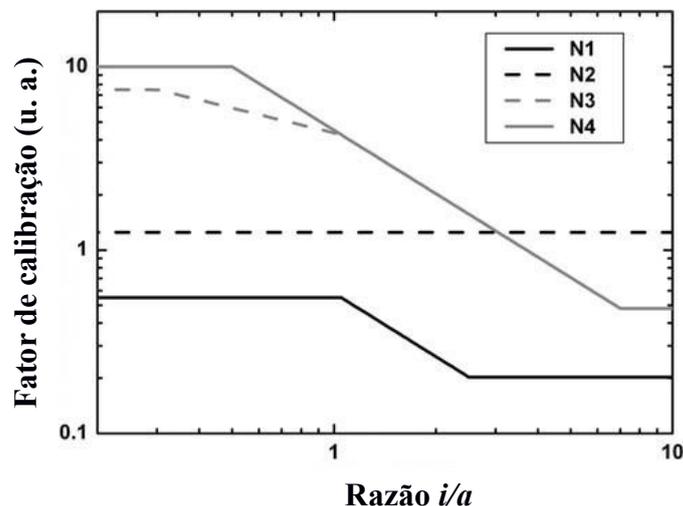


Figura 4: Fator de calibração dos dosímetros de albedo oficiais da Alemanha em função da razão i/a , para as diferentes áreas da monitoração individual de nêutrons (LUSZIK-BHADRA *et al.*, 2014).

Tabela 2: Fator de calibração do dosímetro de albedo oficial da Alemanha em função da razão i/a para as diferentes áreas da monitoração individual de nêutrons, como mostrado na Figura 4.

Área	Valor da razão i/a	Fator de Calibração
N1	$i/a < 1,05$	$0,55 \cdot V$
	$1,05 \leq i/a \leq 2,5$	$10^{(-1,15 \times \log(i/a) - 0,235 + \log V)}$
	$i/a > 2,5$	$0,2028 \cdot V$
N2		$1,25 \cdot V$
N3	$i/a < 0,3$	$7,5 \cdot V$
	$0,3 \leq i/a < 1,05$	$10^{(-0,452 \times \log(i/a) + 0,639 + \log V)}$
	$1,05 \leq i/a \leq 7$	$10^{(-1,15 \times \log(i/a) + 0,654 + \log V)}$
	$i/a > 7$	$0,48 \cdot V$
N4	$i/a < 0,5$	$10 \cdot V$
	$0,5 \leq i/a \leq 7$	$10^{(-1,15 \times \log(i/a) + 0,654 + \log V)}$
	$i/a > 7$	$0,48 \cdot V$

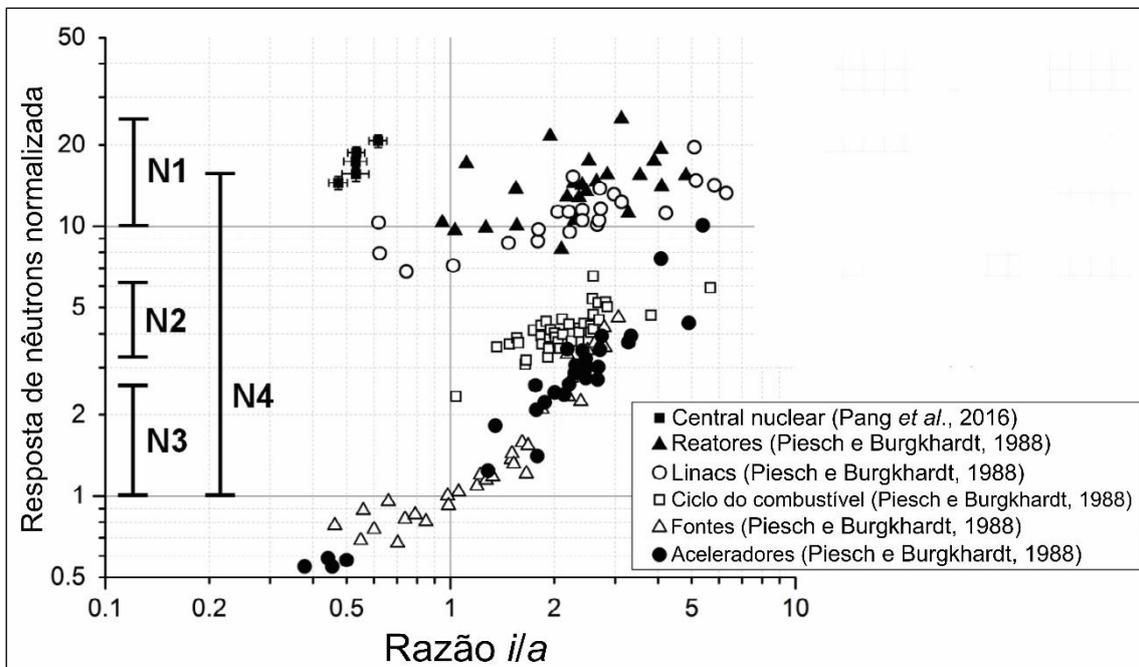


Figura 5: Resposta do dosímetro de albedo ALNOR em função da razão i/a , para espectro das áreas N1, N2, N3 e N4 (PANG *et al.*, 2016).

2.2.1.1 Dosímetro de Albedo ALNOR

Recentemente o Laboratório de Dosimetria Termoluminescente (LDT) do IRD, adquiriu, via projeto da METRORADI (Rede de serviços Tecnológicos em Radioproteção e Dosimetria), dosímetros de albedo ALNOR. Este dosímetro é um tipo da família de dosímetros de albedo oficiais da Alemanha e é comercializado pela empresa *RadPro International GmbH*.

Este dosímetro é constituído de um suporte e um cartão interno, onde os TLD são posicionados, como pode ser visto na Figura 6. O suporte (itens 1 e 8 na Figura 6) é feito por uma mistura de polietileno e carbeto de boro, sendo o carbeto de boro um material absorvedor de nêutrons. O suporte ainda possui duas janelas livres de boro (itens 2 e 7 na Figura 6). O cartão TLD e seu suporte (itens 3 e 6, respectivamente), são feitos de plástico e abrigam 2 pares de TLD 600 e TLD 700. O par posicionado atrás da janela mostrada no item 2 é utilizado para leitura da componente incidente do feixe de nêutrons e o par posicionado atrás da janela mostrada no item 7 é utilizado para leitura da componente de albedo. O dosímetro é usado na parte mais exposta do tórax do IOE.

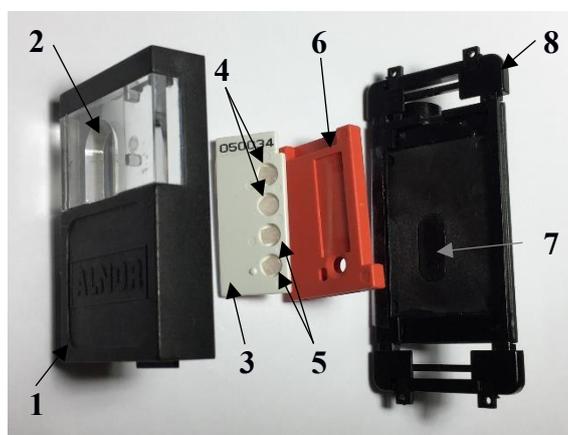


Figura 6: Dosímetro de albedo ALNOR. 1 – Suporte do dosímetro (frente); 2 – Janela para nêutrons incidentes; 3 – Cartão dos TLD; 4 – Par de TLD para nêutrons incidentes; 5 – par de TLD para nêutrons de albedo; 6 – suporte para o cartão TL; 7 – Janela para nêutrons de albedo e 8 – Suporte do dosímetro (traseira).

2.2.2 Dosímetro de Albedo do IRD

O dosímetro de albedo do IRD foi desenvolvido por MARTINS (2008), e foi calibrado em alguns campos de nêutrons (MARTINS *et al.*, 2010) e caracterizado segundo a documento ISO 21909 (2001) (MARTINS *et al.*, 2011).

Este dosímetro consiste de um suporte plástico, composto por uma mistura de polietileno e negro de fumo, uma blindagem de nêutrons térmicos incidentes, feita de carbeto de boro, um corpo moderador de polietileno e dois pares de TLD 600 e TLD 700. Este dosímetro é usado preso junto ao corpo através de um cinto ajustável, como pode ser visto na Figura 7. Um corte transversal deste dosímetro é mostrado na Figura 8. Mais detalhadamente, na Figura 9 é apresentado o dosímetro em vista explodida e as dimensões e descrições dos componentes do dosímetro são apresentadas na Tabela 3.



Figura 7: Modelo usando o dosímetro de albedo do IRD (MARTINS, 2008)

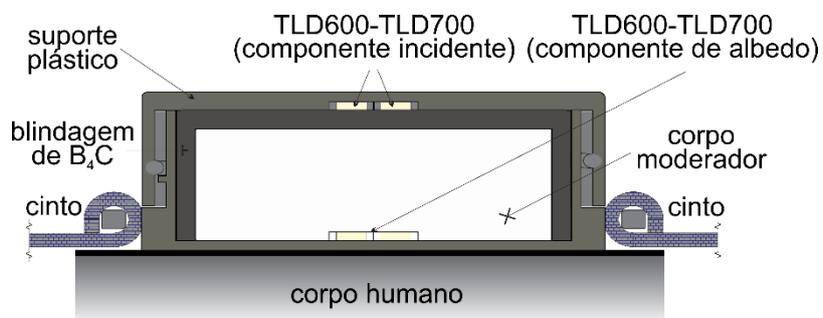


Figura 8: Corte transversal do dosímetro de albedo do IRD (MARTINS, 2008)

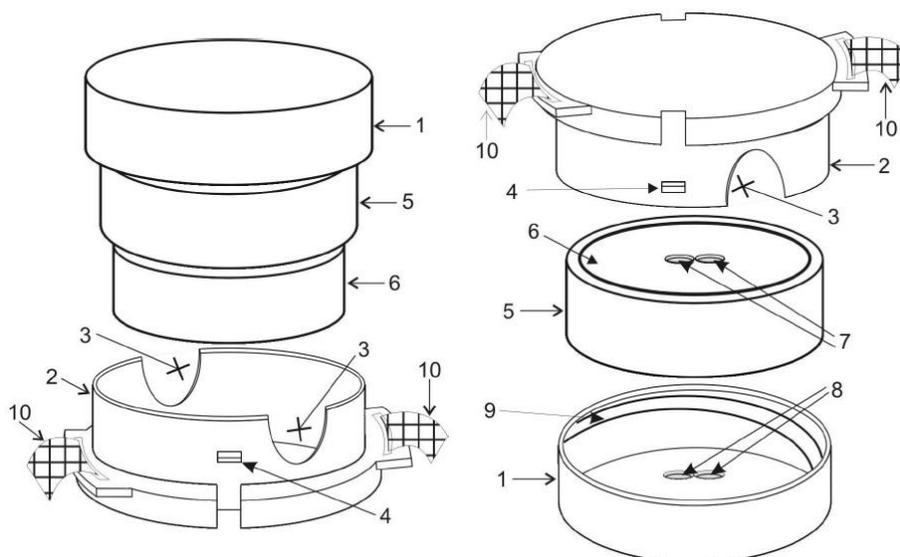


Figura 9: Dosímetro de albedo do IRD em vista explodida: 3 – Reentrância; 4 – Pino de encaixe na rosca da tampa; 9 – Rosca para fechamento da tampa e 10 – Cinto ajustável (MARTINS, 2008).

Tabela 3: Descrições e dimensões dos componentes do dosímetro de albedo do IRD

Nº	Descrição da Figura	Especificações (cm)
1	Tampa do suporte do dosímetro	Peça plástica cilíndrica com diâmetro externo de 4,8, espessura de 0,15 e altura 1,46
2	Base do suporte do dosímetro	Peça plástica cilíndrica com diâmetro externo de 4,5, espessura de 0,15 e altura 1,38
5	Blindagem de nêutrons incidentes	Peça cilíndrica de B ₄ C em resina com diâmetro externo de 4,2, espessura de 0,2 e altura 1,39
6	Corpo moderador	Peça cilíndrica de PEAD com diâmetro de 3,8 e altura 1,19
7	Cavidades dos TLD de nêutrons de albedo	Diâmetro de 0,454 e profundidade 0,095
8	Cavidades dos TLD de nêutrons incidentes	Diâmetro de 0,454 e profundidade 0,095

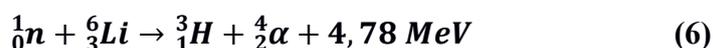
2.2.3 Detectores Termoluminescentes e emprego na dosimetria de nêutrons

Diferentes tipos de TLD são empregados na monitoração individual de nêutrons e se valem do mesmo tipo de sensibilidade, a alta seção de choque neutrônica do elemento lítio. Os TLD mais utilizados na dosimetria de nêutrons são o LiF:Mg,Ti (Fluoreto de lítio dopado com magnésio e titânio) e o Li₂B₄O₇ (Borato de lítio), que podem ser

confeccionados com diferentes quantidades dos isótopos do lítio (PIESCH, 1977). Atualmente na monitoração individual de nêutrons também tem se empregado cristais compostos de ${}^6\text{LiCO}_3$, que utilizam a técnica conhecida como *optically stimulated luminescence* (OSL), em que a liberação da energia armazenada pelo cristal não é estimulada termicamente e sim via estímulo luminoso (OLKO, 2010).

O lítio natural apresenta na sua composição isotópica uma mistura dos seus isótopos ${}^6\text{Li}$ e ${}^7\text{Li}$, na proporção de 7,5% e 92,5%, respectivamente (FURUTA e TANAKA, 1972). Os TLD empregados para a dosimetria de nêutrons são normalmente enriquecidos com ${}^6\text{Li}$ ou ${}^7\text{Li}$. A empresa Harshaw comercializa o LiF:Mg,Ti enriquecido de ${}^6\text{Li}$ e ${}^7\text{Li}$ com a denominação de TLD 600 e TLD 700, respectivamente. O TLD 600 é enriquecido com 95,6% de ${}^6\text{Li}$ e o TLD 700 com 99,993% de ${}^7\text{Li}$, e ambos apresentam também dopantes de Mg e Ti, na quantidade de partes por milhão (McKEEVER *et al.*, 1995).

O LiF:Mg,Ti apresenta uma curva de emissão termoluminescente (curva TL) complexa que apresenta muitos picos (McKEEVER *et al.*, 1995). As curvas TL dos TLD 600 e TLD 700 são similares, porém o sinal TL do TLD 600 possui uma contribuição decorrente das partículas α e trício (${}^3\text{H}$) produzidas na reação dos nêutrons com o isótopo ${}^6\text{Li}$, mostrada na Equação 6.



Esta reação é a principal responsável pela diferença observada nas curvas TL dos TLD 600 e TLD 700, apresentadas na Figura 10 (FURUTA e TANAKA, 1972). É possível observar que do pico 2 ao 5, o sinal TL do TLD 600 é maior do que o TLD 700. E ainda é possível observar a presença dos picos 6 e 7 devido à interação mostrada na Equação 6. Desta forma o TLD 600 apresenta alta sensibilidade a fótons e nêutrons e o TLD 700 apenas a fótons.

A resposta dos TLD 600 e TLD 700 devido a fótons é determinada principalmente pelo seu número atômico. Como esses TLD possuem números atômicos efetivos muito similares (aproximadamente 8,2 e 8,1, respectivamente), não são encontradas diferenças significativas entre suas respostas a fótons. Já a resposta a nêutrons é determinada pela seção de choque, que varia abruptamente com a energia dos nêutrons e com a composição isotópica dos TLD. Como os TLD 600 e TLD 700 apresentam diferentes quantidades de

${}^6\text{Li}$ e ${}^7\text{Li}$ nas suas composições isotópicas, suas respostas a nêutrons apresentam grande diferença (FURUTA e TANAKA, 1972). A subtração da resposta do TLD 700 daquela do TLD 600 fornece uma resposta devido somente a nêutrons.

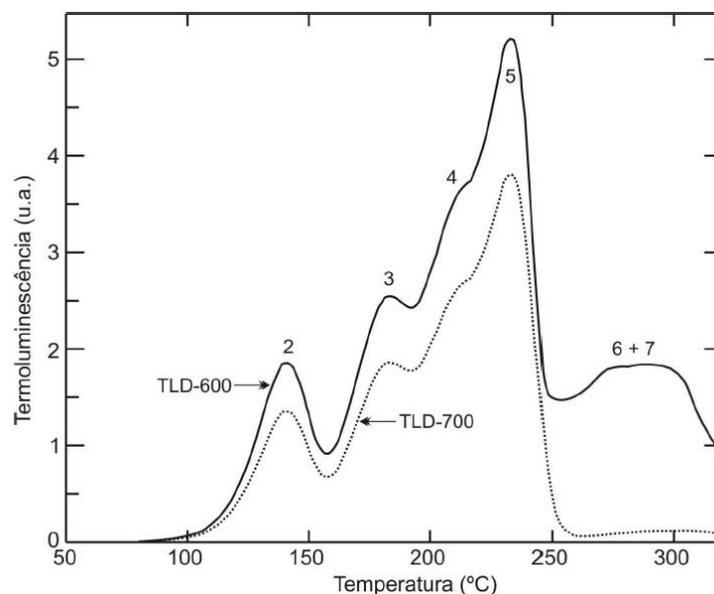


Figura 10: Curvas TL dos TLD 600 e TLD 700 para uma irradiação em campo misto de nêutrons e gama (FURUTA e TANAKA, 1972).

2.3 O código MCNP

O método de Monte Carlo é um método estatístico que se baseia em amostragens aleatórias sucessivas para obter resultados numéricos de um problema. Este tipo de método é muito utilizado em simulações estocásticas, como por exemplo o transporte de radiação. Os códigos de Monte Carlo aplicados para o transporte de radiação resolvem os problemas através da simulação de partículas individuais, registrando alguns aspectos médios de seu comportamento. O comportamento médio de partículas no sistema físico é então inferido (usando o teorema de limite central) a partir do comportamento médio de todas as partículas simuladas. A principal diferença entre métodos determinísticos e métodos de Monte Carlo é que o determinístico resolve o problema com um todo, obtendo informações completas, como por exemplo, o fluxo de uma partícula em toda sua trajetória, e o Monte Carlo fornece apenas alguns aspectos solicitados pelo usuário, por exemplo, o fluxo num ponto ou num volume (BIELAJEW, 2001).

O código de transporte de radiação nomeado *A General Monte Carlo N-Particle Transport Code* (MCNP) é baseado no método de Monte Carlo. Este código foi

desenvolvido pelo *Los Alamos National Laboratory*. O MCNP é um código de transporte de uso geral, aplicado em todas as áreas que envolvem o transporte de radiação. Possui energias discretas ou contínuas e geometrias generalizadas. Os tipos de partículas a serem transportadas são definidos previamente (*Mode Card*). Pode ser utilizado para diferentes modos de transporte, transportando só nêutrons, fótons ou elétrons. Combinando nêutrons e fótons, onde os fótons são produzidos pelas interações dos nêutrons (BRIESMEISTER, 2000).

O MCNPX é uma extensão dos códigos de Monte Carlo MCNP e do código LAHET (versão LAHET 2.8). Com esta extensão, o MCNPX transporta 34 tipos de partículas, incluindo quatro íons leves, em quase todas as energias (PELOWITZ, 2005).

Neste código é possível construir volumes (chamados de células) através da interseção e/ou união de superfícies. Para cada célula criada é necessário definir sua composição, atribuindo um tipo de material e uma densidade. O material é criado fornecendo-se sua composição isotópica.

Cada simulação é constituída por um número de histórias. Cada história é o transporte de uma única partícula gerada na fonte de radiação, até que essa partícula deposite toda sua energia ou até que ela saia do volume de interesse de transporte, assim como as partículas secundárias geradas por esta partícula primária. Com o código MCNPX é possível calcular grandezas físicas, como por exemplo: fluxo, fluência, kerma, ou dose absorvida. O resultado apresentado é a média de várias histórias executadas durante a simulação. Juntamente com o resultado é fornecido o erro relativo estimado do cálculo do MCNPX. Este erro relativo, R , é calculado conforme Equação 7. Geralmente valores confiáveis de R , são menores que 10% (BRIESMEISTER, 2000).

$$R = \frac{S_{\bar{x}}}{\bar{x}} \quad (7)$$

Onde:

R – é o erro relativo;

$S_{\bar{x}}$ – é o desvio padrão da média;

\bar{x} – é a média.

O erro relativo pode ser usado para formar intervalos de confiança sobre a média, indicando a confiabilidade desta estimativa. A partir do Teorema do Limite Central, à medida que o número de histórias tende para o infinito, existe 68% de chance de que o resultado verdadeiro da grandeza desejada esteja na faixa de $\bar{x}(1 \pm R)$ e 95% de chance que esteja na faixa de $\bar{x}(1 \pm 2R)$ (BRIESMEISTER, 2000).

2.3.1 Registros das grandezas calculadas pelo MCNP

O MCNPX obtém suas respostas através de registros (*Tallys*) solicitados pelo usuário. O registro tipo 4 (*Tally F4*) fornece a fluência média na célula solicitada. Já o registro tipo 6 (*Tally F6*) fornece a energia depositada na célula solicitada. Quando este registro é utilizado com o acréscimo do sinal de “+” antecedendo-o (+F6), calcula energia depositada proveniente de todas as partículas relacionadas no *Mode Card*. E o registro tipo 8 (*Tally F8*) fornece a distribuição de pulsos de energia em uma célula. Este tipo de registro é apenas aplicado a fótons e elétrons. Para este tipo de registro o acréscimo do símbolo * altera a distribuição de pulsos de energia para o registro da energia depositada na célula solicitada. Então a notação (*F8) calcula a energia depositada proveniente de fótons e elétrons.

Os registros do MCNPX podem ser alterados através do uso de alguns cartões modificadores. Através da aplicação do cartão modificador multiplicador tipo 4 (*Tally Multiplier Card*, FM4) é possível calcular a quantidade de ocorrência de uma determinada reação nuclear numa célula. Este cartão altera a fluência (*Tally F4*) de acordo com Equação 8.

$$N^{\circ} = \Phi(\text{cm}^{-2}) \times \underbrace{\sigma(\text{barn})}_1 \times \underbrace{\rho_{\text{atômica}}(\text{átomos} \cdot \text{barn}^{-1} \cdot \text{cm}^{-1}) \times V(\text{cm}^3)}_2 \quad (8)$$

Onde:

N° – é o número de reações;

Φ – é a fluência de nêutrons que atinge a célula (*Tally F4*);

σ – é a seção de choque para a reação de interesse;

$\rho_{\text{atômica}}$ – é a densidade atômica do átomo que reage com o nêutron;

V – é o volume da célula.

Para utilização deste modificador FM4 é necessário fornecer as seguintes informações:

- ✓ Número que selecionará a seção de choque da reação de interesse (valor 1 na Equação 8);
- ✓ $\rho_{atômica} \times V$ (valor 2 na Equação 8).

No anexo G do manual do MCNP (BRIESMEISTER, 2000) é apresentada uma lista das reações e seus correspondentes números de seleção.

Um outro modificador de registro muito útil no MCNP é o modificador de registro E4 (aplicado a *Tally* F4). Com ele é possível discriminar a fluência em faixas de energia (BINs) escolhidas pelo usuário. Portanto, a utilização do E4 (apresentada na Equação 9), permite o cálculo da fluência em cada BIN de energia solicitado pelo usuário e não apenas a fluência total na célula.

$$\Phi_{Total} = \Phi(E_1) + \Phi(E_2) + \Phi(E_3) + \Phi(E_4) \dots \quad (9)$$

2.3.2 Tratamento de Nêutrons Térmicos no MCNP

No caso de simulações envolvendo nêutrons com energia de poucos eV, o movimento térmico do núcleo com que o nêutron está interagindo perturba fortemente a interação, sendo necessário um tratamento diferenciado para este problema. Neste caso, os nêutrons podem realizar um tipo de interação denominada *up-scatter*, no qual a energia final do nêutron é maior do que a inicial (LAMARSH, 1972).

Um modelo descrito para ponderar este efeito é o modelo do gás livre, que assume que os núcleos são apresentados na forma de um gás monoatômico. E este é o modelo padrão utilizado pelo MCNP. Na realidade, a maioria dos núcleos estará presente como componentes de moléculas em líquidos ou sólidos. Para núcleos acoplados, a energia pode ser armazenada em vibrações e rotações. Em materiais que possuem uma grande presença de materiais hidrogenados é necessário utilizar a seção de choque de nêutrons térmicos $S(\alpha, \beta)$. É importante reconhecer que os efeitos são diferentes quando o hidrogênio está ligado em água e quando presente num polietileno. É possível incluir na Simulação com o código MCNP a consideração deste efeito, o qual terá muita relevância para materiais hidrogenados (BREWER, 2009).

2.4 Simulações das Respostas dos TLD 600 e TLD 700

O cálculo real da resposta do TLD 600 ou do TLD 700 envolveria a determinação da energia depositada em função da transferência linear de energia (LET), de modo que uma correção da energia depositada dependente do LET possa ser utilizada para obter a quantidade de luz emitida pelo TLD. Outros fatores, tais como a auto absorção da luz ou o desvanecimento (perda da informação), também precisariam ser determinados (TANNER *et al.*, 2004).

De forma mais simplificada, este cálculo pode ser realizado considerando que a quantidade de sinal termoluminescente (TL) emitido pelo TLD 600 ou pelo TLD 700, devido a uma irradiação com nêutrons, é proveniente apenas da reação ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$. Portanto, esse modelo de cálculo assume que o sinal TL emitido pelo TLD é proporcional ao número de reações ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$ que acontecem no mesmo. Muitos autores utilizaram este modelo de cálculo, desconsiderando todos os outros tipos de reações nucleares que geram sinal TL (VEINOT e HERTEL, 2001, TANNER *et al.*, 2004, KODELI e TANNER, 2005, LEE, 2005, VEINOT e HERTEL, 2005, BEDOGNI *et al.*, 2009, GÓMEZ-ROS *et al.*, 2010, ZHANG, 2011).

Este modelo de cálculo se baseia no fato da reação ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$ ser a principal reação entre os nêutrons e o isótopo ${}^6\text{Li}$. Na Figura 11 são mostradas as seções de choque totais dos isótopos ${}^6\text{Li}$, ${}^7\text{Li}$ e ${}^{19}\text{F}$, além da seção de choque da reação ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$. Pode-se ver que a seção de choque total do ${}^6\text{Li}$ é quase que inteiramente devida a reação ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$, para nêutrons com energias até 10^{-3} MeV. Acima desse valor de energia, a seção de choque da reação se torna bem menor do que a seção de choque total do ${}^6\text{Li}$. Portanto, utilizar a seção de choque da reação ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$ como estimativa da seção de choque total do ${}^6\text{Li}$ é uma boa aproximação para nêutrons de baixa energia, mas é uma aproximação pobre, principalmente para nêutrons com energias acima de 1 MeV.

Além disso, para um cálculo completo da resposta do TLD 600 ou do TLD 700, deveria se incluir as reações nucleares dos nêutrons com os isótopos ${}^7\text{Li}$ e ${}^{19}\text{F}$. Na Tabela 4 é apresentada uma lista das possíveis reações nucleares entre nêutrons e os isótopos constituintes dos TLD 600 e TLD 700 (TANAKA e FURUTA, 1977).

Uma outra aproximação é considerar que o sinal TL emitido pelo TLD é proporcional a quantidade de energia depositada no mesmo (MANFREDOTTI *et al.*, 1989, JONES *et al.*, 2008). Na Figura 12 são apresentadas as respostas dos TLD 600 e TLD 700 para nêutrons (FURUTA e TANAKA, 1972). Nesse modelo de cálculo, toda a

energia liberada pelas reações listadas na Tabela 4 são consideradas, além de considerar a energia proveniente de partículas secundárias, geradas pelos nêutrons, como por exemplo, fótons, elétrons, prótons e alfas.

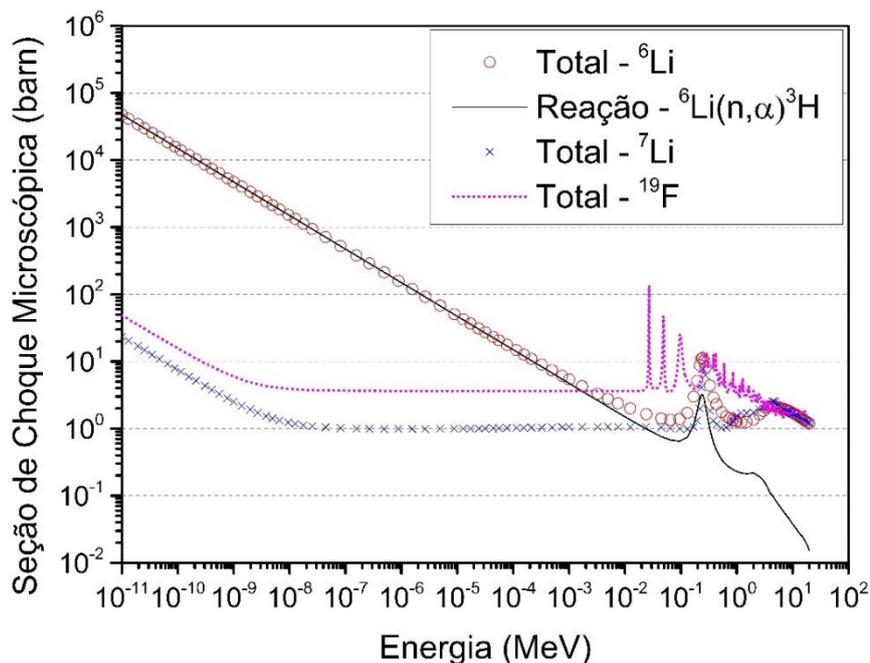


Figura 11: Seções de choque totais dos isótopos ${}^6\text{Li}$ e ${}^7\text{Li}$ e seção de choque da reação ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$ (KAERI, 2017).

Tabela 4: Reações entre nêutrons e os átomos constituintes dos TLD 600 e TLD 700 (TANAKA e FURUTA, 1977).

Reações no TLD 600	Reações no TLD 700
${}^6\text{Li}(n,n)$	${}^7\text{Li}(n,n)$
${}^6\text{Li}(n,p)$	${}^7\text{Li}(n,d)$
${}^6\text{Li}(n,\alpha)$	${}^7\text{Li}(n,n'\alpha)$
${}^6\text{Li}(n,n')$	${}^7\text{Li}(n,2n\alpha)$
${}^6\text{Li}(n,n'\gamma)$	${}^7\text{Li}(n,n'\gamma)$
${}^6\text{Li}(n,2n)$	${}^7\text{Li}(n,2n)$
${}^{19}\text{F}(n,n)$	${}^{19}\text{F}(n,n)$
${}^{19}\text{F}(n,p)$	${}^{19}\text{F}(n,p)$
${}^{19}\text{F}(n,\alpha)$	${}^{19}\text{F}(n,\alpha)$

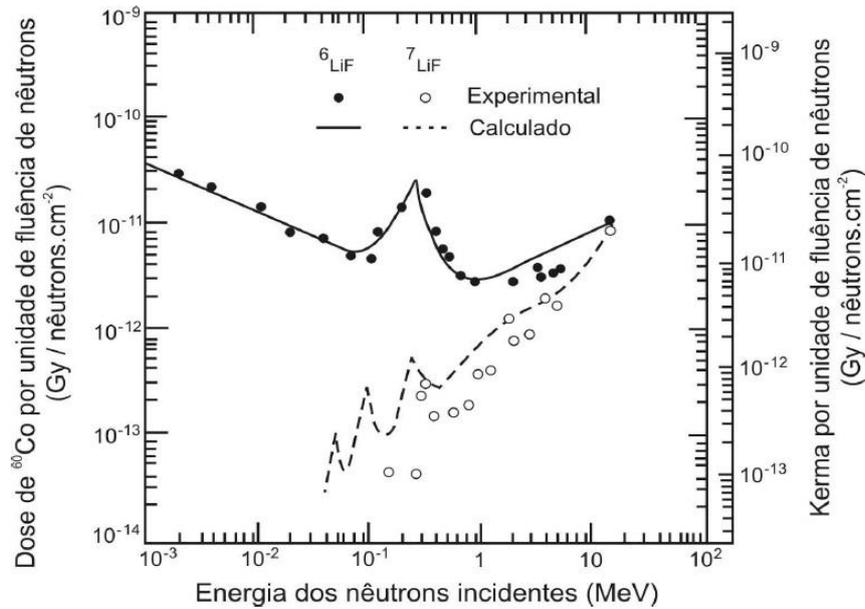


Figura 12: Respostas do TLD 600 (${}^6\text{LiF}$) e TLD 700 (${}^7\text{LiF}$) para nêutrons (FURUTA e TANAKA, 1972).

2.5 Simulações de respostas de albedos

Devido às dificuldades de se realizar medições experimentais com dosímetros de albedo, cada vez mais se tem utilizado simulação computacional com métodos de Monte Carlo para resolução deste problema (LEE, 2005). Nesta seção serão apresentados alguns resultados encontrados na literatura.

No trabalho de MANFREDOTTI *et al.* (1989, 1993), foi calculada, através da simulação com Monte Carlo, a resposta de um dosímetro de albedo com o objetivo de estudar aspectos relacionados a otimização do seu projeto e estudar a sua resposta a fontes desconhecidas, diferentes daquelas usadas no seu processo de calibração. O dosímetro consiste de 3 TLD 600 e um TLD 700, envoltos numa fina camada de cádmio que é preenchido com uma resina acrílica e equipado com diferentes filtros frontais e traseiros. Para a simulação foi utilizado o código de Monte Carlo MORSE. A resposta de cada TLD foi calculada como o kerma de nêutrons e fótons e, considerando equilíbrio eletrônico de partícula carregada, o valor de kerma é igual ao valor da dose absorvida. Na Figura 13 é apresentada a curva da resposta simulada deste dosímetro, comparada com a curva da resposta medida experimentalmente. Pode-se observar uma boa concordância entre as duas respostas.

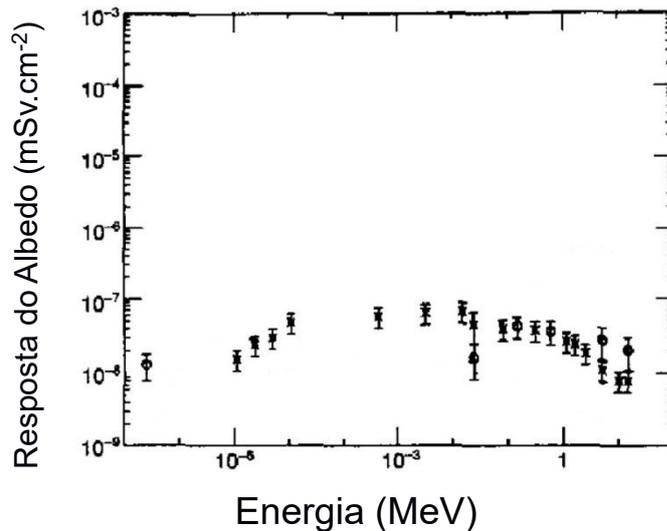


Figura 13: Resposta simulada de um dosímetro de albedo, com código MORSE (×) comparada com a resposta medida experimentalmente (o), em função da energia dos nêutrons incidentes (MANFREDOTTI *et al.*, 1993).

No trabalho de VEINOT e HERTEL (2001), foi calculada a resposta angular do dosímetro de albedo Panasonic UD809 e comparada com medições experimentais. Este dosímetro possui 4 diferentes de TLD: ${}^7\text{Li}^{11}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$, que é enriquecido com 99,99% de ${}^7\text{Li}$, e sensível apenas a radiação gama; e 3 cristais de ${}^6\text{Li}^{10}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$, que é enriquecido com 95,33% de ${}^6\text{Li}$ e com 94,64% de ${}^{10}\text{B}$. Cada TLD possui um filtro diferente em relação aos feixes de nêutrons incidente e de albedo. Para esta simulação foi utilizado o código de Monte Carlo MCNP versão 4B. A resposta a nêutrons de cada TLD foi calculada como a soma do número das reações ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$ e ${}^{10}\text{B}(n,\alpha){}^7\text{Li}$. Na Figura 14 é comparada a resposta angular calculada pelo MCNP com a resposta angular medida experimentalmente. Ambas são normalizadas para sua respectiva resposta no ângulo de incidência a 0° . Observa-se uma boa concordância entre a resposta calculada pela simulação e a resposta medida experimentalmente.

No trabalho de VEINOT e HERTEL (2005) foi calculada a resposta do dosímetro de albedo da Harshaw, semelhante ao albedo oficial da Alemanha, em função da energia do nêutron incidente. Este dosímetro possui 2 pares de TLD 600 e TLD 700, sendo um par com filtro de cádmio para nêutrons incidentes. O suporte do dosímetro é feito de plástico ABS (Acrilonitrila butadieno estireno). Para esta simulação foi utilizado o código de Monte Carlo MCNP versão 4C. A resposta a nêutrons foi calculada como o número de reações ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$. Na Figura 15 é mostrada a resposta em $H_p(10;0^\circ)$ em função da energia dos nêutrons incidentes.

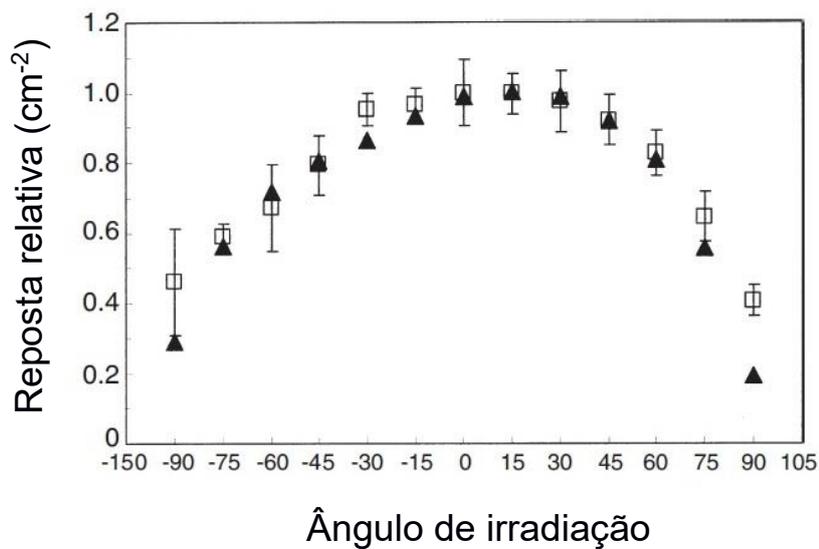


Figura 14: Resposta angular do dosímetro Panasonic UD809, simulada com o uso do código de Monte Carlo MCNP (▲) e medida experimentalmente (□) (VEINOT e HERTEL, 2001).

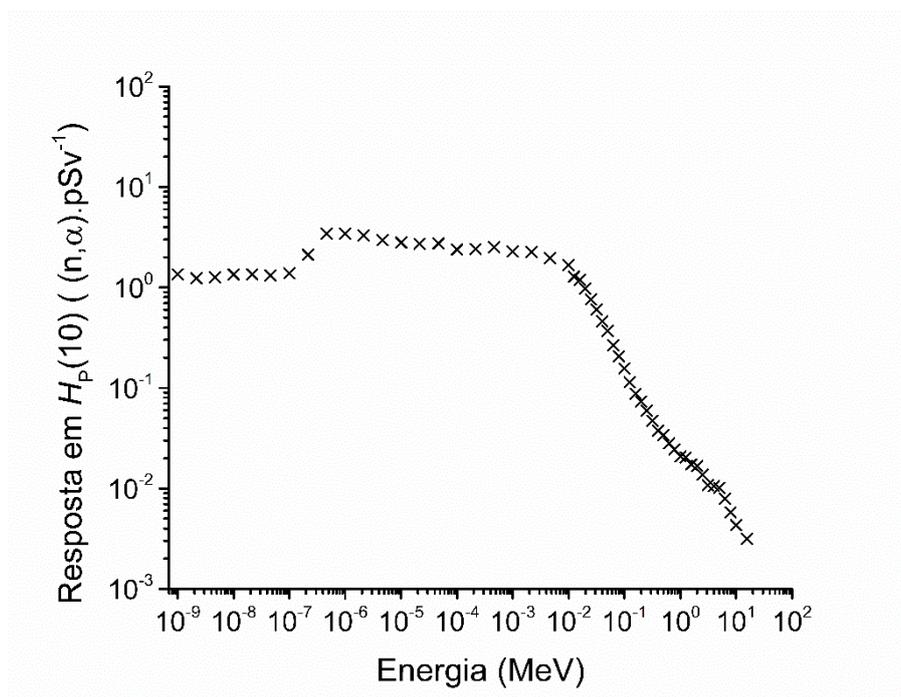


Figura 15: Resposta em $H_p(10)$ do dosímetro de albedo da Harshaw em função da energia dos nêutrons incidentes (VEINOT e HERTEL, 2005).

No trabalho de JONES *et al.* (2008), foi simulada a resposta em fluência do dosímetro de albedo Panasonic UD803 para alguns espectros e comparada com medições

experimentais. Este dosímetro possui 2 TLD de ${}^7\text{Li}{}^{11}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$, que é enriquecido com 92,5% de ${}^7\text{Li}$ e enriquecido com 80% de ${}^{11}\text{B}$, com um TLD atrás de um filtro de acrílico e outro atrás de um filtro de poliéster. Para esta simulação foi utilizado o código de Monte Carlo MCNP5. A resposta a nêutrons de cada TLD foi calculada como a energia depositada em cada TLD devido a incidência de nêutrons. Na Figura 16 é mostrada a resposta em fluência calculada com MCNP e medida experimentalmente.

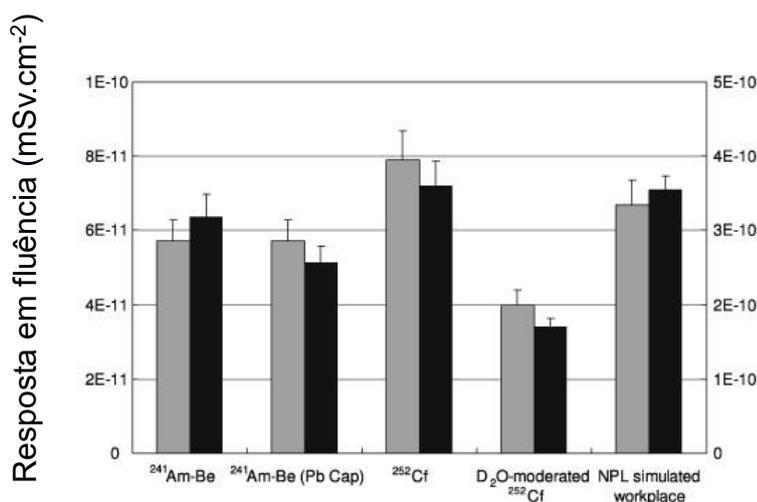


Figura 16: Resposta em fluência do dosímetro Panasonic UD803AS, calculada com MCNP (■) e medida experimentalmente (■) (JONES *et al.*, 2008).

No trabalho de BEDOGNI *et al.* (2009), foi calculada a dependência energética e angular do dosímetro de albedo com detectores de traços de *poly allyl diglycol carbonate* (PADC) e comparada com algumas medições experimentais. Todas as respostas foram calculadas em termos da grandeza $H_p(10)$. Nesta simulação foi utilizado o código de Monte Carlo MCNP-4C e a resposta do detector de traços foi calculada com o número de reações ${}^{10}\text{B}(n,\alpha){}^7\text{Li}$. Na Figura 17 é mostrada a dependência angular calculada com Monte Carlo e medida experimentalmente, para ângulos de incidências de 0° , 20° , 40° e 60° e fonte de ${}^{241}\text{Am}-\text{Be}$. Ambas são normalizadas para sua respectiva resposta no ângulo de incidência a 0° . E na Figura 18 é mostrada a dependência energética calculada com MCNP.

Nos trabalhos de BECKER e ZHANG (2014), PANG e BECKER (2016) e PANG *et al.* (2016), foram calculadas as respostas do dosímetro de albedo ALNOR, assim como seus valores das razões i/a , irradiados em espectro de nêutrons provenientes de armazenamento de combustível nuclear. O dosímetro de albedo ALNOR pertence à família dos dosímetros de albedo oficiais da Alemanha. Nestes trabalhos foram utilizados

os códigos de Monte Carlo MCNP5 e MCNP6, respectivamente. As respostas dos TLD foram calculadas como o número de reações ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$. Na Figura 19 é apresentada a resposta do ALNOR em função da razão i/a para espectros de nêutrons provenientes do armazenamento de combustível nuclear. As respostas foram normalizadas para um espectro padrão de ${}^{252}\text{Cf}$.

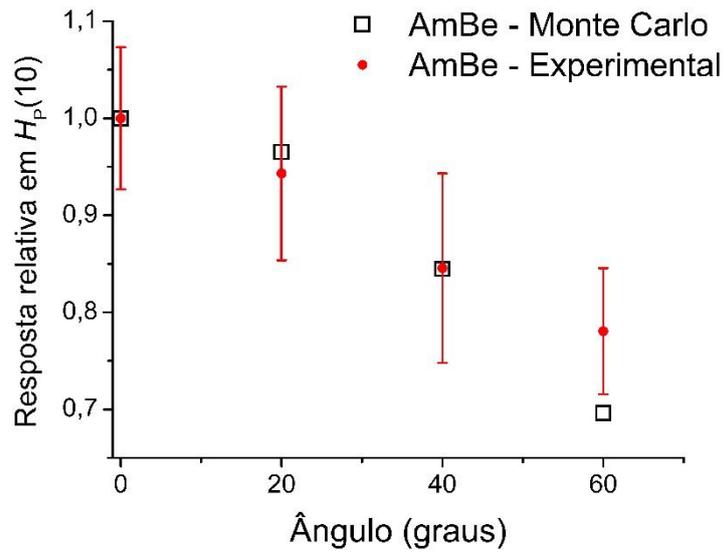


Figura 17: Dependência angular do PADC calculada com MCNP-4C e medida experimental, normalizada para resposta à 0° . Fonte de ${}^{241}\text{AmBe}$ (BEDOGNI *et al.*, 2009).

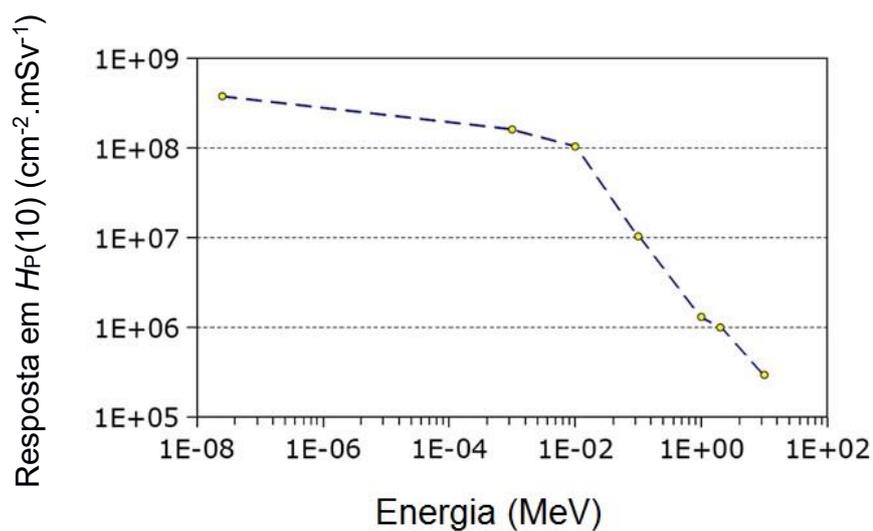


Figura 18: Dependência energética do albedo PADC, calculada com MCNP-4C (BEDOGNI *et al.*, 2009).

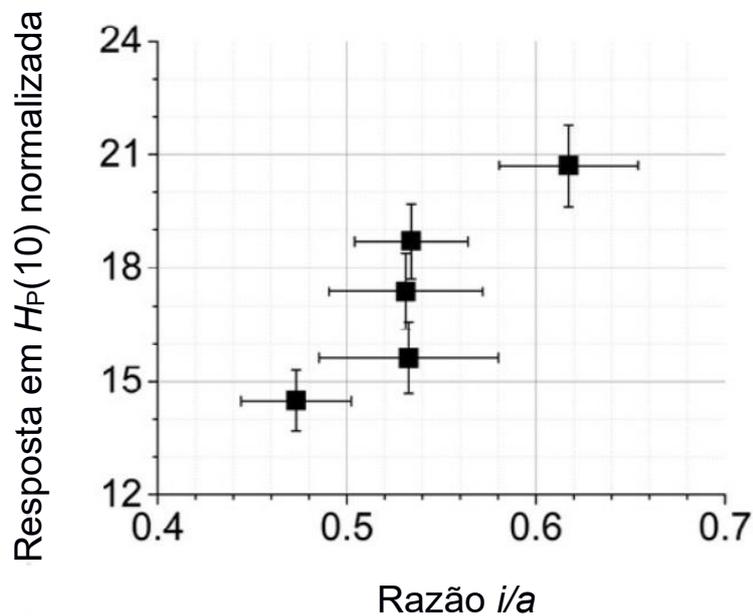


Figura 19: Resposta do dosímetro de albedo ALNOR em função da razão i/a , para espectros de armazenamento de combustível nuclear (PANG *et al.*, 2016).

2.6 Intercomparação QUADOS

No ano de 2002 o *QUADOS* (*Quality Assurance of Computational Tools for Dosimetry*) realizou uma intercomparação que teve como objetivo avaliar o uso de códigos computacionais aplicados a dosimetria em radioproteção e física médica (TANNER, 2002). Esta intercomparação foi denominada *intercomparison on the usage of computational codes in radiation dosimetry* e foi financiada pela Comissão Europeia.

Esta intercomparação teve oito problemas propostos (denominados P1, P2, P3, P4, P5, P6, P7 e P8) e foi aberta para participantes de todo o mundo, aceitando usuários de códigos de Monte Carlo, códigos analíticos e semi-analíticos ou que utilizassem métodos determinísticos para resolução dos problemas propostos (TANNER, 2002).

O problema denominado como P4, propunha calcular a resposta de um dosímetro de albedo hipotético sobre o simulador de tronco da ISO (*ISO water slab phantom*) para nêutrons monoenergéticos (TANNER *et al.*, 2004).

2.6.1 Descrição do problema P4

Este problema consiste de um dosímetro de albedo, utilizando detectores termoluminescentes, posicionado sobre a face frontal de um simulador de tronco da ISO e tem como objetivo calcular as respostas de fótons e nêutrons, separadamente, para nêutrons monoenergéticos. Para determinar a resposta a fótons, deve-se considerar que a quantidade de luz emitida pelo TLD é proporcional à dose absorvida no mesmo. Para o cálculo da resposta devida a nêutrons, deve-se considerar que a quantidade de luz emitida pelo TLD é proporcional ao número de reações de captura dos nêutrons pelo isótopo ${}^6\text{Li}$ (reação ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$).

Em todas as simulações deve-se aplicar um campo plano de radiação com dimensões de 30 cm \times 30 cm, com a radiação incidindo perpendicularmente à face frontal do simulador de tronco da ISO. O meio de transporte da radiação entre a fonte e o simulador deve ser definido como vácuo. O simulador é um paralelepípedo reto com dimensões de 30 cm \times 30 cm \times 15 cm e com parede frontal de 0,25 cm de espessura, laterais e traseira de 1 cm. As paredes são feitas do material PMMA e seu volume interno é preenchido com água.

O dosímetro de albedo deve ser posicionado na face frontal do simulador de tronco, de tal forma que o centro da face traseira do dosímetro coincida com o centro da face frontal do simulador. O dosímetro aqui simulado não é um dosímetro real, mas seu projeto é baseado em modelos reais de dosímetros de albedo utilizados comercialmente.

O suporte do dosímetro é um paralelepípedo reto composto por uma mistura de boro e polietileno, com dimensões externas de 3,5 cm \times 5,5 cm \times 0,79 cm. As paredes frontais e laterais possuem espessura de 0,5 cm e parede traseira de 0,2 cm. Os quatro TLD possuem área frontal de 0,32 cm \times 0,32 cm e espessura de 0,09 cm, e são inseridos numa placa de alumínio de 2,5 cm \times 4,5 cm de área, com a mesma espessura dos TLD. O suporte possui uma janela cilíndrica com diâmetro de 1 cm centrada na frente de cada TLD. Na frente dos TLD que estão na posição de albedo é inserido um disco cilíndrico de alumínio de 0,1 cm de espessura e 1 cm de raio. Um esquema da geometria deste dosímetro de albedo é mostrado na Figura 20. Um esquema da vista lateral do dosímetro posicionado no simulador de tronco da ISO é apresentado na Figura 21.

Nas Figuras 20 e 21 o TLD 1 é o ${}^6\text{LiF}$, sensível a nêutrons, fótons e elétrons. Este TLD não possui nenhum material atenuador em relação aos nêutrons incidentes, porém possui uma camada de 0,2 cm de uma mistura de boro e polietileno atenuando os

nêutrons retroespalhados pelo simulador (^6LiF , incidente). Similarmente, o TLD 2 possui a mesma atenuação do TLD 1, entretanto este TLD é o ^7LiF , sendo sensível apenas a fótons e elétrons (^7LiF , incidente). O TLD 3 é do mesmo tipo do TLD 1, porém possui camadas de 0,4 cm de uma mistura de boro e polietileno e de 0,1 cm de alumínio, atenuando os nêutrons incidentes, não possui nenhum material atenuador em relação aos nêutrons retroespalhados (^6LiF , albedo). Similarmente, o TLD 4 possui as mesmas atenuações do TLD 3, entretanto este TLD é o ^7LiF (^7LiF , albedo).

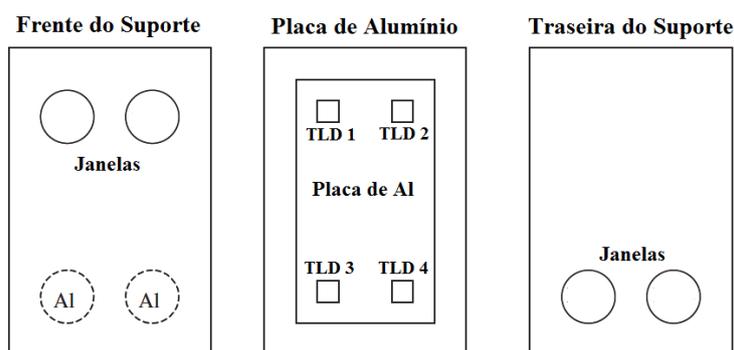


Figura 20: Esquema do dosímetro de albedo do problema P4 da intercomparação QUADOS. Os discos de Al são retratados como linhas pontilhadas porque eles estão a 0,4 cm abaixo da superfície do suporte (adaptado de TANNER, 2002).

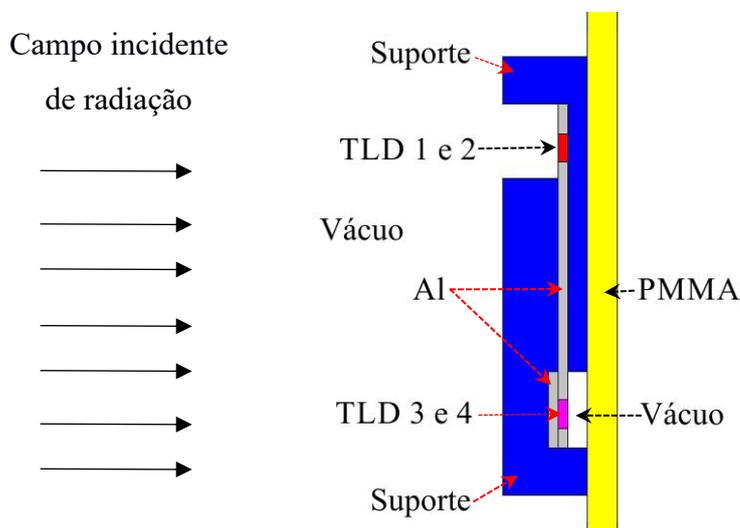


Figura 21: Esquema da vista lateral do albedo posicionado sobre a face frontal do simulador de tronco da ISO (adaptado de TANNER, 2002).

Na Tabela 5 são apresentadas as composições isotópicas dos materiais do dosímetro e do simulador de tronco da ISO, assim como suas densidades.

Tabela 5: Composição isotópica e densidades do dosímetro de albedo do problema P4 da intercomparação *QUADOS*.

Materiais	Densidades (g.cm ⁻³)	Elementos							
		¹ H	⁶ Li	⁷ Li	¹⁰ B	¹² C	¹³ Al	¹⁶ O	¹⁹ F
Albedo P4									
Al	2,70	–	–	–	–	–	1,00	–	–
Suporte	1,19	0,080	–	–	0,286	0,635	–	–	–
⁶ LiF	2,54	–	0,229	0,012	–	–	–	–	0,759
⁷ LiF	2,64	–	1,6 × 10 ⁻⁴	0,270	–	–	–	–	0,730
Simulador de tronco									
PMMA	1,19	0,080	–	–	–	–	0,600	0,320	–
Água	1,00	0,112	–	–	–	–	–	0,888	–

2.6.2 Tarefas para os participantes do problema P4

Como proposto pela intercomparação, deveriam ser cumpridas as seguintes tarefas (TANNER, 2002):

- ✓ Determinar as respostas para feixes de nêutrons monoenergéticos com energias de 0,0253 eV, 1 eV, 10 eV, 100 eV, 1 keV, 10 keV, 100 keV, 1 MeV, 10 MeV e 20 MeV. Os resultados são calculados para os 4 TLD em termos do número de reações ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$, normalizado pelo número de nêutrons emitidos pela fonte.
- ✓ Determinar as respostas para fótons dos 4 TLD para feixes monoenergéticos com energias de 33 keV, 48 keV, 100 keV, 248 keV, 662 keV e 1,25 MeV. Os resultados são calculados para os 4 TLD em termos da energia depositada, normalizada pelo número de fótons emitidos pela fonte.
- ✓ Calcular a fração da resposta de nêutrons e de fótons, separadamente, que é proveniente do retroespalhamento das radiações no simulador.

2.6.3 Solução de normalização do problema P4

Uma vez que este problema não possui resultados experimentais para serem comparados com os resultados submetidos pelos participantes, o autor do problema gerou uma solução utilizada como referência, sendo esta chamada de solução de normalização. Esta solução foi realizada no código MCNP-4C (TANNER *et al.*, 2004) e será apresentada a seguir (LEE, 2005).

A resposta de nêutrons da solução de normalização é mostrada na Figura 22 como o número de reações ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$ em cada um dos 4 TLD, em função da energia dos nêutrons incidentes, para os 10 valores de energia. A resposta a fótons é mostrada na Figura 23 para cada um dos 4 TLD, para os 6 valores de energia.

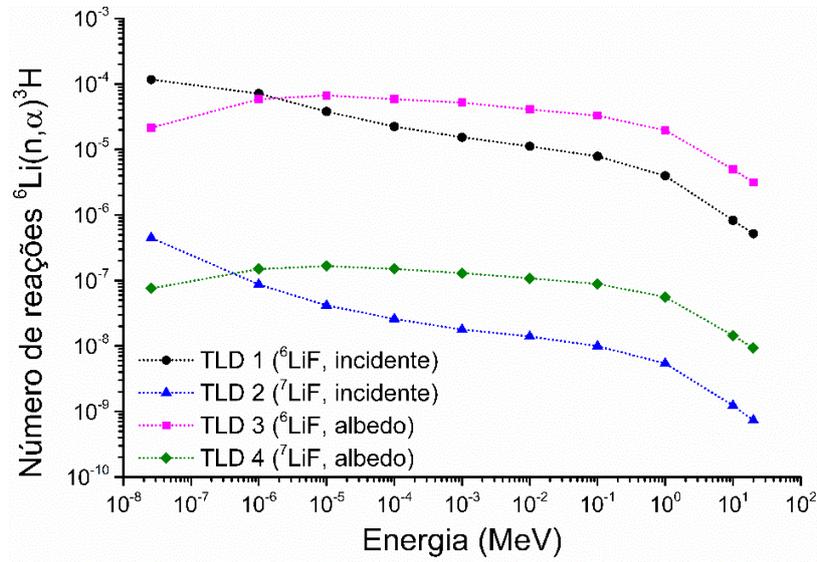


Figura 22: Resposta a nêutrons da solução de normalização do problema P4 da intercomparação *QUADOS* (LEE, 2005).

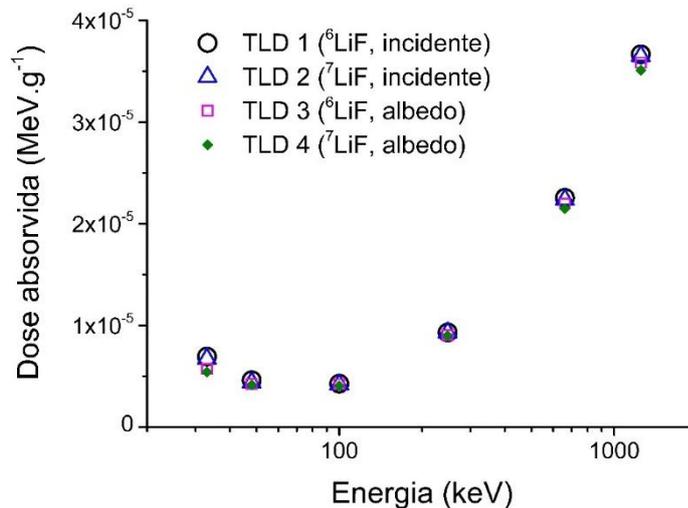


Figura 23: Resposta a fótons da solução de normalização do problema P4 da intercomparação *QUADOS* (LEE, 2005).

Já na Figura 24 é apresentada a fração da resposta de nêutrons que é devida ao retroespalhamento no simulador. O mesmo é apresentado na Figura 25, porém para feixes incidentes de fótons.

Dentre os 15 participantes do problema P4, 13 obtiveram soluções de acordo com a solução de normalização, com diferença percentual máxima de 20% (KODELI e TANNER, 2005).

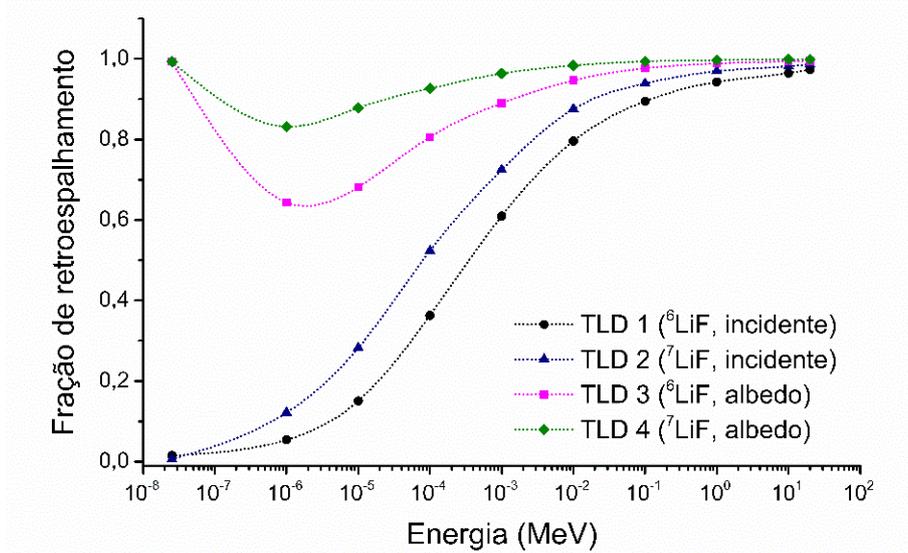


Figura 24: Fração da resposta da solução de normalização do problema P4 da intercomparação *QUADOS* devido ao retroespalhamento de nêutrons (LEE, 2005).

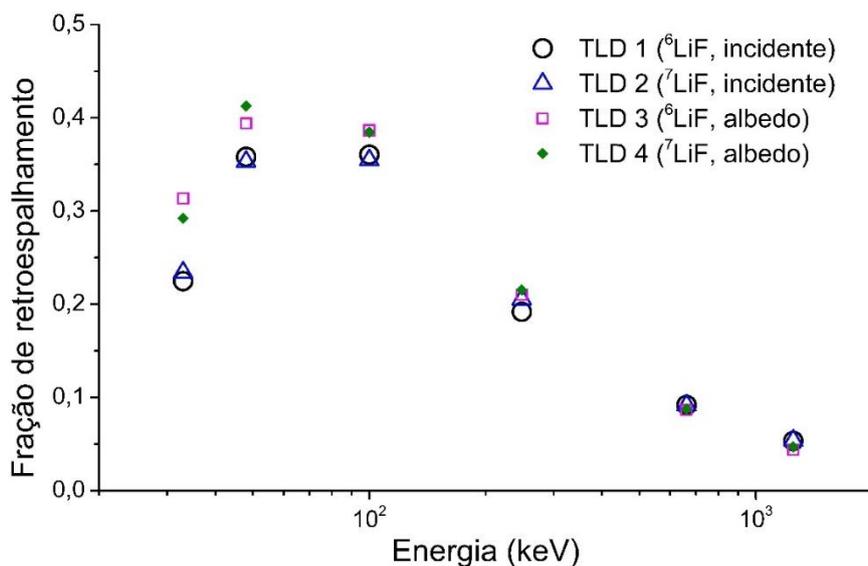


Figura 25: Fração da resposta da solução de normalização do problema P4 da intercomparação *QUADOS* devido ao retroespalhamento de fótons (LEE, 2005).

Capítulo 3

MATERIAIS E MÉTODOS

3.1 Modelagem do problema P4 da intercomparação *QUADOS*

Com o objetivo de validar a metodologia de simulação da resposta do dosímetro de albedo do IRD, foi realizada a simulação do problema P4 proposto pela intercomparação *QUADOS*, descrito na seção 2.6.1. A modelagem deste problema ajudará na escolha do tratamento dosimétrico que será aplicado na simulação do dosímetro de albedo do IRD, assim como na escolha de bibliotecas de seção de choque, tratamento de nêutrons térmicos e na escolha dos tipos de registros utilizados no MCNP (*Tallys*).

Para esta modelagem foi utilizado o código MCNPX, versão 2.5. Na composição real dos TLD ${}^6\text{LiF}$ e ${}^7\text{LiF}$ existem quantidades de materiais dopantes, sendo eles Mg e Ti. Entretanto, pelo fato desses dopantes estarem presentes em pequenas quantidades e apresentarem seções de choque muito menores que as dos elementos ${}^6\text{Li}$, ${}^7\text{Li}$ e ${}^{19}\text{F}$, a presença desses dopantes foi desconsiderada na modelagem desses TLD. A geometria construída no MCNPX incluiu o dosímetro de albedo e o simulador de tronco da ISO, seguindo a descrição presente no item 2.6.

Nesta modelagem, foram utilizadas as bibliotecas de seção de choque ENDF-VI.0, ENDF-VI.1, ENDF-VI.5, ENDF-VI.8 e ENDF/B-VI.8. Visto que tanto a água presente no simulador de tronco da ISO quanto o suporte do dosímetro apresentam uma grande quantidade de átomos de hidrogênio, foram incluídas bibliotecas para o tratamento especial do espalhamento dos nêutrons térmicos (*up-scatter*) no hidrogênio presente nestes materiais.

De acordo com a proposta da intercomparação *QUADOS*, a resposta dos TLD devido a nêutrons foi determinada como o número de reações ${}^6\text{Li} (n, \alpha) {}^3\text{H}$, que ocorrem nos TLD. Para realizar este cálculo com o MCNPX, foi utilizado o registro tipo 4 (*Tally F4*) nos volumes dos TLD. Associado a este registro, foi utilizado o modificador FM4. Para utilizar este modificador, é necessário fornecer a densidade atômica do isótopo ${}^6\text{Li}$ no TLD em questão, multiplicada pelo volume do TLD (valor 2 da Equação 8). Para o TLD ${}^6\text{LiF}$ este valor é $5,372 \times 10^{-4}$ (átomos \times barn $^{-1}$ \times cm 2) e para o ${}^7\text{LiF}$ é $3,879 \times 10^{-7}$ (átomos \times barn $^{-1}$ \times cm 2). Adicionalmente, é necessário fornecer um número que selecionara a seção de choque da reação (n, α) (valor 1 da Equação 8). O valor 105 associado a este modificador se refere à reação em questão. A resposta dos TLD devido a

fótons foi calculada como a energia depositada em cada TLD e para isso foi empregado o registro tipo 8 (*Tally *F8*). Foram calculadas as respostas para nêutrons e fótons monoenergéticos, com energias descritas no item 2.6.2.

Na simulação foi considerada a condição de equilíbrio de partícula carregada, sendo transportados apenas fótons e nêutrons. Todas as irradiações foram simuladas com um campo plano de radiação, com dimensões de 30 cm × 30 cm e incidência normal à face frontal do simulador de tronco da ISO. Na Figura 26 é mostrada a visualização, no *software* MORITZ, da geometria do dosímetro de albedo construída no código MCNPX (ver Figura 20).

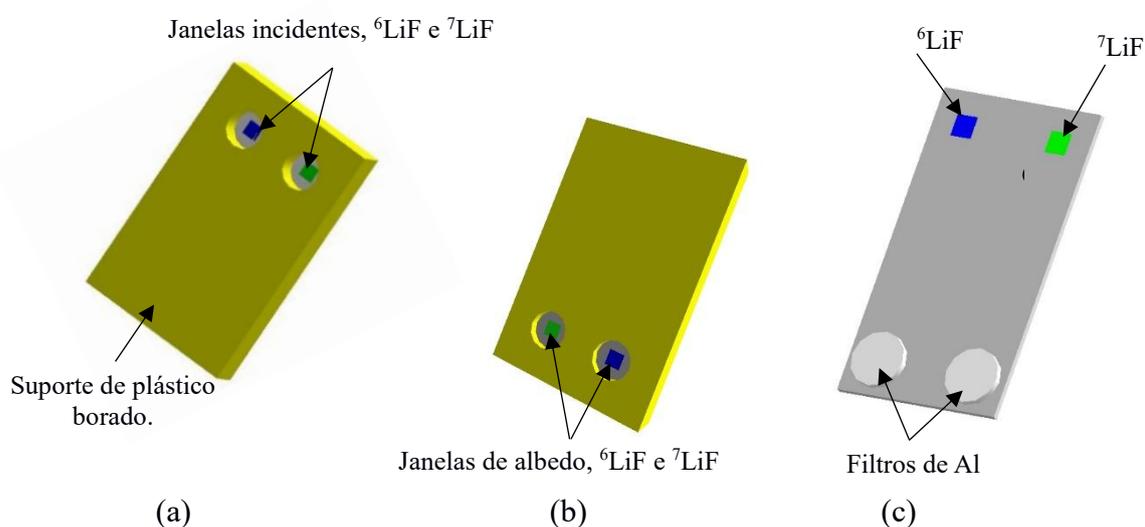


Figura 26: Visualização da geometria do albedo da intercomparação *QUADOS* construído no MCNPX. Vista frontal (a) e traseira (b) do dosímetro fechado; (c) Perspectiva frontal do cartão interno, mostrando os filtros de Al e os TLD.

Foram calculadas as quatro tarefas propostas pela intercomparação, descritas no item 2.6.2. Os resultados obtidos neste trabalho foram plotados em gráficos (resposta vs. energia) e comparados com a solução de normalização, apresentada no item 2.6.3.

3.2 Modelagem do dosímetro de albedo do IRD

Na modelagem do dosímetro de albedo do IRD, foram descritas todas as suas estruturas indicadas na Figura 9, incluindo os TLD 600 e TLD 700. Foram apenas desconsideradas as estruturas de reentrância, pino de encaixe na rosca, rosca para

fechamento e cinto ajustável, itens 3, 4, 9 e 10, respectivamente, também mostrados na Figura 9. Na descrição dos materiais, foram usadas as bibliotecas ENDF-VI.0, ENDF-VI.1, ENDF-VI.5, ENDF-VI.6 e ENDF/B-VI. As densidades e composições isotópicas do simulador de tronco da ISO e de todos os materiais que compõem o dosímetro de albedo do IRD, são apresentadas na Tabela 6. Na modelagem dos TLD 600 e TLD 700 no código MCNPX, as quantidades de dopantes (Mg e Ti) foram desconsideradas. Foram incluídas bibliotecas para considerar o espalhamento dos nêutrons térmicos (*up-scatter*) na água que está presente no simulador e no polietileno do moderador que compõe o dosímetro de albedo do IRD.

Tabela 6: Composição isotópica (em fração de peso) e densidades dos materiais dos componentes do dosímetro de albedo do IRD e do simulador de tronco da ISO.

Materiais	Densidades (g.cm ⁻³)	Elementos							
		¹ H	⁶ Li	⁷ Li	¹⁰ B	¹¹ B	¹² C	¹⁶ O	¹⁹ F
Albedo IRD									
Blindagem	2,52	–	–	–	0,157	0,626	0,217	–	–
Moderador	0,94	0,144	–	–	–	–	0,856	–	–
Suporte	0,97	0,137	–	–	–	–	0,863	–	–
TLD 600	2,54	–	0,229	0,012	–	–	–	–	0,759
TLD 700	2,64	–	1,6 × 10 ⁻⁴	0,270	–	–	–	–	0,730
Simulador de tronco									
PMMA	1,19	0,080	–	–	–	–	0,600	0,320	–
Água	1,00	0,112	–	–	–	–	–	0,888	–

Na Figura 27 é mostrada a visualização da geometria do dosímetro de albedo do IRD realizada no MCNPX. A parte da blindagem e o corpo moderador (Figura 27 – c) são encaixados na base do suporte (Figura 27 – b) que é fechado pela tampa (Figura 27 – d). Na Figura 28 é mostrada a visualização do dosímetro de albedo do IRD posicionado sobre o simulador de tronco da ISO.

Em todas as simulações, o campo de radiação foi definido como um campo plano de dimensões 30 cm × 30 cm, incidindo perpendicularmente na face frontal do simulador de tronco da ISO, para otimizar o tempo de cálculo. O feixe de nêutron foi distribuído homogeneamente na área do campo de radiação, com uma igual probabilidade espacial. Em cada simulação foi alterado apenas a distribuição espectral do campo, ou seja, sua fluência em função da energia. Em todas as simulações, foram rodadas em média 10⁸ histórias, fornecendo uma incerteza estatística da ordem de 5%. O valor máximo de

incerteza estatística foi da ordem de 10%. O meio de transporte da radiação entre a fonte plana e o dosímetro, foi definido sempre como vácuo.

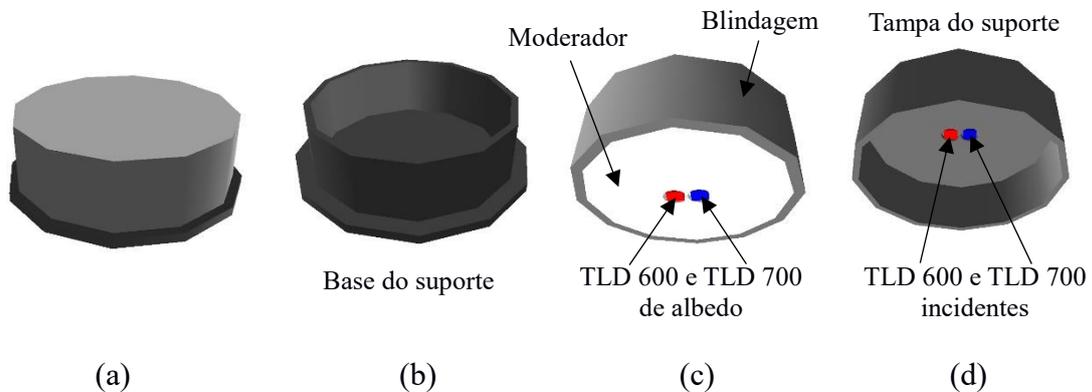


Figura 27 Visualização da geometria do dosímetro de albedo do IRD construído no MCNPX. (a) Dosímetro de albedo do IRD fechado; (b) Base do suporte do albedo; (c) Blindagem, corpo moderador e TLD600 e TLD700; (d) Tampa do suporte do albedo e TLD.

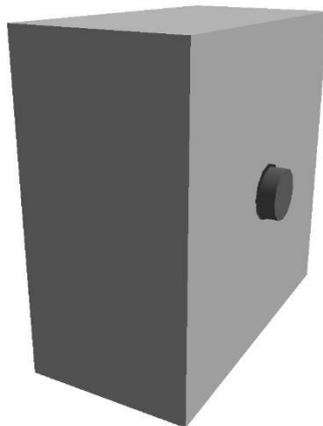


Figura 28: Visualização do dosímetro de albedo do IRD posicionado sobre o simulador de tronco da ISO.

3.2.1 Resposta em feixes monoenergéticos

Foram calculadas as respostas do dosímetro de albedo do IRD em $H_p(10)$ para feixes monoenergéticos incidentes de nêutrons. Este cálculo foi realizado para 40 energias entre 10^{-9} e 20 MeV. As energias escolhidas foram as mesmas presentes no Anexo A.

As leituras dos TLD devido a nêutrons foram determinadas por duas metodologias distintas, encontradas na literatura, como abordado no item 2.4. Para o cálculo das leituras

dos TLD como o número de reações ${}^6\text{Li}(n, \alpha){}^3\text{H}$, foi empregado o mesmo método descrito no item 3.1, incluindo os mesmos valores de densidade atômica e volume, já que são os mesmos tipos de TLD.

Para o modelo de cálculo que considera leitura do TLD como proporcional a quantidade de energia depositada no mesmo, foi empregado o registro tipo 6 (*Tally* +F6). E além do transporte de nêutrons, foi incluído o transporte de elétrons e fótons, que eventualmente podem ser gerados nas reações dos nêutrons com os materiais da simulação e contribuir para deposição de energia nos TLD.

Para o cálculo do valor da grandeza $H_P(10)$, foi calculada a fluência sem a presença do simulador e sem a presença do dosímetro. O cálculo da fluência foi realizado num volume em forma de paralelepípedo de dimensões $0,32\text{ cm} \times 0,32\text{ cm} \times 0,09\text{ cm}$ centrado no mesmo eixo do centro da fonte e preenchido por vácuo, onde foi aplicado o registro tipo 4 (*Tally* F4). Associado a este, foi utilizado o modificador de registro E4 (por faixa de energia). As energias escolhidas para o cálculo da fluência na simulação foram as mesmas presentes na Tabela 21 do Anexo A, para as quais os valores de coeficientes de conversão de fluência para equivalente de dose individual, $h_{P\Phi}(10)$ são conhecidos. O $H_P(10)$ foi calculado através da multiplicação da fluência pelo $h_{P\Phi}(10)$ para cada energia.

A resposta em $H_P(10)$ foi obtida através da divisão da leitura de albedo (leitura do TLD 600 subtraída pela leitura do TLD 700, ambas na posição de albedo) pelo valor da grandeza $H_P(10)$. A resposta do dosímetro de albedo do IRD foi calculada para cada um dos 40 valores de energia através das duas metodologias de cálculo da leitura do TLD. A partir desses resultados foi construído um gráfico para mostrar como a resposta em $H_P(10)$ varia com a energia dos nêutrons incidentes.

3.2.2 Resposta em espectros das áreas N1, N2 e N3

Com o propósito de estudar a resposta do dosímetro de albedo do IRD em espectros ocupacionais realistas, foram realizadas simulações da resposta do dosímetro de albedo do IRD em espectros de nêutrons medidos em várias instalações. Estes espectros foram separados de acordo com a classificação de áreas descrita na Tabela 1. Os espectros das áreas N1, N2 e N3, usados neste trabalho, estão descritos, respectivamente, nas Tabelas 7, 8 e 9. Os gráficos referentes a estes espectros podem ser vistos no Anexo B deste trabalho.

Foram utilizados espectros encontrados em diversas instalações que utilizam nêutrons. A maioria destes espectros foi retirada do documento *Technical Reports Series* número 403 publicado pela *International Atomic Energy Agency* (IAEA, 2001). Adicionalmente foram utilizados espectros encontrados no documento ABNT NBR ISO (2011) e nos trabalhos de FREITAS *et al.* (2015a, 2015b).

Visto que o maior número de usuários do dosímetro de albedo do IRD é exposto a espectros moderados de $^{241}\text{Am-Be}$, seria desejável obter mais informações da variação da resposta deste dosímetro em função dos espectros em questão. Com este objetivo, foram realizadas simulações da resposta do dosímetro de albedo do IRD para espectros moderados de $^{241}\text{Am-Be}$.

Foi utilizado o espectro de referência da fonte de $^{241}\text{Am-Be}$ (ABNT NBR ISO, 2011), emitido por uma fonte pontual e isotrópica. Para a moderação deste espectro foi inserido na simulação um moderador esférico cobrindo a fonte pontual e com espessura variável (x). Um esquema da geometria simulada é mostrado na Figura 29. Foram realizadas simulações com moderadores esféricos dos seguintes materiais: grafite, com espessura de 3 cm, parafina, com espessuras de 1 cm, 3 cm, 6 cm e 10 cm; polietileno, com espessuras de 3 cm, 6 cm, 9 cm e 10 cm e moderações de água, com espessuras de 3 cm e 15 cm. Estes espectros são listados em negrito na Tabela 9 e são mostrados no item 4.2.

Para estes espectros, a resposta do dosímetro de albedo do IRD para nêutrons foi determinada somente pela metodologia que considera a quantidade de energia depositada no TLD proporcional a sua leitura TL. O que será explicado em mais detalhes no item 4.3 deste trabalho.

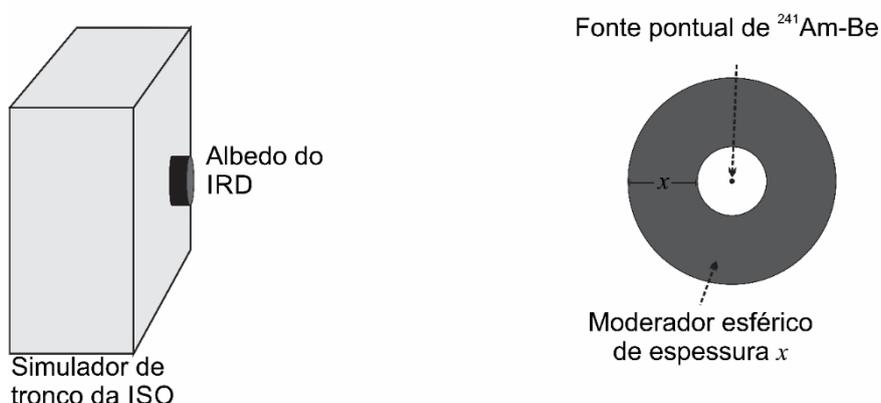


Figura 29: Geometria da simulação da irradiação do dosímetro de albedo do IRD em espectros moderados de $^{241}\text{Am-Be}$.

Tabela 7: Descrição dos espectros da área N1.

Código	Espectros de nêutrons	Descrição	Gráfico
N1 - 1	$^{252}\text{Cf}(\text{D}_2\text{O})$ ¹	Fonte de ^{252}Cf no centro de uma esfera preenchida com D_2O (raio = 15 cm).	Figura 57
N1 - 2	Reator PWR <i>CZECH</i> 1 ^{2,3}	Espectro medido na sala de teste, embaixo do reator e na posição 1.	Figura 58
N1 - 3	Acelerador <i>Microton</i> 1 ^{2,4}	Espectro de nêutrons dispersos no local E, com a porta 2 fechada.	Figura 59
N1 - 4	Acelerador <i>Microton</i> 2 ^{2,4}	Espectro de nêutrons dispersos no local D, com a porta 2 fechada.	Figura 59
N1 - 5	Acelerador <i>Microton</i> 3 ^{2,4}	Espectro de nêutrons dispersos no local E, com a porta 2 aberta.	Figura 59
N1 - 6	Reator PWR <i>CZECH</i> 2 ^{2,3}	Espectro medido na sala de bombas, entre a bomba e o lado frio.	Figura 58
N1 - 7	Reator PWR <i>Wolf Creek</i> 1 ^{2,5}	Espectro medido com 50% de potência no nível PH ⁷ 2026'.	Figura 60
N1 - 8	$^{252}\text{Cf}(\text{D}_2\text{O})$ + cone de sombra ²	Fonte de $^{252}\text{Cf}(\text{D}_2\text{O})$ atrás de um cone de sombra.	Figura 57
N1 - 9	Reator PWR <i>CZECH</i> 3 ^{2,3}	Espectro medido na sala de bombas, próximo a porta de entrada.	Figura 58
N1 - 10	Reator PWR <i>Wolf Creek</i> 2 ^{2,5}	Espectro medido com 100% de potência no nível PH ⁷ 2047'.	Figura 60
N1 - 11	Reator PWR <i>Wolf Creek</i> 3 ^{2,5}	Espectro medido com 50% de potência no nível PH ⁷ 2047'.	Figura 60
N1 - 12	Reator PWR <i>Wolf Creek</i> 4 ^{2,5}	Espectro medido com 50% de potência a 2 m do nível PH ⁷ 2047'.	Figura 60
N1 - 13	Reator PWR <i>CP</i> 1 ^{2,6}	Espectro medido no local 6.	Figura 61

Nota: 1 – Espectro retirado da publicação ABNT NBR ISO 8529-1 (2011).

2 – Espectro retirado da publicação TRS 403 (IAEA, 2001).

3 – Espectros de um reator tipo PWR operado pela *Czech Power Co. (Czech)* na República Tcheca.

4 – Espectro de um acelerador médico do *National Cancer Center* no Japão.

5 – Espectros de um reator tipo PWR operado pela *Wolf Creek Nuclear Operating Corporation (Wolf Creek)* nos Estados Unidos da América.

6 – Espectros de um reator tipo PWR, *Commercial Nuclear Plants (CP)* nos Estados Unidos da América.

7 – PH: *personnel hatch*.

Tabela 8: Descrição dos espectros da área N2.

Código	Espectros¹	Tipo de instalação	Descrição	Gráfico
N2 - 1	Barril de transporte 1	Transporte de combustível nuclear.	Espectro emitido por barril de transporte 1392(2).	Figura 62
N2 - 2	Planta de reprocessamento de Plutônio 1	Reprocessamento de combustível nuclear.	Espectro com baixa blindagem, medido na posição 5 no Reino Unido.	Figura 63
N2 - 3	Barril de transporte 2	Transporte de combustível nuclear.	Espectro emitido por barril de transporte 1392(1).	Figura 62
N2 - 4	Barril de transporte 3	Transporte de combustível nuclear.	Espectro emitido por barril de transporte NTL-111, medido a distância de 115 cm.	Figura 62
N2 - 5	Planta de reprocessamento de Plutônio 2	Reprocessamento de combustível nuclear.	Espectro com baixa blindagem, medido na posição 1 no Reino Unido.	Figura 63
N2 - 6	Combustível nuclear MOX	Manipulação de material fissil.	Combustível nuclear de óxido misto (MOX) sem blindagem.	Figura 64
N2 - 7	Reator <i>Silene</i>	Reator experimental	Espectro do reator <i>Silene</i> , sem qualquer moderação.	Figura 65
N2 - 8	Reator <i>Silene</i> + Aço	Reator experimental	Espectro do reator <i>Silene</i> , moderado por aço.	Figura 65
N2 - 9	TN-12 contêiner de carga de combustível nuclear	Transporte de combustível nuclear.	Espectro medido em contêiner no terminal ferroviário de Valognes na França.	Figura 64
N2 - 10	²⁵² Cf + cone de sombra	Espectro de referência da área N2.	Fonte de ²⁵² Cf atrás de um cone de sombra.	Figura 66
N2 - 11	Armazenamento	Armazenamento de combustível nuclear	Espectro medido na instalação nuclear na cidade de Hanau na Alemanha.	Figura 67
N2 - 12	Reator <i>Silene</i> + Pb	Reator experimental	Espectro do reator <i>Silene</i> , moderado por chumbo.	Figura 65
N2 - 13	Reator <i>Silene</i> + PE	Reator experimental	Espectro do reator <i>Silene</i> , moderado por polietileno	Figura 65
N2 - 14	Planta de reprocessamento de Plutônio 3	Reprocessamento de combustível nuclear.	Reprocessamento de plutônio em Valduc na França.	Figura 63

Nota: 1 – Espectros retirados da publicação TRS 403 (IAEA, 2001).

Tabela 9: Descrição dos espectros da área N3.

Código	Espectros	Descrição	Gráfico
N3 – 1	$^{252}\text{Cf}^1$	Fonte de fissão	Figura 68
N3 – 2	$^{238}\text{Pu-Be}^2$	Fonte com reação (n, α)	Figura 70
N3 – 3	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 3 cm de C)	Vide Figura 29	Figura 42
N3 – 4	$^{241}\text{Am-Be}^1$	Fonte com reação (n, α)	Figura 73
N3 – 5	$^{241}\text{Am-B}^1$	Fonte com reação (n, α)	Figura 73
N3 – 6	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 1 cm de Parafina)	Vide Figura 29	Figura 43
N3 – 7	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 3 cm de H ₂ O)	Vide Figura 29	Figura 42
N3 – 8	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 3 cm de PE)	Vide Figura 29	Figura 44
N3 – 9	$^{241}\text{Am-Be}$ Mod. Silicone ³	Fonte de $^{241}\text{Am-Be}$ no interior de um cilindro de espessura de 4 cm de silicone.	Figura 73
N3 – 10	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 3 cm de Parafina)	Vide Figura 29	Figura 43
N3 – 11	$^{241}\text{Am-Be}$ Mod. Parafina ³	Fonte de $^{241}\text{Am-Be}$ no interior de um cilindro de espessura de 4 cm parafina.	Figura 73
N3 – 12	$^{252}\text{Cf} + \text{PE}^4$	Espectro de uma fonte de ^{252}Cf moderado por PE.	Figura 68
N3 – 13	$^{241}\text{Am-Be}$ $^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 6 cm de PE)	Vide Figura 29	Figura 44
N3 – 14	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 6 cm de Parafina)	Vide Figura 29	Figura 43
N3 – 15	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 9 cm de PE)	Vide Figura 29	Figura 44
N3 – 16	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 10 cm de PE)	Vide Figura 29	Figura 44
N3 – 17	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 15 cm de H ₂ O)	Vide Figura 29	Figura 42
N3 – 18	$^{238}\text{Pu-Be}$ (d=2 m) ⁴	Espectro de uma fonte de $^{238}\text{Pu-Be}$, medido a distância de 2 m.	Figura 71
N3 – 19	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 10 cm de Parafina)	Vide Figura 29	Figura 43
N3 – 20	$^{238}\text{Pu-Be(H}_2\text{O)}$ ⁴	Espectro de uma fonte de $^{238}\text{Pu-Be}$ no centro de uma esfera preenchida com H ₂ O (raio = 25 cm).	Figura 70

continuação da Tabela 9

Código	Espectros	Descrição	Gráfico
N3 – 21	$^{238}\text{Pu-Be}$ (d=3 m) ⁴	Espectro de uma fonte de $^{238}\text{Pu-Be}$, medido a distância de 3 m.	Figura 71
N3 – 22	$^{252}\text{Cf(PE)}$ 1 ⁴	Espectro de uma fonte de ^{252}Cf no centro de uma esfera preenchida com PE (raio = 6,3 cm).	Figura 69
N3 – 23	$^{238}\text{Pu-Be} + \text{PE}$ (d=2 m) ⁴	Espectro de uma fonte de $^{238}\text{Pu-Be}$ moderado por polietileno, medido a distância de 2 m.	Figura 72
N3 – 24	$^{238}\text{Pu-Be} + \text{PE}$ (d=1 m) ⁴	Espectro de uma fonte de $^{238}\text{Pu-Be}$ moderado por polietileno, medido a distância de 1 m.	Figura 72
N3 – 25	$^{252}\text{Cf(PE)}$ 2 ⁴	Espectro de uma fonte de ^{252}Cf no centro de uma esfera preenchida com PE (raio = 14,6 cm).	Figura 69
N3 – 26	$^{252}\text{Cf} + 5 \text{ cm Fe} + 10 \text{ cm PE}$ ⁴	Espectro de uma fonte de ^{252}Cf moderado por 5 cm de Fe e 10 cm de PE.	Figura 69
N3 – 27	$^{252}\text{Cf} + 25 \text{ cm Fe} + 10 \text{ cm PE}$ ⁴	Espectro de uma fonte de ^{252}Cf moderado por 25 cm de Fe e 10 cm de PE.	Figura 69

Nota: 1 – Espectro retirado da publicação ABNT NBR ISO 8529-1 (2011).

2 – Espectro retirado do trabalho de FREITAS *et al.* (2015b).

3 – Espectro retirado do trabalho de FREITAS *et al.* (2015a).

4 – Espectro retirado da publicação TRS 403 (IAEA, 2001).

3.3 Modelagem do dosímetro de albedo ALNOR

Com o intuito de realizar uma comparação do desempenho do dosímetro de albedo do IRD em relação ao do dosímetro de albedo ALNOR, o dosímetro de albedo ALNOR foi modelado com o auxílio do código MCNPX. A modelagem utilizada neste trabalho foi adaptada do *input* presente no trabalho de ZHANG (2011). No apêndice D do trabalho de ZHANG (2011) é apresentado um *input* de MCNPX do dosímetro de albedo ALNOR posicionado sobre um simulador esférico. A adaptação consistiu em substituir este simulador esférico pelo simulador de tronco da ISO. Toda a estrutura do dosímetro de albedo ALNOR, como por exemplo, dimensões, composições e densidades, foi mantida igual à apresentada no trabalho citado (ZHANG, 2011). Na Figura 30 é mostrada a

visualização da modelagem em MCNPX do dosímetro de albedo ALNOR posicionado sobre o simulador de tronco da ISO.

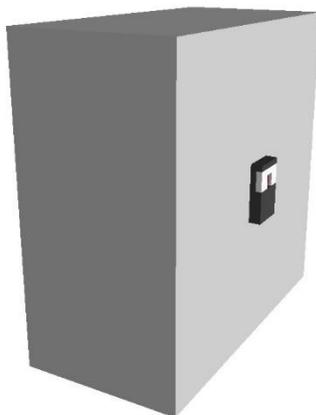


Figura 30: Visualização da modelagem do dosímetro de albedo ALNOR posicionado sobre o simulador de tronco da ISO.

A resposta em $H_p(10)$ do dosímetro de albedo ALNOR para feixes monoenergéticos foi calculada com a mesma metodologia desenvolvida para o cálculo da resposta do dosímetro de albedo do IRD e descrita no item 3.2.1. Entretanto, para calcular a leitura do TLD, foi utilizada apenas a metodologia que considera que a resposta termoluminescente é proporcional a energia depositada no TLD. Foi realizada uma comparação da resposta em $H_p(10)$ do dosímetro de albedo ALNOR com aquela do dosímetro de albedo do IRD, para feixes monoenergéticos

Além do cálculo da resposta em feixes monoenergéticos, foi determinado o Limite inferior de detecção (LID) para alguns espectros de $^{241}\text{Am-Be}$, presentes na Tabela 9 (espectros N3-3, N3-4, N3-7, N3-8, N3-16 e N3-17). O LID foi determinado conforme descrito na Equação 14 (item 3.5.5). Os resultados do LID do albedo ALNOR foram comparados com os LID do dosímetro de albedo do IRD para os mesmos espectros.

3.4 Irradiações dos dosímetros de albedo

Com a finalidade de validar as modelagens dos dosímetros de albedo do IRD e o da ALNOR, empregando o código MCNPX, foram realizadas algumas medições experimentais. As irradiações foram realizadas no Laboratório de Baixo Espalhamento (LBE) do IRD, descrito a seguir.

3.4.1 Irradiações no LBE/LN

O Laboratório de Baixo Espalhamento (LBE) do IRD, pertencente ao Laboratório de Metrologia de Nêutrons (LN), é um dos laboratórios integrantes do Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações ionizantes (LNMRI). O LBE possui dimensões de $7 \times 18 \text{ m}^2$ por 6 m de altura. O piso é feito de concreto, as paredes são feitas de placas de isopor e aço no esquema de sanduíche (aço – isopor – aço) e o teto é de telha de alumínio com forro de isopor. O LBE é constituído de materiais e dimensões de forma a minimizar o espalhamento de nêutrons. Os materiais isopor, aço e alumínio são utilizados por possuírem baixo número atômico (menor interação com os nêutrons) de forma a minimizar o espalhamento no laboratório.

Acima do piso, existe um sistema de posicionamento para a realização de irradiações em condições de baixo espalhamento. Este sistema de posicionamento consiste de uma plataforma central, onde é localizado o suporte da fonte e 4 trilhos que permitem o posicionamento de amostras a diferentes distâncias. Na Figura 31 é mostrado um croqui do LBE, assim como seu sistema de posicionamento para irradiação.

As irradiações no LBE foram realizadas de acordo com as recomendações da ABNT NBR ISO 8529-3 (ABNT NBR ISO, 2013a). Em cada irradiação realizada, foram posicionados quatro albedos fixados na face frontal do simulador de tronco da ISO. As irradiações foram realizadas com um valor da grandeza $H_p(10)$ de 2,0 mSv, com uma incerteza padrão combinada de cerca de 10% para um intervalo de confiança de 95%. Foram realizadas irradiações do dosímetro de albedo do IRD, na distância de 100 cm, com os seguintes espectros de nêutrons: ^{252}Cf , $^{252}\text{Cf}(\text{D}_2\text{O})$, $^{241}\text{Am-Be}$ e $^{238}\text{Pu-Be}$. Uma fotografia do arranjo experimental é mostrada na Figura 32.

Também foram realizadas irradiações do dosímetro de albedo do IRD, na distância de 50 cm, em espectros de $^{241}\text{Am-Be}$ moderados por silicone e moderados por parafina ($^{241}\text{Am-Be}$ Mod. Silicone e $^{241}\text{Am-Be}$ Mod. Parafina). Os materiais utilizados na moderação são cilindros vazados com altura de 15 cm e espessura de 4 cm, mostrados na Figura 33. As fontes foram inseridas dentro destes cilindros e os albedos foram também irradiados sobre a face frontal do simulador de tronco da ISO a 50 cm do centro da fonte. Na Figura 34 é mostrada a irradiação de alguns albedos no campo de $^{241}\text{Am-Be}$ moderado por parafina.

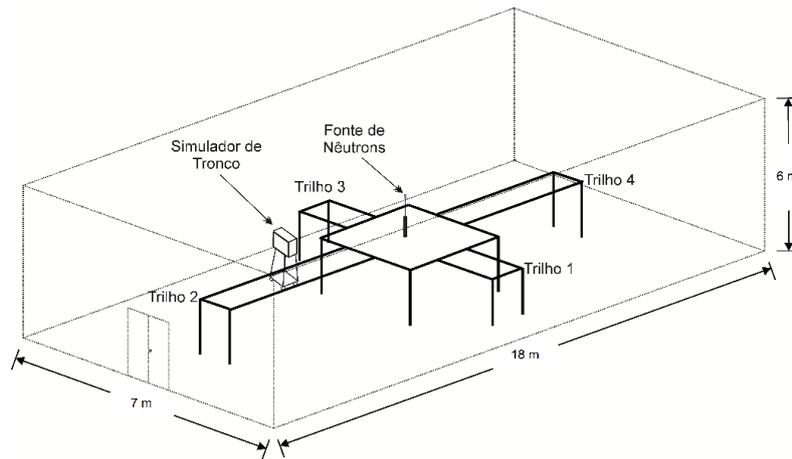


Figura 31: Desenho esquemático do LBE e do arranjo experimental para irradiações.

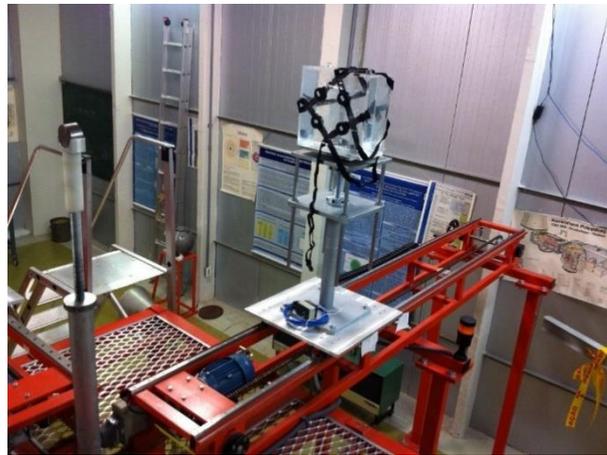


Figura 32: Irradiação dos dosímetros de albedo do IRD no LBE.



Figura 33: Cilindros de parafina (esquerda) e silicone (direita), usados na moderação de espectros de $^{241}\text{Am-Be}$.

O dosímetro de albedo ALNOR foi irradiado apenas nos espectros de ^{252}Cf , $^{252}\text{Cf}(\text{D}_2\text{O})$, $^{241}\text{Am-Be}$. Todas as irradiações deste trabalho foram realizadas à 0° , em relação ao centro da fonte e a face frontal do frontal do simulador. Valores de correções do espalhamento de nêutrons para irradiações realizadas no LBE são encontrados nos trabalhos de FREITAS *et al.* (2014, 2015a, 2015b).



Figura 34: Arranjo experimental da irradiação dos albedos do IRD em espectro de $^{241}\text{Am-Be}$ moderado por parafina.

3.4.2 Características dos espectros experimentais

Na Tabela 10 são mostradas algumas características dos espectros utilizados nas irradiações dos dosímetros, como por exemplo, o valor do coeficiente de conversão de fluência em $H_p(10,0^\circ)$ e a energia média.

Tabela 10: Características dos espectros utilizados nas irradiações dos dosímetros de albedo do IRD.

Espectros	$h_{p\Phi}(10,0^\circ)$ (pSv.cm ⁻²)	Energia Média ¹ (MeV)
^{252}Cf ²	395 ± 45	$1,90 \pm 0,16$
$^{252}\text{Cf}(\text{D}_2\text{O})$ ²	125 ± 11	$0,59 \pm 0,05$
$^{241}\text{Am-Be}$ ²	403 ± 48	$3,80 \pm 0,32$
$^{238}\text{Pu-Be}$ ²	409 ± 49	$3,42 \pm 0,29$
$^{241}\text{Am-Be Mod. Silicone}$ ³	325 ± 39	$3,26 \pm 0,39$
$^{241}\text{Am-Be Mod. Parafina}$ ³	325 ± 39	$2,46 \pm 0,30$

Nota: 1 – Energia média em relação a fluência.

2 – Retirado do trabalho de FREITAS *et al.* (2015b).

3 – Retirado do trabalho de FREITAS *et al.* (2015a).

3.5 Preparação e avaliação dos dosímetros no LDT/IRD

Os dosímetros de albedo foram preparados e avaliados no Laboratório de Dosimetria Termoluminescente (LDT) do Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD) segundo seus procedimentos rotineiros de monitoração individual.

3.5.1 Tratamentos térmicos e leituras dos TLD

Para os tratamentos térmicos de pré e pós-irradiação foi utilizado um forno automático modelo TLDO, fabricado pela empresa alemã *Physikalisch-Technische Werkstätten* (PTW), mostrado na Figura 35. A temperatura dos tratamentos térmicos é controlada dentro de um intervalo de no máximo 2 °C, em todos os pontos dentro do forno, garantindo assim uma alta reprodutibilidade e homogeneidade dos tratamentos térmicos aplicados aos TLD. Os tratamentos térmicos empregados nos TLD 600 e TLD 700 são descritos na Tabela 11.

Tabela 11: Tratamentos térmicos empregues nos TLD.

Tratamento térmico	Tempo e Temperatura de Tratamento
Pré-irradiação	1 h (400 °C) + 2 h (100 °C)
Pós-irradiação	10 min (100 °C)

Para a avaliação dos TLD foi utilizada uma leitora de TLD manual Modelo 3500, da marca *Harshaw*, mostrada na Figura 36. Os valores das rampas de aquecimento e da faixa de temperaturas de coleta do sinal utilizados neste trabalho são os mesmos usados na rotina de monitoração do LDT. Para ambos os TLD, foi utilizada uma taxa de aquecimento constante de $10^{\circ}\text{C}\cdot\text{s}^{-1}$, entre de 90° e 320°C , com aquisição do sinal em 200 canais. A leitora TL é operada acoplada a um computador que gerencia seu funcionamento, por meio de *software* específico. Na tela de saída, o *software* fornece a curva TL, que é a intensidade de corrente (nA), em cada um dos 200 canais. Além de fornecer a curva de aquecimento. O valor da leitura TL de cada TLD, em nC, foi considerado como a integral da curva TL nos primeiros 150 canais. Uma demonstração da tela de saída é mostrada na Figura 37.



Figura 35: Forno PTW/TLDO utilizado nos tratamentos térmicos.



Figura 36: Leitor TL modelo Harshaw 3500.

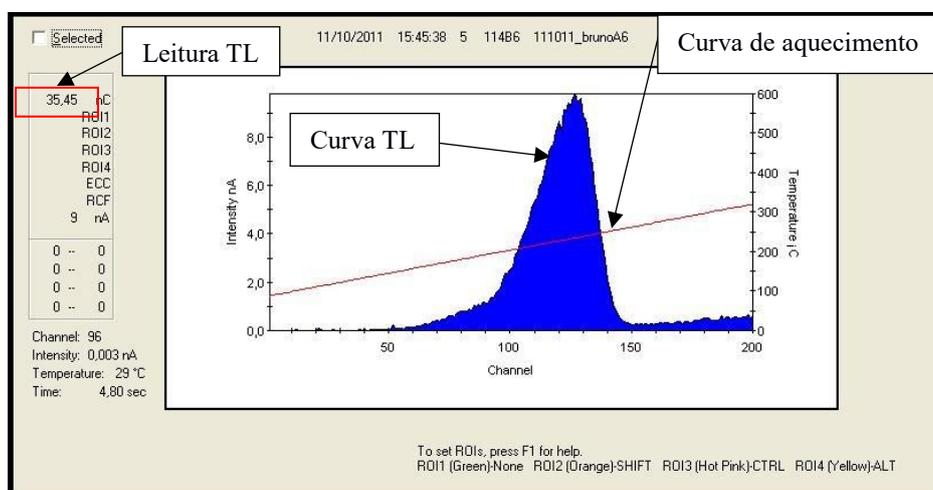


Figura 37: Curva TL, curva de aquecimento e leitura TL.

3.5.2 Seleção e calibração do lote de TLD

Neste trabalho foram utilizados TLD 600 e TLD 700 selecionados em lotes, conforme procedimentos rotineiros do LDT. Os lotes de TLD 600 e TLD 700 empregados neste trabalho são compostos, cada um, por cerca de 60 detectores com coeficientes de variação percentual menor do que 3,5% para radiação de fótons.

Os fatores de calibração (fc_6 e fc_7) para fótons são usados para normalizar as leituras dos TLD 600 e TLD 700 para a grandeza K_{ar} de fótons. Este fator é calculado, para cada lote i , de TLD, usando-se 10 TLD irradiados em um campo de referência e 10 não irradiados, conforme Equação 10.

$$fc_i(mGy \cdot nC^{-1}) = \left(\frac{K_{ar}}{(\bar{L}_{Irradiados} - \bar{L}_{BG})} \right)_i \quad (10)$$

Onde:

K_{ar} – é o valor de referência da grandeza kerma no ar recebido pelos TLD;

$\bar{L}_{Irradiados}$ – é a leitura média de TLD irradiados;

\bar{L}_{BG} – é a leitura média de TLD não irradiados.

3.5.3 Cálculo da dose de nêutrons

A diferença entre as leituras dos TLD 600 e TLD 700 (na unidade de mGy), na posição do campo de nêutrons de albedo, é proporcional à dose de nêutrons. Esta diferença é conhecida como dose aparente de nêutrons (D_n) e seu cálculo é apresentado na Equação 11.

$$D_n(mGy) = L_{6a}(nC) \cdot fc_6(mGy \cdot nC^{-1}) - L_{7a}(nC) \cdot fc_7(mGy \cdot nC^{-1}) \quad (11)$$

Onde:

L_{6a} – é a leitura líquida (isto é, subtraída a radiação de fundo) do TLD 600 para o campo de nêutrons de albedo;

L_{7a} – é a leitura líquida (isto é, subtraída a radiação de fundo) do TLD 700 para o campo de nêutrons de albedo;

fc_6 – é o fator de calibração do TLD 600 para fótons;

f_{c7} – é o fator de calibração do TLD 700 para fótons.

A dose aparente é utilizada para o cálculo do valor da dose de nêutrons, em $H_p(10)$, do dosímetro de albedo, conforme a equação 12. Devido à complexidade dos espectros de nêutrons em diferentes locais de trabalho, o dosímetro de albedo do IRD é calibrado num espectro de referência de ^{252}Cf . Nos demais espectros de nêutrons, para obter a dose correta de nêutrons, é necessária a aplicação de um fator de correção local (FCL), que é adimensional. Então, o valor de $H_p(10)$, na unidade de mSv, é determinado de acordo com a Equação 12, apresentada a seguir:

$$H_p(10)(mSv) = D_n(mGy) \times N_{cf}(mSv/mGy) \times FCL \quad (12)$$

Onde:

N_{cf} – é o fator de calibração para um espectro de nêutrons provenientes de uma fonte de ^{252}Cf ;

FCL – é o fator de correção local e é diferente para cada tipo de espectro de nêutrons.

3.5.4 Cálculo da incerteza do tipo A

De acordo com o item 3.4.1, em cada irradiação, quatro dosímetros de albedo foram posicionados no simulador de tronco da ISO. E, além disso, foram realizadas mais de uma medição para cada espectro. Dessa forma, para um conjunto de n medições, os resultados serão calculados por seus valores médios (\bar{x}). Para avaliar a incerteza desses conjuntos de medições, foi calculado o intervalo de confiança (I), através do desvio padrão (σ) e da função t de Student, conforme Equação 13:

$$I_{\sigma} = \frac{t \times \sigma}{\sqrt{n}} \quad (13)$$

O valor de t é escolhido de acordo com o número de graus de liberdade e de acordo com o grau de confiança desejado. Neste trabalho os cálculos foram feitos para intervalo de confiança de 95%. Assim, os resultados são reportados como: $\bar{x} \pm I_{\sigma}$.

3.5.5 Cálculo do Limite Inferior de Detecção (LID)

O Limite Inferior de Detecção (LID) é o menor valor de dose medida por um dosímetro que pode ser distinguido da dose zero (dose devido apenas a influência da radiação de fundo). O LID depende do sistema de monitoração individual como um todo: composição e dimensões do TLD e do suporte do dosímetro, algoritmo de cálculo de dose, tratamentos térmicos e outros procedimentos de laboratoriais. Neste trabalho, o LID é definido da seguinte forma (OBERHOFER e SCHARMANN, 1993):

$$LID (mSv) = 3 \times \sqrt{\sigma_{TLD600BG}^2 - \sigma_{TLD700BG}^2} \times N_{Cf} \times FCL \quad (14)$$

Onde:

$\sigma_{TLD600BG}^2$ e $\sigma_{TLD700BG}^2$ – são os desvios padrões das leituras do TLD 600 e do TLD 700 da componente de albedo de dosímetros não irradiados. Possuem a unidade de mGy;

N_{Cf} – é o fator de calibração para um espectro de nêutrons provenientes de uma fonte de ^{252}Cf , na unidade de mSv/mGy;

FCL – é o fator de correção local e é diferente para cada tipo de espectro de nêutrons.

3.6 Validação da simulação dos dosímetros de albedo do IRD e ALNOR

A validação da simulação consiste na comparação dos FCL obtidos experimentalmente e os FCL obtidos pela simulação com MCNPX. Esta comparação, para o dosímetro de albedo do IRD, foi realizada para os seguintes espectros de nêutrons: ^{252}Cf , $^{252}\text{Cf}(\text{D}_2\text{O})$, $^{241}\text{Am-Be}$, $^{241}\text{Am-Be}$ Mod. Silicone, $^{241}\text{Am-Be}$ Mod. Parafina e $^{238}\text{Pu-Be}$. E para o dosímetro de albedo ALNOR, foi realizada para os seguintes espectros: ^{252}Cf , $^{252}\text{Cf}(\text{D}_2\text{O})$, $^{241}\text{Am-Be}$.

Esta comparação foi realizada através do cálculo do erro normalizado (E_n), que serve para comparar um resultado em relação a um valor de referência. Os valores experimentais foram tomados como referência nesta comparação. O erro normalizado é apresentado na Equação 15. No caso do dosímetro de albedo do IRD, além de comparadas os FCL , os valores das razões i/a , também forma comparados.

$$E_n = \left| \frac{X_{result.} - X_{ref.}}{\sqrt{U_{result.}^2 + U_{ref.}^2}} \right| \quad (15)$$

Onde:

E_n – é o erro normalizado;

$X_{result.}$ – é o resultado a ser comparado;

$X_{ref.}$ – é o valor de referência;

$U_{result.}^2$ – é a incerteza do resultado a ser comparado;

$U_{ref.}^2$ – é a incerteza do valor de referência.

Os valores comparados são compatíveis, entre si, se o erro normalizado for menor que 1 ($E_n < 1$) (ISO, 2010).

3.7 Ajuste de equações para cálculo teórico do *FCL* do dosímetro de albedo do IRD em espectros de nêutrons das áreas N1, N2 e N3

Os valores dos *FCL* obtidos para os espectros de nêutrons das áreas N1, N2 e N3 (descritos nas Tabela 7, Tabela 8 e Tabela 9, respectivamente), foram plotados em função das suas razões i/a . Semelhantemente ao que foi proposto por BURGKHARDT e PIESCH (1988), para os dosímetros de albedo oficiais da Alemanha (descrito no item 2.2.1 e na Tabela 2), foram propostas, para o dosímetro de albedo do IRD, funções que permitam o cálculo do *FCL* em função do valor da razão i/a .

Os resultados para cada área N1, N2 e N3, foram separados por faixas da razão i/a , e equações foram ajustada em cada uma dessas faixas. A escolha de cada faixa foi realizada a partir da observação do comportamento da variação do *FCL*. Em algumas faixas, o *FCL* permaneceu quase inalterado, assim foi escolhido um valor médio do *FCL* para toda a faixa. Nas faixas em que o *FCL* variou em função da razão i/a , foi ajustada uma função do tipo apresentada na Equações 16.

$$FCL = 10^{(A \cdot \log(Razão \ i/a) - B)} \quad (16)$$

A partir de cada ajuste foram determinados os parâmetros A e B da Equação 16, com incerteza para 95% de grau de confiança.

Para as áreas N1 e N3, que contam com medições experimentais, as equações propostas neste trabalho para determinação do FCL foram testadas contra medições experimentais. A partir do valor da razão i/a experimental, foi calculado o FCL através da equação proposta e este foi comparado com o FCL obtido experimentalmente. O erro normalizado (Equação 15) foi usado para comparar estes valores, sendo o valor do FCL experimental tomado como valor de referência nesta comparação.

Capítulo 4

RESULTADOS E DISCUSSÕES

4.1 Resultados do problema P4 da intercomparação *QUADOS*

Na Figura 38 são apresentados os resultados obtidos neste trabalho através do uso do código MCNPX e os resultados da solução de normalização (apresentada no item 2.6.3) da intercomparação *QUADOS*, para a finalidade de comparação. São apresentados os resultados das respostas dos 4 TLD do dosímetro de albedo, quando irradiado com nêutrons monoenergéticos.

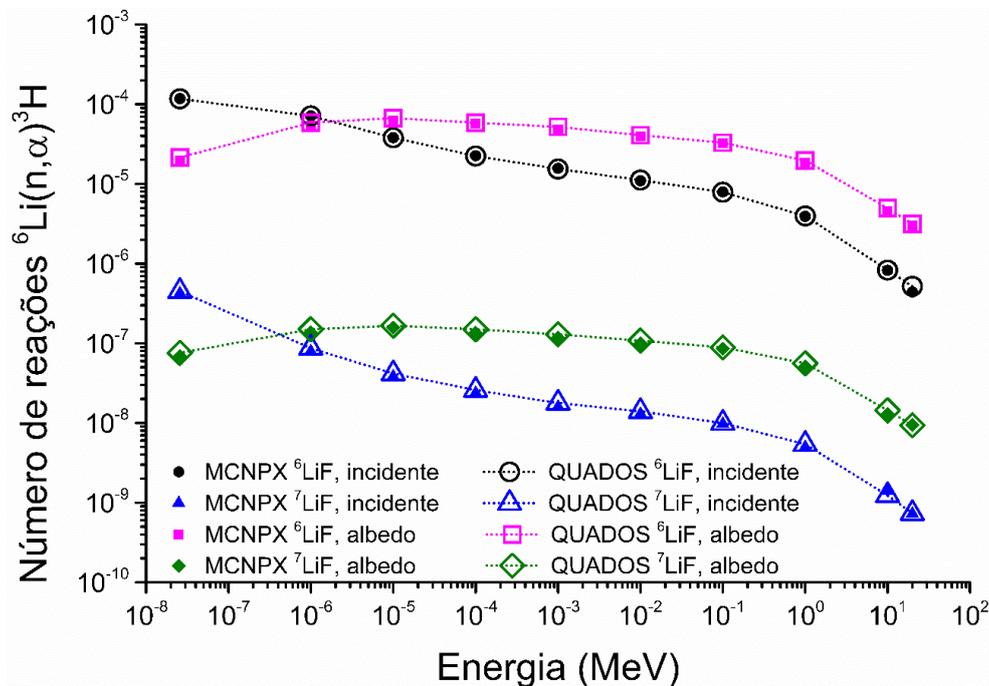


Figura 38: Comparação das respostas a nêutrons do problema P4 da intercomparação *QUADOS*.

Pode-se observar uma concordância entre os valores calculados neste trabalho utilizando o código MCNPX e os valores da solução de normalização do *QUADOS*. A diferença percentual média entre estes resultados é de 5%, que é da ordem dos erros relativos (Equação 7) encontrados nos resultados calculados neste trabalho. A maior diferença percentual é de 15% e foi encontrada para a energia de 20 MeV e para o TLD ${}^6\text{LiF}$ incidente.

Na Figura 39 é mostrado o resultado da resposta de fótons obtido pela simulação com MCNPX comparado com o resultado da solução de normalização. Novamente podemos ver uma concordância entre os valores calculados neste trabalho utilizando o código MCNPX e os valores da solução de normalização. A diferença percentual média entre estes resultados é de 2% e o erro relativo nos resultados calculados neste trabalho é de cerca de 3%. A maior diferença percentual é de 8% e foi encontrada para a energia de 48 keV e para o TLD ${}^6\text{LiF}$ de albedo.

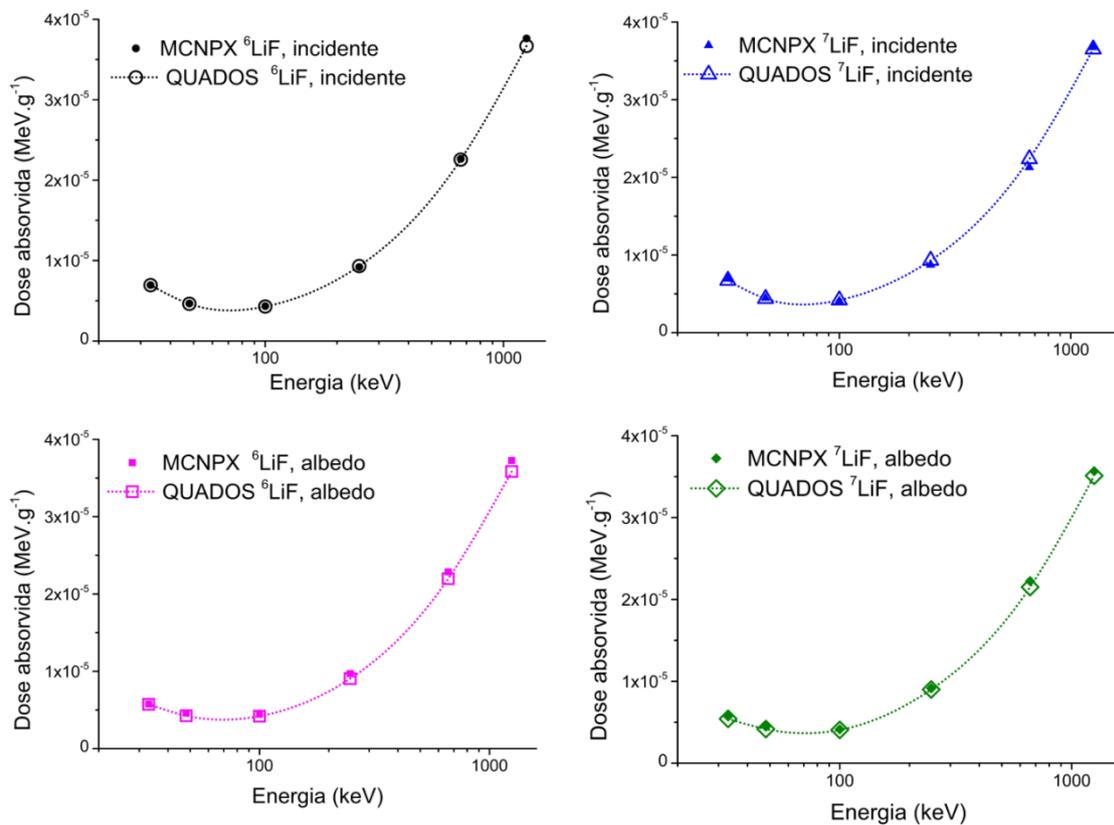


Figura 39: Comparação das respostas a fótons do problema P4 da intercomparação QUADOS.

Na Figura 40 é mostrado o resultado da fração da resposta total que é devida ao retroespalhamento de nêutrons no simulador da ISO, obtido neste trabalho através do uso do código MCNPX, comparado com o resultado da fração da solução de normalização. A diferença percentual média entre estes resultados é de 4%. A maior diferença percentual é de 30% e foi encontrada para a energia de 10⁻⁵ MeV e para o TLD ${}^7\text{LiF}$ incidente.

Já na Figura 41 é apresentado o resultado da fração da resposta total que é devida ao retroespalhamento de fótons comparado com o resultado da solução de normalização.

A diferença percentual média entre estes resultados é de 4%. A maior diferença percentual é de 26% e é encontrada para a energia de 33 keV e para o TLD ${}^6\text{LiF}$ de albedo.

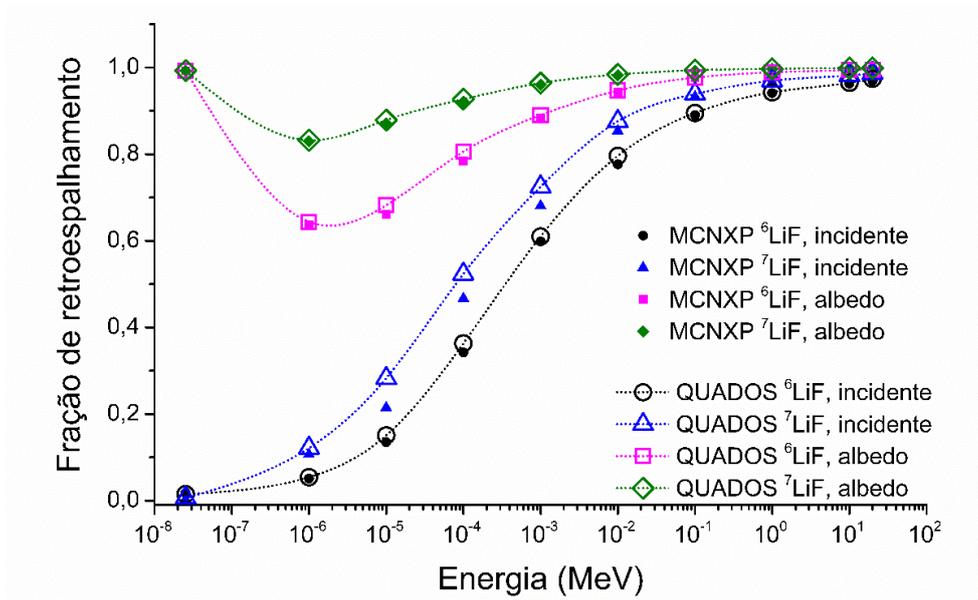


Figura 40: Fração da resposta a nêutrons devido ao retroespalhamento no simulador de tronco da ISO.

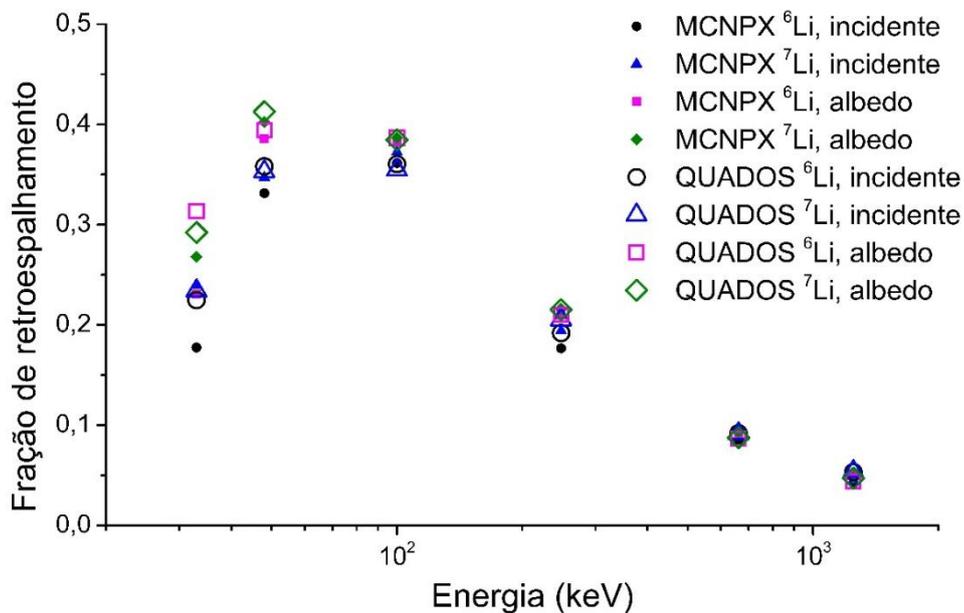


Figura 41: Fração da resposta a fótons devido ao retroespalhamento no simulador de tronco da ISO.

Estes resultados mostram que a solução do problema P4 da intercomparação *QUADOS* calculada neste trabalho está de acordo com a solução de normalização e consequentemente com os 13 dos 15 participantes desta intercomparação. Estes resultados são importantes para validar a metodologia de simulação que foi aplicada no cálculo da resposta do dosímetro de albedo do IRD. Esta validação não se restringiu apenas ao emprego correto do código MCNPX, mas também testou o tratamento dosimétrico utilizado, bibliotecas de seção de choque, tratamento de nêutrons térmico e a aplicação dos tipos de registros F4 e FM4 para o cálculo da resposta dos TLD a nêutrons.

4.2 Espectros moderados de $^{241}\text{Am-Be}$ obtidos pela simulação.

Nas Figura 42, Figura 43 e Figura 44 são apresentadas os espectros de nêutrons produzidos pela moderação de uma fonte pontual de $^{241}\text{Am-Be}$ por diferentes materiais e espessuras, de acordo com o item 3.2.2.

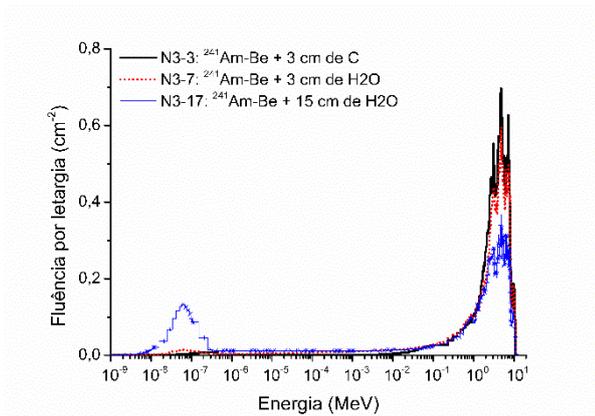


Figura 42: Espectros de $^{241}\text{Am-Be}$ moderados com C e H_2O .

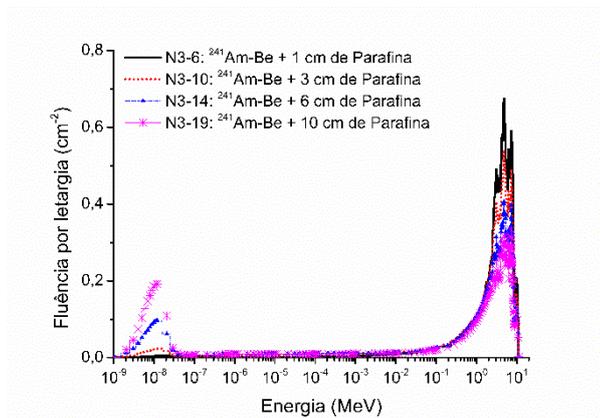


Figura 43: Espectros de $^{241}\text{Am-Be}$ moderados com Parafina.

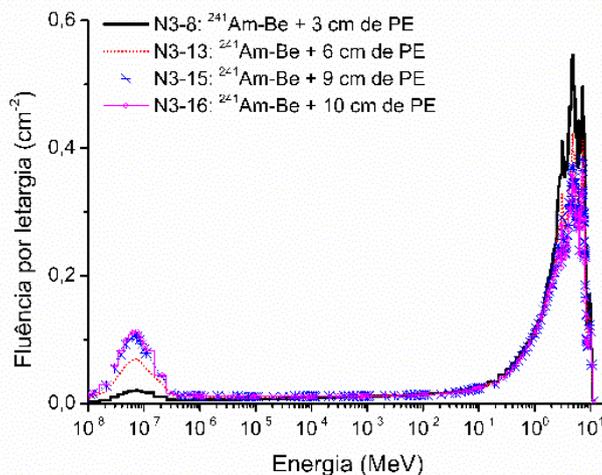


Figura 44: Espectros de $^{241}\text{Am}\text{-Be}$ moderados com PE.

4.3 Resposta do dosímetro de albedo do IRD em feixes monoenergéticos, calculada pela simulação

Na Figura 45 são apresentadas as leituras dos TLD 600 e TLD 700 da componente de albedo. São apresentados os resultados para feixes monoenergéticos de nêutrons com energias de 10^{-9} até 20 MeV e calculados por duas metodologias diferentes. Uma considerando a leitura do TLD proporcional ao número de reações ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$ e outra metodologia considerando a leitura do TLD proporcional a energia depositada (vide 2.4). Todos os valores apresentados para cada metodologia, foram normalizados para leitura do TLD 600 na energia de 10^{-9} MeV. Na Figura 45 também são apresentadas as respostas da componente de albedo (a), que é a leitura do TLD 600 subtraída da leitura do TLD 700.

Pode-se ver que as leituras dos TLD 600 das duas metodologias utilizadas são semelhantes em toda a faixa de energia de nêutrons incidentes. Isto acontece por dois motivos. O primeiro, é o fato dos nêutrons de albedo apresentarem, em média, energia baixa, devido às excessivas colisões no processo de retroespalhamento. Mesmo para nêutrons incidentes com energia de 20 MeV, os nêutrons de albedo possuem uma energia bem abaixo deste valor. O segundo motivo é o fato do TLD 600 apresentar uma grande quantidade do isótopo ${}^6\text{Li}$. Este isótopo possui seção de choque dominante na faixa de nêutrons de baixa energia, em relação as demais seções de choque dos isótopos que compõem o TLD (ver Figura 11). Portanto, a conjunção do espectro de albedo e o fato de que no TLD 600 a reação ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$ ser dominante, faz com que os resultados de ambas metodologias sejam semelhantes e diferenças significativas não são encontradas. Assim,

tanto faz a metodologia utilizada para o cálculo da leitura do TLD 600 de albedo, ambas são boas soluções para este problema.

Já as leituras dos TLD 700 não exibem tanta semelhança. Isto se deve ao fato de o TLD 700 possuir pouca quantidade do isótopo ^6Li em relação a outros isótopos que compõem este TLD (o isótopo ^6Li compõe 0,007% de todo o Li presente no TLD 700). Assim, as demais reações além da $^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$ ganham maior importância na resposta do TLD, principalmente para nêutrons com energia acima de 10^{-1} MeV, visto que as seções de choque dos isótopos ^7Li e ^{19}F crescem com aumento da energia (ver Figura 11).

Entretanto, como o valor da leitura do TLD 700 é muito menor do que a leitura do TLD 600, mesmo que a leitura dos TLD 700 discordem em ambas metodologias, as respostas da componente de albedo não apresentam diferenças significativas, como pode ser visto na Figura 45 (linha cheia e tracejada).

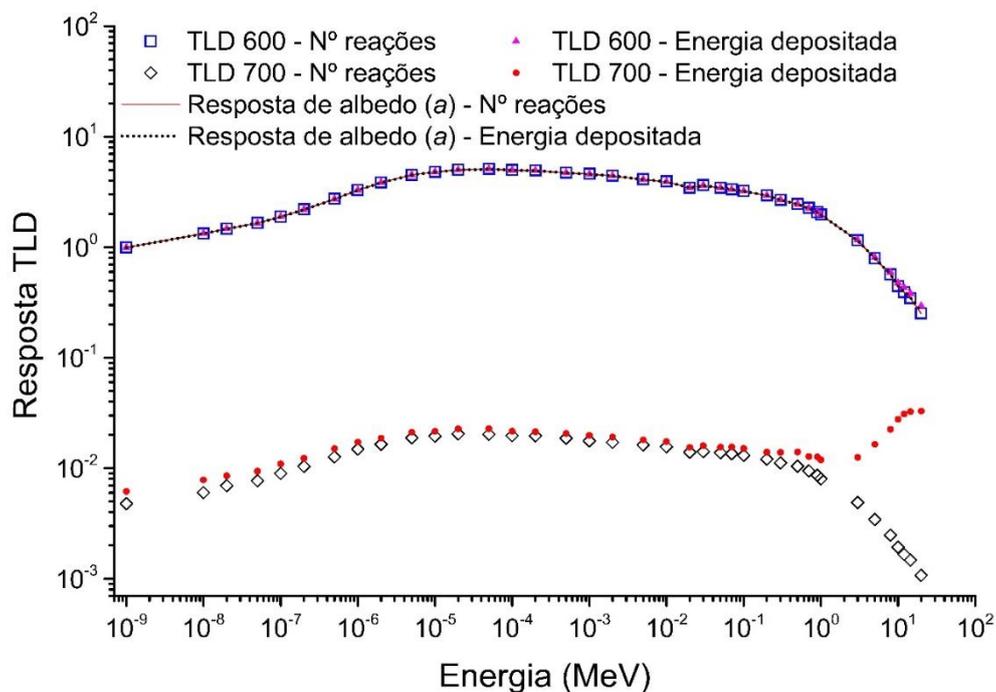


Figura 45: Leitura dos TLD da componente de albedo do dosímetro do IRD e sua resposta de albedo (a), para feixes de nêutrons monoenergéticos.

Dessa forma, o cálculo da resposta do albedo do IRD na grandeza $H_P(10)$, que é calculada a partir da resposta de albedo (a), também não vai apresentar diferenças significativas em relação aos métodos de cálculo na simulação. O que pode ser visto na Figura 46. Esta figura mostra a resposta do albedo do IRD na grandeza $H_P(10)$. A forma da curva obtida é típica de todos os dosímetros de albedo (vide Figura 2). Entre a energia de

10^{-9} MeV e 20 MeV a resposta do albedo cai por um fator quase de 10^3 , o que já era esperado.

Assim, para o cálculo da resposta do dosímetro de albedo tanto faz a metodologia utilizada para calcular a leitura dos TLD. Ambas metodologias são satisfatórias para a resolução deste problema.

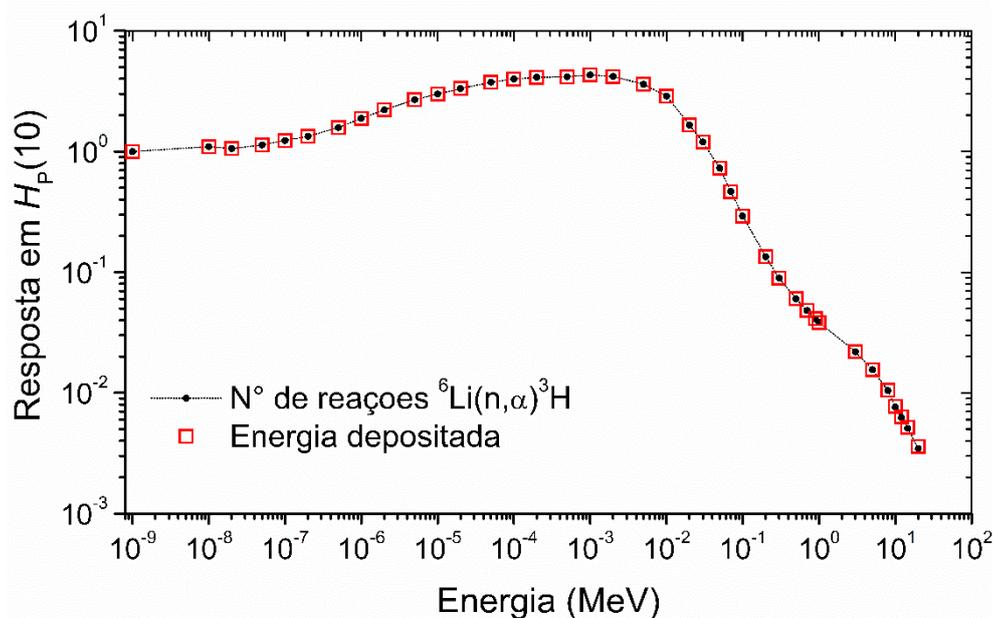


Figura 46: Resposta em $H_p(10)$ do dosímetro de albedo do IRD, calculada com MCNPX para nêutrons monoenergéticos.

Na Figura 47 são apresentadas as leituras dos TLD 600 e TLD 700 da componente incidente do dosímetro de albedo do IRD. Novamente, são apresentados os resultados para feixes monoenergéticos de nêutrons com energias de 10^{-9} até 20 MeV e calculados por ambas metodologias. Na Figura 47 também são apresentadas as respostas da componente incidente (i), que é leitura do TLD 600 subtraída da leitura do TLD 700.

Na Figura 47 pode-se ver que as leituras dos TLD 600 são similares até a energia de 1 MeV. Já as leituras dos TLD 700 não apresentam semelhança em praticamente nenhuma faixa de energia. E suas diferenças ampliam com o aumento da energia dos nêutrons incidentes. Na energia de 20 MeV a resposta da componente incidente calculada pelo modelo que considera a leitura do TLD proporcional ao número de reações ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$ é 3 vezes menor do que a resposta calculada pelo modelo da energia

depositada. O que reflete na diferença encontrada nas respostas da componente incidente (linha cheia e tracejada na Figura 47).

Isto pode ser explicado pelo fato de que os nêutrons que chegam nos TLD da componente incidente do dosímetro, não sofrem nenhum tipo de moderação. Assim, quanto maior a energia, menor a importância da reação ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$ e maior a diferença encontradas pelas metodologias de cálculo da resposta do TLD.

Por consequência, a razão entre as duas componentes (i/a) também apresenta diferenças em relação as metodologias de cálculo da resposta do TLD. A razão i/a é apresentada na Figura 48. Assim, o modelo que estima o sinal TL como o número de reações ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$ não é uma boa aproximação para o cálculo da resposta da componente incidente (i) e conseqüentemente da razão i/a do dosímetro de albedo. Visto que esta aproximação não considera todas as reações que podem vir a gerar sinal TL no TLD.

Uma vez que a razão i/a será correlacionada com o fator de calibração local do dosímetro de albedo do IRD, é importante um cálculo mais exato do valor da razão i/a . Portanto, nas demais simulações deste trabalho foi aplicada apenas a metodologia de cálculo que estima a leitura TL através do cálculo da energia depositada no mesmo.

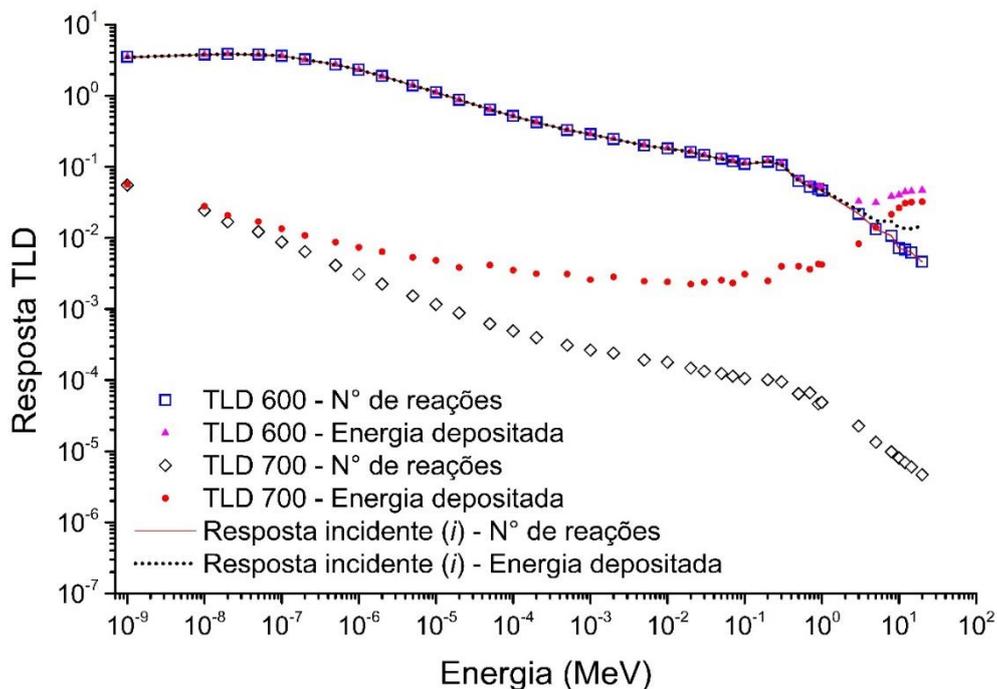


Figura 47: Leitura dos TLD da componente incidente do dosímetro do IRD e sua resposta incidente (i), para feixes de nêutrons monoenergéticos.

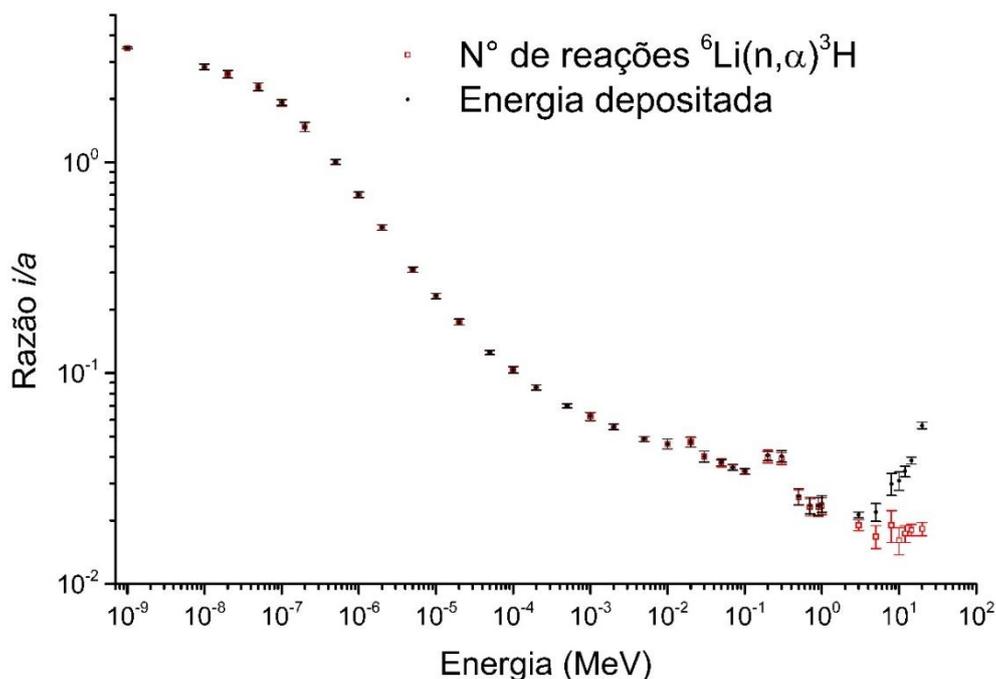


Figura 48: Razão i/a do dosímetro de albedo do IRD para feixes de nêutrons monoenergéticos.

4.4 Validação da simulação do dosímetro de albedo do IRD, com resultados experimentais

Na Tabela 12 são apresentados os valores do FCL experimentais do dosímetro de albedo do IRD medidos para alguns espectros de nêutrons, comparadas com os FCL calculados pela simulação. A Figura 49 exibe estes valores plotados num gráfico. As incertezas nos resultados representam o desvio padrão da média para 95% de grau de confiança.

Em todos os dados da Tabela 12 o erro normalizado é menor que 1, o que representa uma boa concordância dos resultados obtidos pela simulação com os valores experimentais. Validando assim, o modelo de cálculo do FCL do dosímetro de albedo do IRD pela simulação com MCNPX.

Na Tabela 13 é possível ver os valores das razões i/a obtidos experimentalmente e calculados pela simulação. A Figura 50 exibe estes valores plotados num gráfico. Novamente na comparação dos resultados os valores dos erros normalizados foram menores que 1 para todos os espectros. Validando o cálculo da razão i/a obtido através da simulação.

Tabela 12: Comparação dos *FCL* obtidas experimentalmente e pela simulação, para o dosímetro de albedo do IRD.

Espectros	<i>FCL</i>		Erro normalizado
	Experimental	Simulação	
²⁵² Cf(D ₂ O)	0,15 ± 0,04	0,14 ± 0,01	0,42
²⁴¹ Am–Be	1,53 ± 0,39	1,47 ± 0,15	0,15
²⁴¹ Am–Be Mod. Silicone	0,99 ± 0,27	1,13 ± 0,12	0,46
²⁴¹ Am–Be Mod. Parafina	0,83 ± 0,20	0,69 ± 0,07	0,66
²³⁸ Pu–Be	1,38 ± 0,31	1,34 ± 0,14	0,10

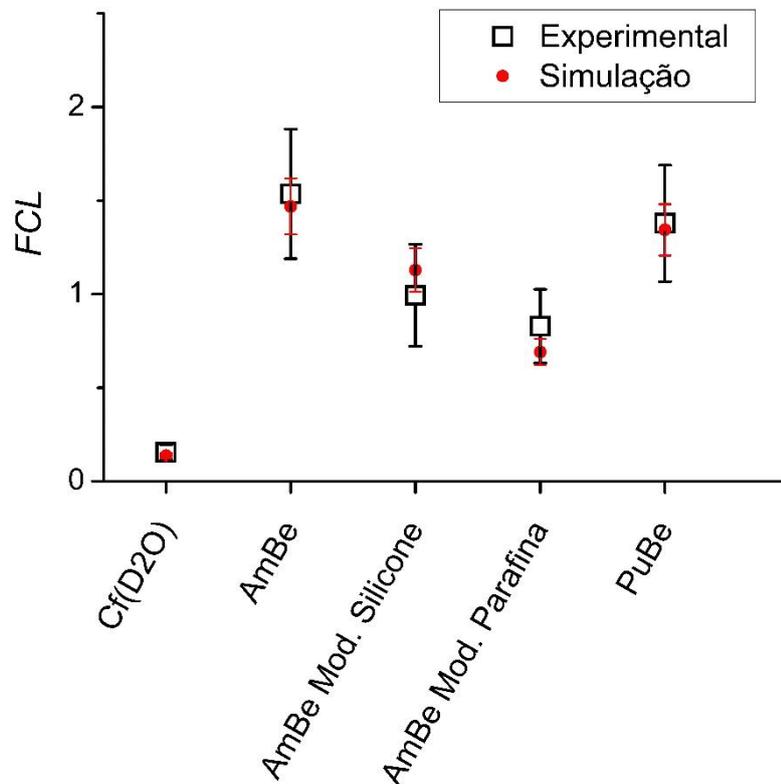


Figura 49: Comparação dos *FCL* experimentais e simulados do dosímetro de albedo do IRD.

Esses resultados validam a modelagem do dosímetro de albedo do IRD realizada no código MCNPX, tanto para o cálculo do *FCL* quanto para a obtenção da razão *i/a*. Desta forma, a simulação desenvolvida neste trabalho permite calcular o *FCL* e a razão *i/a* do dosímetro de albedo do IRD para qualquer espectro de nêutrons, sem a necessidade

de irradiar o dosímetro neste espectro. Evitando assim irradiações caras, demoradas ou até mesmo inviáveis em algumas situações. Esta simulação também poderá ser aplicada para calcular o *FCL* teórico do dosímetro de albedo do IRD em espectros de nêutrons já documentados, contribuindo assim para o aumento do nível de conhecimento da performance do albedo do IRD para os mais variados espectros de nêutrons.

Tabela 13: Comparação entre os valores da razão *i/a* obtidos experimentalmente e pela simulação.

Espectros	Razão <i>i/a</i>		Erro normalizado
	Experimental	Simulação	
²⁵² Cf	0,05 ± 0,03	0,03 ± 0,00	0,82
²⁵² Cf(D ₂ O)	0,14 ± 0,02	0,15 ± 0,02	0,57
²⁴¹ Am–Be	0,05 ± 0,02	0,06 ± 0,01	0,74
²⁴¹ Am–Be Mod. Silicone	0,15 ± 0,04	0,15 ± 0,02	0,03
²⁴¹ Am–Be Mod. Parafina	0,32 ± 0,06	0,25 ± 0,04	0,92
²³⁸ Pu–Be	0,05 ± 0,03	0,03 ± 0,00	0,60

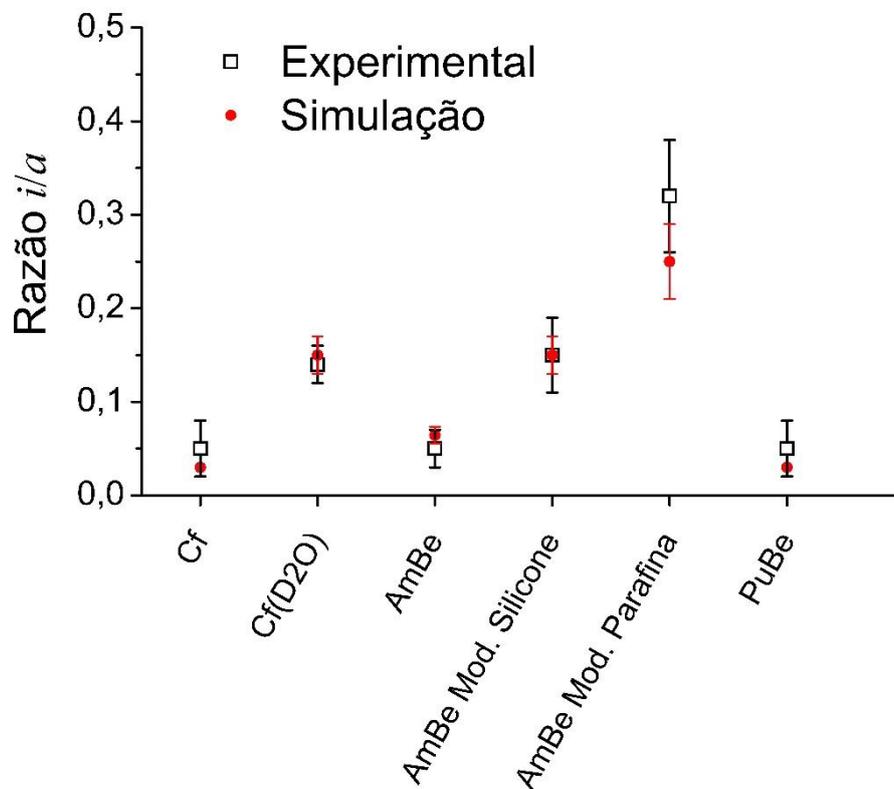


Figura 50: Comparação das razões *i/a* experimentais e simuladas do dosímetro de albedo do IRD.

4.5 Resultados do dosímetro de albedo do IRD para espectros da área N1

Na Tabela 14 são apresentados os resultados dos *FCL* obtidos pela simulação com MCNPX, assim como os valores obtidos das razões *i/a*, para os espectros da área N1, descritos na Tabela 7. A Figura 51 apresenta estes resultados plotados, juntamente com a equação ajustada para cálculo teórico do *FCL* (Equação 17). A equação ajustada foi uma função do mesmo tipo da qual foi apresentada na Equação 16. O valor do coeficiente de determinação do ajuste, R^2 , é de 0,80.

Na Equação 17 pode-se ver que o *FCL* teórico varia num fator de 2, e nesse mesmo intervalo a razão *i/a* variou cerca de 3 vezes, semelhante ao encontrado para o dosímetro de albedo oficial da Alemanha para área N1 (vide Tabela 2). Entretanto, o dosímetro de albedo oficial da Alemanha possui uma variação do *FCL* um pouco superior, cerca de 3 vezes, para essa mesma variação da razão *i/a*.

Tabela 14: Resultados do albedo do IRD para espectros da área N1, obtidos pela simulação.

Código	Espectro de nêutrons	Razão <i>i/a</i>	<i>FCL</i>
N1 - 1	²⁵² Cf(D ₂ O)	0,152 ± 0,013	0,14 ± 0,02
N1 - 2	Reator PWR <i>CZECH 1</i>	0,181 ± 0,015	0,15 ± 0,02
N1 - 3	Acelerador médico <i>Microton 2</i>	0,303 ± 0,026	0,13 ± 0,02
N1 - 4	Acelerador médico <i>Microton 4</i>	0,304 ± 0,026	0,10 ± 0,01
N1 - 5	Acelerador médico <i>Microton 3</i>	0,339 ± 0,029	0,10 ± 0,01
N1 - 6	Reator PWR <i>CZECH 2</i>	0,353 ± 0,030	0,09 ± 0,01
N1 - 7	Reator PWR <i>Wolf Creek 1</i>	0,455 ± 0,039	0,07 ± 0,01
N1 - 8	²⁵² Cf(D ₂ O) + cone de sombra	0,522 ± 0,045	0,06 ± 0,01
N1 - 9	Reator PWR <i>CZECH 3</i>	0,602 ± 0,051	0,06 ± 0,01
N1 - 10	Reator PWR <i>Wolf Creek 2</i>	0,683 ± 0,058	0,07 ± 0,01
N1 - 11	Reator PWR <i>Wolf Creek 3</i>	0,684 ± 0,058	0,06 ± 0,01
N1 - 12	Reator PWR <i>Wolf Creek 4</i>	0,698 ± 0,060	0,06 ± 0,01
N1 - 13	Reator PWR <i>CP 1</i>	1,088 ± 0,093	0,07 ± 0,01

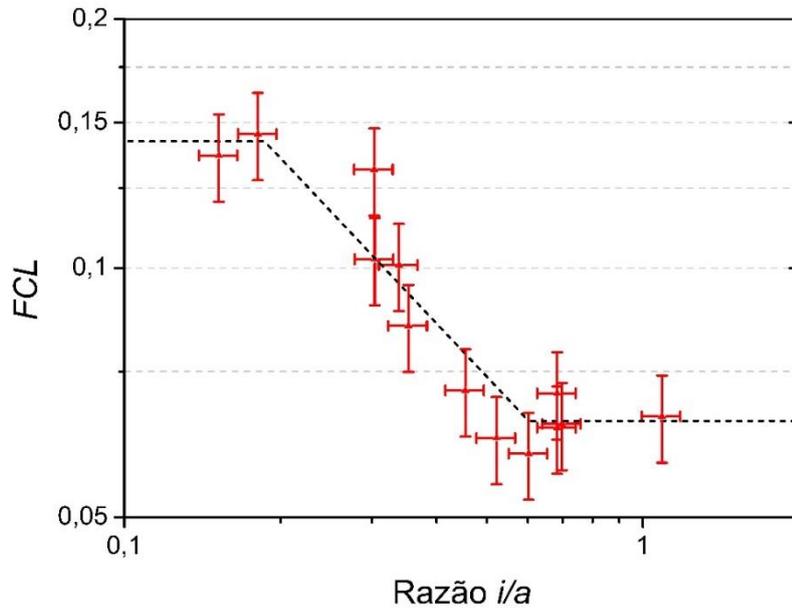


Figura 51: Resultados simulados e equação ajustada (linha tracejada) para cálculo teórico do FCL nos espectros de nêutrons da área N1.

$$FCL = \begin{cases} 0,14 \pm 0,02 & i/a \leq 0,2 \\ 10^{[(-0,664 \pm 0,185) \times \log(i/a) - (1,33 \pm 0,074)]} & 0,2 < i/a \leq 0,6 \\ 0,065 \pm 0,01 & i/a > 0,6 \end{cases} \quad (17)$$

4.5.1 Comparação dos FCL teóricos e experimentais, para espectros da área N1

Na Tabela 15 é apresentada a comparação entre os FCL teóricos e experimentais. Esta comparação é feita através do erro normalizado. Os FCL teóricos são obtidos através da Equação 17. Os dados experimentais da Tabela 15 foram plotados em um gráfico e são mostrados na Figura 52, assim como a Equação 17.

Visto que os valores dos erros normalizados apresentados na Tabela 15 são menores que a unidade, podemos concluir que a aplicação da Equação 17 para a obtenção teórica do FCL , a partir do valor da razão i/a medida experimentalmente, é válida.

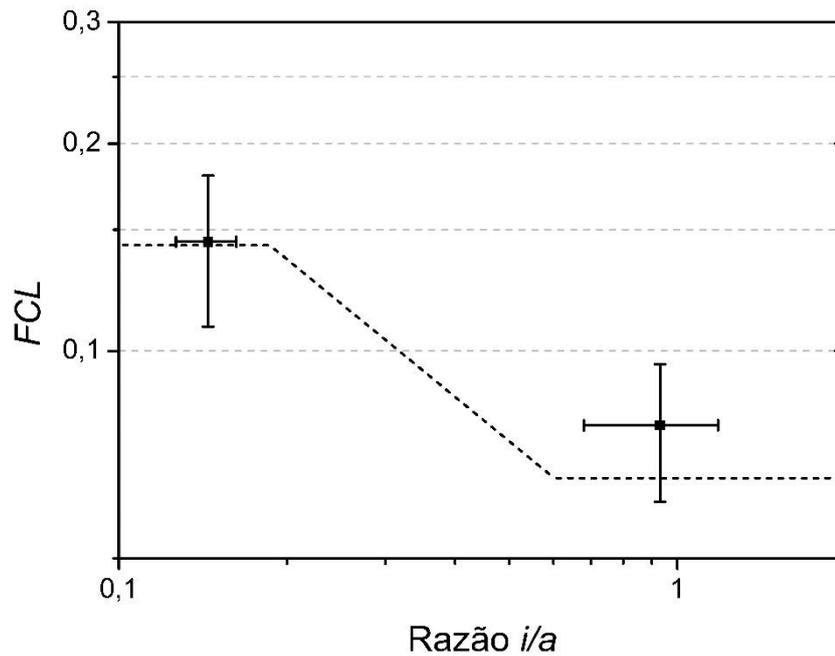


Figura 52: Dados experimentais e equação ajustada (linha tracejada) para cálculo do FCL teórico nos espectros de nêutrons da área N1.

Tabela 15: Comparação entre os FCL experimentais e teóricos (obtidos pela Equação 17), para espectros da área N1.

Espectro de nêutrons	Razão i/a	FCL		E_n (Eq. 15)
		Experimental	Teórico	
$^{252}\text{Cf}(\text{D}_2\text{O})^1$	$0,14 \pm 0,02$	$0,14 \pm 0,04$	$0,14 \pm 0,02$	0,10
Térmico IRSN ^{2,3}	$0,93 \pm 0,25$	$0,078 \pm 0,018$	$0,065 \pm 0,01$	0,68

Nota: 1 – Medição realizada no LBE/IRD.

2 – Resultado retirado do trabalho de MARTINS *et al.* (2010).

3 – Fluxo térmico do *Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire* (IRSN), na França.

4.6 Resultados do albedo do IRD para espectros da área N2

Na Tabela 16 são apresentados os resultados dos FCL obtidos pela simulação com MCNPX, assim como os valores obtidos das razões i/a , para espectros que compõem a área N2, que foram descritos na Tabela 8. A média dos valores dos FCL é de $0,23 \pm 0,05$

e o valor da razão i/a varia entre 0,1 e 0,6. A Figura 53 apresenta estes resultados plotados, juntamente com a equação ajustada para o cálculo teórico do FCL (Equação 18).

Este trabalho não possui nenhum resultado experimental em espectros da área N2. Assim, não é possível validar a Equação 18. Entretanto, vale ressaltar que o comportamento do FCL teórico do dosímetro de albedo do IRD para espectros da área N2 é similar ao comportamento encontrado para o dosímetro de albedo oficial da Alemanha para espectros da mesma classificação de área.

Tabela 16: Resultados do albedo do IRD para espectros da área N2, obtidos pela simulação.

Código	Espectro de nêutrons	Razão i/a	FCL
N2 - 1	Barril de transporte 1	$0,133 \pm 0,019$	$0,15 \pm 0,02$
N2 - 2	Planta de reprocessamento de Plutônio 1	$0,157 \pm 0,022$	$0,35 \pm 0,05$
N2 - 3	Barril de transporte 2	$0,210 \pm 0,030$	$0,13 \pm 0,02$
N2 - 4	Barril de transporte 3	$0,216 \pm 0,031$	$0,11 \pm 0,02$
N2 - 5	Planta de reprocessamento de Plutônio 2	$0,289 \pm 0,041$	$0,27 \pm 0,04$
N2 - 6	Combustível nuclear MOX	$0,307 \pm 0,044$	$0,15 \pm 0,02$
N2 - 7	Reator <i>Silene</i>	$0,324 \pm 0,046$	$0,37 \pm 0,05$
N2 - 8	Reator <i>Silene</i> + Aço	$0,334 \pm 0,047$	$0,21 \pm 0,03$
N2 - 9	TN-12 contêiner de carga de combustível nuclear	$0,341 \pm 0,048$	$0,10 \pm 0,02$
N2 - 10	^{252}Cf + cone de sombra	$0,354 \pm 0,050$	$0,21 \pm 0,03$
N2 - 11	Armazenamento	$0,356 \pm 0,051$	$0,28 \pm 0,04$
N2 - 12	Reator <i>Silene</i> + Pb	$0,442 \pm 0,063$	$0,27 \pm 0,04$
N2 - 13	Reator <i>Silene</i> + PE	$0,485 \pm 0,069$	$0,26 \pm 0,04$
N2 - 14	Planta de reprocessamento de Plutônio 3	$0,500 \pm 0,071$	$0,30 \pm 0,04$

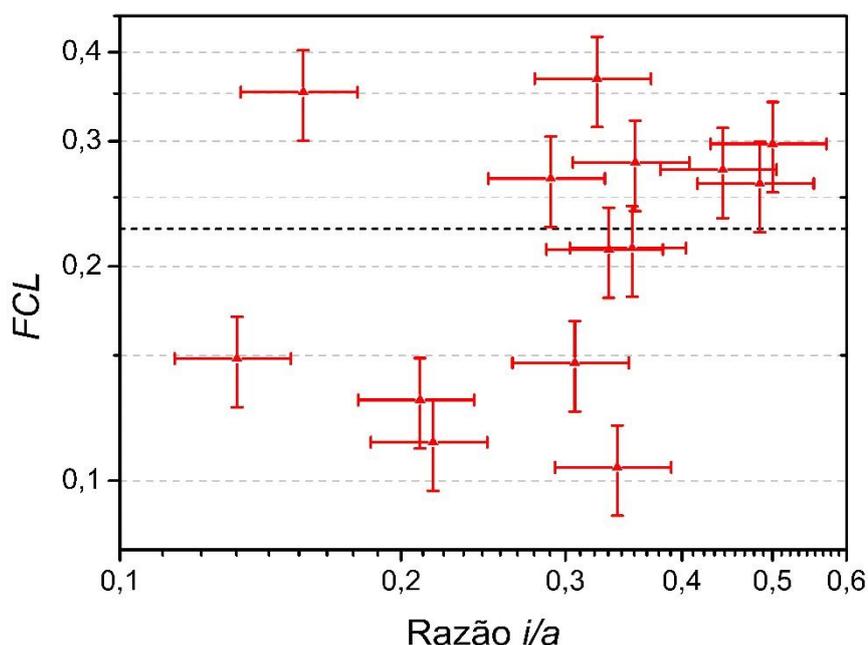


Figura 53: Resultados simulados e equação ajustada (linha tracejada) para cálculo teórico do FCL nos espectros de nêutrons da área N2.

$$FCL = 0,23 \pm 0,05 \quad 0,1 < i/a \leq 0,6 \quad (18)$$

4.7 Resultados do albedo do IRD para espectros da área N3

Na Tabela 17 são apresentados os resultados dos FCL obtidos pela simulação com MCNPX, assim como os valores obtidos das razões i/a , para espectros que compõem a área N3, que foram descritos na Tabela 9. Os espectros moderados de $^{241}\text{Am-Be}$ estão marcados em negrito na Tabela 17.

A Figura 54 apresenta estes resultados plotados, juntamente com a equação ajustada para cálculo teórico do FCL (Equação 19). Os valores dos coeficientes de determinação, R^2 , são da ordem de 0,80.

Na Equação 19 pode-se ver que o FCL teórico varia num fator de 10, e nesse mesmo intervalo a razão i/a variou cerca de 33 vezes, semelhante ao encontrado para o dosímetro de albedo oficial da Alemanha para área N3 (vide Tabela 2). Entretanto, novamente o dosímetro de albedo oficial da Alemanha possui uma variação do FCL teórico um pouco superior, cerca de 15 vezes, para essa mesma variação da razão i/a .

Tabela 17: Resultados do albedo do IRD para espectros da área N3, obtidos pela simulação.

Código	Espectro de nêutrons	Razão i/a	FCL
N3 – 1	^{252}Cf	$0,026 \pm 0,004$	$1,00 \pm 0,15$
N3 – 2	$^{238}\text{Pu-Be}$	$0,028 \pm 0,005$	$1,35 \pm 0,20$
N3 – 3	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 3 cm de C)	$0,061 \pm 0,009$	$1,31 \pm 0,19$
N3 – 4	$^{241}\text{Am-Be}$	$0,064 \pm 0,010$	$1,47 \pm 0,21$
N3 – 5	$^{241}\text{Am-B}$	$0,066 \pm 0,010$	$1,41 \pm 0,21$
N3 – 6	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 1 cm de Parafina)	$0,075 \pm 0,011$	$1,26 \pm 0,18$
N3 – 7	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 3 cm de H ₂ O)	$0,125 \pm 0,018$	$0,99 \pm 0,14$
N3 – 8	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 3 cm de PE)	$0,151 \pm 0,022$	$0,89 \pm 0,13$
N3 – 9	$^{241}\text{Am-Be}$ Mod. Silicone	$0,155 \pm 0,022$	$1,13 \pm 0,16$
N3 – 10	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 3 cm de Parafina)	$0,176 \pm 0,026$	$0,93 \pm 0,14$
N3 – 11	$^{241}\text{Am-Be}$ Mod. Parafina	$0,253 \pm 0,036$	$0,69 \pm 0,10$
N3 – 12	$^{252}\text{Cf} + \text{PE}$	$0,366 \pm 0,052$	$0,52 \pm 0,07$
N3 – 13	$^{241}\text{Am-Be}$ $^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 6 cm de PE)	$0,370 \pm 0,053$	$0,73 \pm 0,11$
N3 – 14	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 6 cm de Parafina)	$0,463 \pm 0,066$	$0,75 \pm 0,11$
N3 – 15	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 9 cm de PE)	$0,487 \pm 0,070$	$0,65 \pm 0,09$
N3 – 16	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 10 cm de PE)	$0,509 \pm 0,073$	$0,63 \pm 0,09$
N3 – 17	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 15 cm de H ₂ O)	$0,572 \pm 0,082$	$0,60 \pm 0,09$
N3 – 18	$^{238}\text{Pu-Be}$ (d=2 m)	$0,696 \pm 0,099$	$0,37 \pm 0,05$
N3 – 19	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 10 cm de Parafina)	$0,761 \pm 0,109$	$0,61 \pm 0,09$
N3 – 20	$^{238}\text{Pu-Be}$ (H ₂ O)	$0,798 \pm 0,114$	$0,55 \pm 0,08$
N3 – 21	$^{238}\text{Pu-Be}$ (d=3 m)	$0,801 \pm 0,114$	$0,30 \pm 0,04$
N3 – 22	^{252}Cf (PE) 1	$0,809 \pm 0,115$	$0,35 \pm 0,05$
N3 – 23	$^{238}\text{Pu-Be} + \text{PE}$ (d=2 m)	$1,135 \pm 0,162$	$0,18 \pm 0,03$
N3 – 24	$^{238}\text{Pu-Be} + \text{PE}$ (d=1 m)	$1,232 \pm 0,176$	$0,21 \pm 0,03$
N3 – 25	^{252}Cf (PE) 2	$1,288 \pm 0,183$	$0,30 \pm 0,04$
N3 – 26	$^{252}\text{Cf} + 5 \text{ cm Fe} + 10 \text{ cm PE}$	$1,321 \pm 0,188$	$0,28 \pm 0,04$
N3 – 27	$^{252}\text{Cf} + 25 \text{ cm Fe} + 10 \text{ cm PE}$	$1,862 \pm 0,265$	$0,12 \pm 0,02$

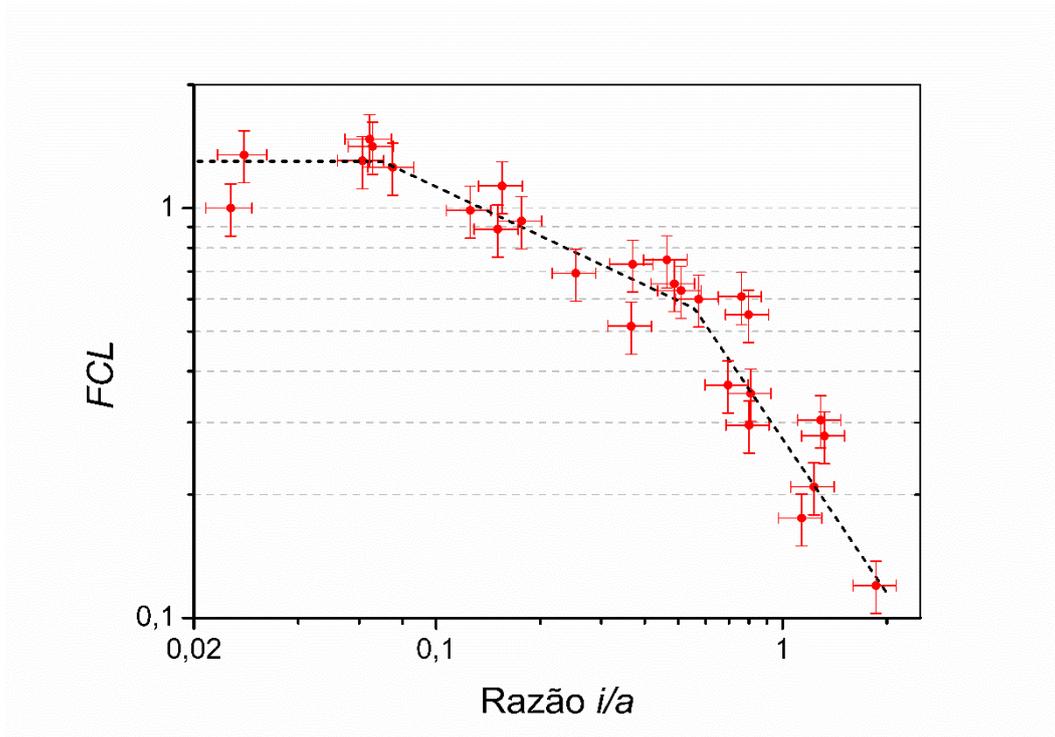


Figura 54: Resultados simulados e equação ajustada (linha tracejada) para cálculo teórico do *FCL* nos espectros de nêutrons da área N3.

$$FCL = \begin{cases} 1,30 \pm 0,18 & i/a \leq 0,06 \\ 10[(-0,398 \pm 0,086) \times \log(i/a) - (0,346 \pm 0,067)] & 0,06 < i/a \leq 0,55 \quad (19) \\ 10[(-1,250 \pm 0,313) \times \log(i/a) - (0,563 \pm 0,061)] & 0,55 < i/a \leq 2 \end{cases}$$

Para a primeira faixa da razão i/a ($i/a \leq 0,06$), o *FCL* teórico foi escolhido e está muito acima do valor do *FCL* para um espectro de ^{252}Cf . Entretanto, isso se justifica pelo fato de que para as demais fontes de radionuclídeos, o *FCL* é da ordem do valor escolhido. Assim, optou-se por um valor conservativo do *FCL* teórico. De modo que a utilização da Equação 19 para avaliação de dosímetros expostos somente a fontes de ^{252}Cf , sem qualquer tipo de moderação, irá fornecer uma dose de nêutrons superestimada.

4.7.1 Comparação dos *FCL* teóricos e experimentais, para espectros da área N3

Na Tabela 18 é apresentada a comparação entre os *FCL* teóricos e experimentais. Esta comparação é feita através do erro normalizado. Os *FCL* teóricos são obtidos através

da Equação 19. Os dados experimentais da Tabela 18 foram plotados em um gráfico e são mostrados na Figura 55, assim como a Equação 19.

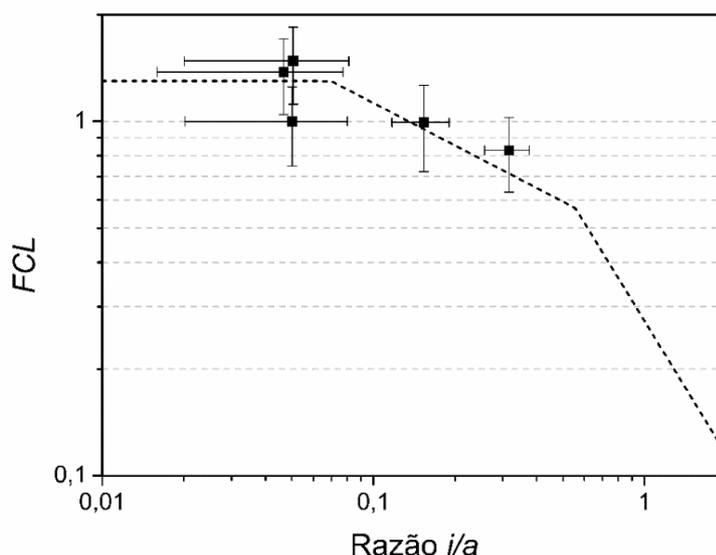


Figura 55: Dados experimentais e equação para cálculo do *FCL* teórico nos espectros de nêutrons da área N3.

Tabela 18: Comparação entre os *FCL* experimentais e teóricos (obtidos pela Equação 19), para espectros da área N3.

Espectro de nêutrons	Razão i/a	<i>FCL</i>		E_n
		Experimental	Teórico	
$^{241}\text{Am}-\text{Be}$	$0,05 \pm 0,03$	$1,48 \pm 0,36$	$1,30 \pm 0,18$	0,45
^{252}Cf	$0,05 \pm 0,03$	$1,00 \pm 0,24$	$1,30 \pm 0,18$	0,98
$^{238}\text{Pu}-\text{Be}$	$0,05 \pm 0,03$	$1,38 \pm 0,33$	$1,30 \pm 0,18$	0,21
$^{241}\text{Am}-\text{Be}$ Mod. Silicone	$0,15 \pm 0,04$	$0,99 \pm 0,27$	$0,95 \pm 0,13$	0,15
$^{241}\text{Am}-\text{Be}$ Mod. Parafina	$0,32 \pm 0,06$	$0,83 \pm 0,20$	$0,71 \pm 0,08$	0,55

Os valores dos erros normalizados apresentados na Tabela 18 são menores que a unidade, assim sendo, pode-se concluir que a aplicação da Equação 19 para a obtenção do *FCL*, a partir do valor da razão i/a medida experimentalmente, é válida. O valor do erro normalizado obtido na comparação do ^{252}Cf é quase a unidade, devido a escolha conservativa do *FCL* para a faixa da razão $i/a \leq 0,06$, que é um valor típico para espectros provenientes de fontes de radionuclídeos sem moderação.

4.8 Resultados do dosímetro de albedo ALNOR

A Tabela 19 apresenta uma comparação entre valores do FCL , medidos e simulados, do dosímetro de albedo ALNOR. Visto que todos os valores dos erros normalizados são menores que a unidade, a simulação é validada. Assim, a simulação do ALNOR desenvolvida no trabalho de ZHANG (2011), pode ser utilizada para se obter a resposta em $H_P(10)$ e valores de LID para alguns espectros de nêutrons de $^{241}\text{Am-Be}$ e comparar com resultados do dosímetro de albedo do IRD.

Tabela 19: Comparação dos FCL obtidas experimentalmente e pela simulação, para o dosímetro de albedo ALNOR.

Espectros	FCL		E_n
	Experimental	Simulação	
$^{252}\text{Cf}(\text{D}_2\text{O})$	$0,12 \pm 0,02$	$0,10 \pm 0,01$	0,46
$^{241}\text{Am-Be}$	$1,27 \pm 0,29$	$1,44 \pm 0,10$	0,15

4.8.1 Resposta do dosímetro ALNOR em feixes monoenergéticos comparada com a resposta do dosímetro de albedo do IRD

A Figura 56 apresenta as respostas em $H_P(10)$ dos dosímetros de albedo do IRD e ALNOR, calculadas com MCNPX, para nêutrons monoenergéticos. Pode-se ver que as respostas são semelhantes, de modo que nenhuma mudança significativa na forma das curvas pode ser notada. No entanto, visto que o dosímetro de albedo do IRD possui um corpo moderador na sua composição e uma grande janela de albedo, sua resposta é cerca de cinco vezes superior do que a resposta do dosímetro ALNOR. O que mostra que o dosímetro de albedo do IRD é mais sensível do que o dosímetro de albedo ALNOR, como esperado.

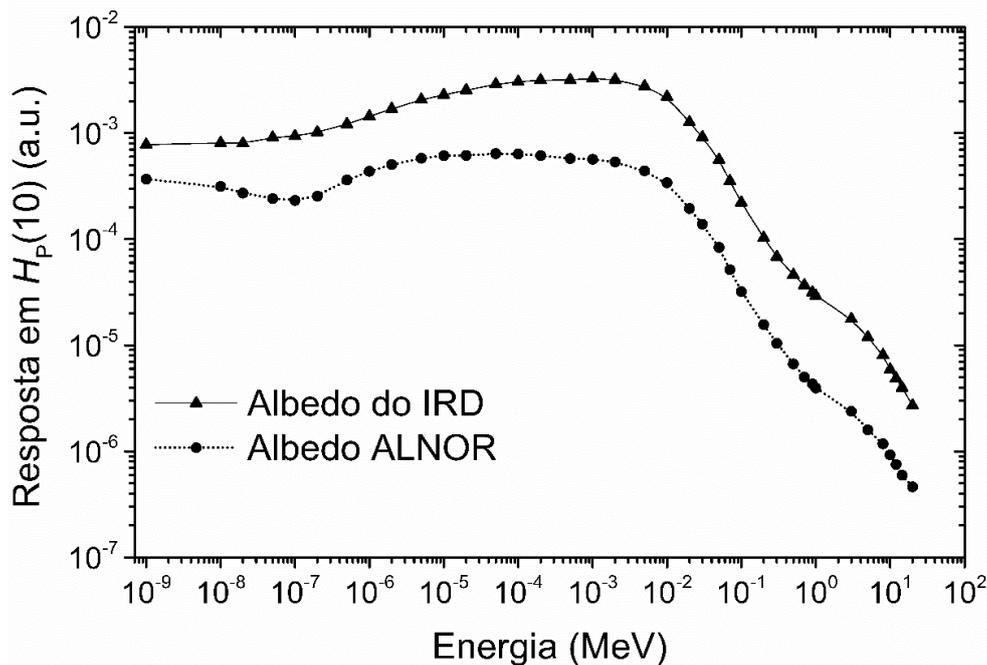


Figura 56: Resposta em $H_p(10)$ dos dosímetros de albedo do IRD e ALNOR, calculada com MCNPX para nêutrons monoenergéticos.

4.8.2 Limite Inferior de Detecção do dosímetro de albedo ALNOR comparado com o do dosímetro de albedo do IRD

A Tabela 20 apresenta o LID dos dosímetros de albedo do IRD e ALNOR, para espectros de $^{241}\text{Am-Be}$. Pode-se ver que o dosímetro de albedo do IRD é capaz de medir doses menores que 0,2 mSv, que é o nível de registro Brasileiro, para todos os espectros estudados, até mesmo para o espectro da fonte de $^{241}\text{Am-Be}$ sem qualquer tipo de moderação. Por outro lado, o dosímetro de albedo ALNOR apresenta um LID maior que 0,2 mSv, para espectros com pouca ou nenhuma moderação. O dosímetro de albedo ALNOR pode avaliar doses da ordem, ou abaixo, do nível de registro Brasileiro apenas para espectros $^{241}\text{Am-Be}$ com bastante moderação.

Como dito na introdução deste trabalho, no Brasil, a maioria das exposições ocupacionais a nêutrons são provenientes da manipulação de fontes de radionuclídeos. Assim, nestes casos, os resultados obtidos mostram que o dosímetro de albedo ALNOR é incapaz de avaliar baixas doses. Logo, o dosímetro de albedo do IRD é mais adequado para a monitoração individual deste tipo de trabalhadores.

Tabela 20: Limite inferior de detecção (LID) dos dosímetros de albedo do IRD e o ALNOR, para espectros de $^{241}\text{Am-Be}$ moderados.

Código	Espectro de nêutrons	LID (mSv)	
		albedo ALNOR	albedo IRD
N3 – 4	$^{241}\text{Am-Be}$	0,8 ^a	0,1
N3 – 3	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 3 cm de C)	0,7 ^a	0,1
N3 – 8	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 3 cm de PE)	0,4 ^a	0,08
N3 – 7	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 3 cm de H ₂ O)	0,4 ^a	0,08
N3 – 16	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 10 cm de PE)	0,2	0,05
N3 – 17	$^{241}\text{Am-Be}$ (moderado por 15 cm de H ₂ O)	0,2	0,05

Nota: a – LID superior ao nível de registro Brasileiro (0,20 mSv).

4.9 Discussão sobre a utilização da razão i/a e cálculo do FCL teórico para o dosímetro do IRD

As equações 17, 18 e 19, obtidas neste trabalho, para o cálculo teórico do FCL para as áreas de aplicação N1, N2 e N3, respectivamente, não podem ser utilizadas de modo automático. Uma avaliação cuidadosa sempre é necessária. Visto que o FCL pode possuir uma variação abrupta em função de uma pequena variação no valor da razão i/a . Conseqüentemente, torna-se complicado definir exatamente em que valores da razão i/a irão ocorrer as transições dos valores dos FCL teóricos, ainda mais se levarmos em consideração, que na prática, as medições da razão i/a possuem incertezas elevadas, fazendo com que o valor da razão i/a , adicionada da sua incerteza, seja adequada para mais de um valor do FCL teórico. Deste modo, ao seguir automaticamente as equações de ajustes 17, 18 e 19, obtidas neste trabalho, pode-se estimar um FCL teórico que se distancie do real por até uma ordem de grandeza. Para melhor contornar este problema, uma avaliação cuidadosa das incertezas experimentais nos valores da razão i/a do dosímetro de albedo o IRD deve ser realizada.

Sendo assim, algumas considerações se fazem necessárias. Visto que o FCL teórico obtido para espectros de nêutrons da área de aplicação N1 (apresentados no item 4.5), variam apenas por um fator de 2, no espaço que os valores da razão i/a variam apenas

3 vezes, considera-se mais apropriado utilizar um fator único, independentemente do valor da razão i/a do dosímetro de albedo do IRD. Este valor pode ser a média do valor máximo e mínimo encontrado na equação 17, ou então, o valor máximo, de modo a sempre superestimar a dose avaliada pelo dosímetro.

Para espectros da área N2, o FCL teórico é constante. Apenas torna-se necessário salientar que o valor do FCL teórico obtido neste trabalho é válido apenas para espectros da área N2 que possuírem o valor da razão i/a dentro da faixa indicada na equação 18.

Para espectros da área N3, os FCL teóricos são discriminados em função de 3 regiões de valores da razão i/a , sendo que em duas delas, os valores do FCL são obtidos através do uso de funções matemáticas (apresentadas no item 4.7). Quando o valor razão i/a adicionado da sua incerteza puder ser enquadrado em mais de uma faixa, considera-se mais prudente utilizar o valor ou a função matemática que fornece o maior valor de FCL , de modo a sempre superestimar a dose ocupacional calculada pelo dosímetro.

Capítulo 5

CONCLUSÕES

A simulação do dosímetro de albedo do IRD desenvolvida em código MCNPX neste trabalho foi utilizada para o cálculo das respostas desse dosímetro quando irradiado em espectros de fontes de radionuclídeos, como $^{241}\text{Am-Be}$, ^{252}Cf e outros. A partir do estudo de duas modelagens da resposta dos TLD 600 e 700 a nêutrons, no código MCNPX, pode-se concluir que para melhor calcular a resposta da componente incidente do albedo do IRD, e conseqüentemente sua razão i/a , a metodologia que calcula a respostas dos TLD como a energia depositada é mais adequada.

Resultados da simulação foram comparados com 6 medições experimentais, obtendo-se concordância em todos eles, validando-se tanto o cálculo do fator de calibração local (FCL) quanto o da razão i/a do dosímetro de albedo do IRD. Com isso, essa simulação foi aplicada para estudar a resposta do dosímetro de albedo do IRD em espectros encontrados em diversas instalações.

Os resultados da simulação fornecem um panorama geral de como a resposta desse dosímetro se comporta nos mais variados espectros de nêutrons, ou seja, das faixas do FCL e razão i/a esperados de acordo com o tipo de instalação (N1, N2 e N3). As equações ajustadas para o cálculo teórico do FCL do dosímetro de albedo do IRD, em espectros das áreas N1, N2 e N3, são similares às equações propostas para o dosímetro de albedo oficial da Alemanha. As equações das áreas N1 e N3 foram testadas contra resultados experimentais, obtendo-se boa concordância. Assim, esses resultados mostram que é possível utilizar a classificação de áreas N1, N2 e N3, e o valor da razão i/a medido pelo dosímetro, para o cálculo de um FCL teórico. Dessa forma, os resultados desse trabalho podem ser utilizados para a obtenção teórica da resposta do dosímetro de albedo do IRD, a partir de informações do local de trabalho do usuário, classificando-o nas áreas N1, N2 e N3. Entretanto, essas equações não podem ser utilizadas sem que se faça uma necessária avaliação de cada caso.

Uma breve comparação do desempenho do dosímetro de albedo do IRD em relação ao dosímetro de albedo comercial ALNOR, mostra que apesar de ambos possuírem semelhantes curvas de resposta em energia, o dosímetro de IRD é cerca de 3 vezes mais sensível do que o dosímetro de albedo ALNOR. Isto se deve ao fato de o dosímetro de albedo do IRD possuir um corpo moderador e uma grande janela de albedo.

Visto que a maioria dos trabalhadores expostos a nêutrons no Brasil desenvolve atividades de manipulação de fontes radionuclídeos, na maior parte das vezes sem qualquer tipo de moderação, os resultados mostram que o dosímetro de albedo do IRD é mais adequado para avaliar as doses de nêutrons nesses casos.

O dosímetro de albedo do IRD, desenvolvido no trabalho de MARTINS (2008), necessitava ser caracterizado em diferentes espectros de nêutrons de diferentes instalações. Em vista da dificuldade da realização dessas medições de forma experimental, os resultados obtidos pela simulação deste trabalho preenchem esta lacuna e são muito úteis para a compreensão da resposta do dosímetro de albedo do IRD em diversos cenários onde esse dosímetro possa vir a ser utilizado.

As equações para o cálculo do *FCL* teórico, a partir do valor da razão *i/a* medida pelo dosímetro, irão auxiliar num melhor desempenho na avaliação da dose ocupacional com este sistema de monitoração individual.

Como continuação deste trabalho, sugere-se:

- ✓ Avaliar a influências das incertezas no cálculo do *FCL* teórico;
- ✓ Implementar os resultados desse trabalho na avaliação rotineira de dose com o dosímetro de albedo do IRD;
- ✓ Desenvolver um software para cálculo da dose utilizando todos os resultados disponíveis sobre a resposta do dosímetro de albedo do IRD, de modo que o melhor *FCL* seja aplicado na avaliação de dose.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- ABNT NBR ISO, 2011, “Radiações de nêutrons de referência – Parte 1: Características e métodos de produção”, *Associação Brasileira de Normas Técnicas*, ABNT NBR ISO 8529-1.
- ABNT NBR ISO, 2013a, “Radiações de nêutrons de referência – Parte 3: Calibração de dosímetros individuais e de área e determinação de suas respostas em função da energia do nêutron e do ângulo de incidência”, *Associação Brasileira de Normas Técnicas*, ABNT NBR ISO 8529-3.
- ABNT NBR ISO, 2013b, “Campos de radiação de referência – Campos de nêutrons simulados de local de trabalho – Parte 1: Características e métodos de produção”, *Associação Brasileira de Normas Técnicas*, ABNT NBR ISO 12789-1.
- ADTECH, 2018, <http://adtechco.vn/en/san-pham/albedo-neutron-dosimeter-cases/>. Acessado em 05/02/2018.
- ALBERTS, W. G., BORDY, J. M., CHARTIER, J. L., JAHR, R., KLEIN, H., LUSZIK-BHADRA, M., POSNY, F., SCHUHMACHER, H., SIEBERT, B. R. L., 1996, “Neutron Dosimetry”, *Radioprotection*, v. 31, n. 1, pp. 37-65.
- ALVARENGA, T. S., FEDERICO, C. A., VALERIANO, C. C. e CALDAS, L. V. E., 2017, “Estimativa Computacional da Radiação Espalhada no Laboratório de Calibração com Nêutrons do IPEN”, *Brazilian Journal of Radiation Sciences*, v. 5, pp. 1–10.
- BECKER, F., ZHANG, G., 2014, “Monte Carlo calculations for the determination of the radiation field in an interim storage facility”, *Prog. Nucl. Sci. Technol.*, v. 4, pp. 807–811.
- BEDOGNI, R., GUALDRINI, G., ESPOSITO, A., *et al.*, 2009, “Design and test of an albedo personal neutron dosimeter”, *Radiation Measurements*, v. 44, pp. 972–976.

- BIELAJEW, A. F., 2001, "Fundamentals of the Monte Carlo method for neutral and charged particle transport", Michigan, The University of Michigan.
- BREWER, R. (ed.), 2009, "Criticality Calculations with MCNP5: A Primer", *Los Alamos National Laboratory*, LA-UR-09-00380.
- BRIESMEISTER, J. F. (ed.), 2000, "MCNP – A general Monte Carlo n-particle transport code, version 4C", *Los Alamos National Laboratory*, LA-13709-M.
- BURGHARDT, B., PIESCH, E., 1988, "Field calibration technique for albedo neutron doseimeters", *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 23, n. 1–4, pp. 121–126.
- CHERESTES, C., DOZIMED, S.C., 2011, "Calibration of personal albedo neutron doseimeter for mixed gamma-neutrons fields", *Optoelectronics and Advanced Materials-rapid Communications*, v. 5, n. 7, pp. 802–805.
- CHEVALLIER, M. A., FANTUZZI, E., CRUZ-SUAREZ, R., *et al.*, 2016, "Eurados IC2012N: further information derived from an eurados international comparison of neutron personal doseimeters", *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 170, n. 1–4, pp. 78–81.
- DOUGLAS, J.A., 1981, "Applications of TL materials in neutron dosimetry". In: Oberhofer, M., Scharmann, A. (eds), *Applied Thermoluminescence Dosimetry*, chapter 12, Bristol, Adam Hilger Ltd.
- DOUGLAS, J.A., MARSHALL, M., 1978, "The responses of some TL albedo neutron dosimeters", *Health Physics*, v. 35, n. 2, pp. 315–324.
- DIN 6802-4, 1998, "Neutron dosimetry – Part 4: measurement technique for individual dosimetry using albedo dosimeters", *Deutsches Institut für Normung*. German text. Beuth Verlag.
- EISENHAUER, C.M., 1989, "Review of scattering corrections for calibration of neutrons instruments", *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 28, pp. 253-262.

- FREITAS, B. M., PEREIRA, W. W., PATRÃO, K. C. S., FONSECA, E. S., MAURICIO, C. L. P., 2014, “Study of neutron scattering contribution on $H_p(10)$ and $H^*(10)$ calibration in the Brazilian national low scattering laboratory”, *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 161, n. 1–4, pp. 176–180.
- FREITAS, B. M., SANTOS, A. R. L., SILVA, F. S., PEREIRA, W. W., MARTINS, M. M., 2015a, “Study of moderated ^{241}Am –Be and ^{252}Cf neutron spectra with the paraffin or silicone using experimental and simulation techniques”. In: *Proceedings of the 2015 International Nuclear Atlantic Conference*, São Paulo, Outubro.
- FREITAS, B. M., MARTINS, M. M., PEREIRA, W. W., da SILVA, A. X., MAURICIO, C. L. P., 2015b, “Calibration of the IRD two-component TLD albedo neutron dosimeter in some moderated neutron fields”. In: *Proceedings of the 2015 International Nuclear Atlantic Conference*, São Paulo, Outubro.
- FURUTA, Y., TANAKA, S., 1972, “Response of ^6LiF and ^7LiF thermoluminescence dosimeters to fast neutrons”, *Nuclear Instruments and Methods*, v. 104, pp. 36 – 374.
- GIBSON, J.A.B., 1988, “Individual Neutron Dosimetry”, *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 23, n. 1–4, pp. 109-115.
- GÓMEZ-ROS, J. M., BEDOGNI, R., MORALEDA, M., *et al.*, 2010, "Design and validation of a single sphere multi-detector neutron spectrometer based on LiF:Mg,Cu,P thermoluminescent dosimeters", *Radiation Measurements*, v. 45, pp. 1220–1223.
- HANKINS, D. E., 1973, “Progress in personal neutron dosimetry”, *Los Alamos Scientific Laboratory, Reports LA–5261*.
- IAEA, 2001, “Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes”, *International Atomic Energy Agency, Technical Report Series n° 403 (Supplement to Technical Report Series n° 318)*. Vienna, IAEA.

- ICRP, 2007, “Recommendations of the International Commission on Radiological Protection”, *International Commission on Radiological Protection*, ICRP Publication 103. Oxford, Pergamon Press.
- ISO, 2010, “Conformity assessment – General requirements for proficiency testing”, *International Organization for Standardization*, ISO/IEC 17043.
- JONES, L. A., STOKES, R. P., PINKS, T., 2008, “Response of the Panasonic UD803AS TLD ins workplace neutron fields”, *Journal of Radiological Protection*, v. 28, pp. 73–82.
- KAERI, <http://atom.kaeri.re.kr>, Table of Nuclides. Acessado em 20/03/2017.
- KODELI, I., TANNER, R., 2005, “Analysis of QUADOS problem on TLD-Albedo personal dosimeter responses using discrete ordinates and Monte Carlo methods”, *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 115, n. 1–4, pp. 542–547.
- KNOLL, G. F., 1989, “Radiation Detection and Measurement”, 2ed. Hoboken, John Wiley & Sons.
- LAMARSH, J. R., BARATTA, A. J., 1972, “Introduction to Nuclear reactor Theory”, 2ed. New york, Addison-Wesley Publishing Company, Inc.
- LEE, Y. K., 2005, “Analysis of neutron and photon response of a TLD-Albedo personal dosimeter on an ISO slab phantom using TRIPOLI-4.3 Monte Carlo code”, *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 115, n. 1–4, pp. 329–333.
- LIU, J.C, SIMS, C.S., 1990, “Characterisation of the Harshaw AlBedo TLD and the Buble Detectors BD-100R and BDS-1500”, *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 32, n. 1, pp. 21-32.
- LUSZIK-BHADRA, M., ZIMBAL, A., BUSCH, F., *et al.*, 2014, “Albedo neutron dosimetry in Germany: regulations and performance”, *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 162, n. 4, pp. 649–656.

- MANFREDOTTI, C., ZANINI, A., ROLLET, S., ARMAN, G., 1989, “Simulation and test of a new albedo personal dosimeter for neutrons”, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, v. 284, pp. 464–475.
- MANFREDOTTI, C., ZANINI, A., 1993, “Calibration and field test of a personal albedo neutron dosemeter”, *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 47, n. 1–4, pp. 381–385.
- MARTINS, M. M., MAURÍCIO, C. L. P., CUNHA, P. G., ALMEIDA, C. E. V., FONSECA, E. S., 1995, “Potencial de Exposição a Nêutrons dos Trabalhadores Brasileiros”, In: *Anais do III Encontro Nacional de Aplicações Nucleares*, v. 2, pp. 1173-1177, Águas de Lindóia, Agosto.
- MARTINS, M. M., 2008, “Desenvolvimento e Caracterização de um Sistema de Monitoração Individual de Nêutrons Tipo Albedo de Duas Componentes Usando Detectores Termoluminescentes”. Tese de D.Sc, COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.
- MARTINS, M. M., MAURICIO, C. L. P., FONSECA, E. S. AND DA SILVA, A. X., 2010, “Brazilian two-component TLD albedo neutron individual monitoring system”, *Radiat. Meas.*, v. 45, pp. 1509–1512.
- MARTINS, M. M., MAURICIO, C. L. P., PEREIRA, W. W., DA SILVA, A. X., 2011, “Characterization of a two-component thermoluminescent albedo dosemeter according to ISO 21909”. *Radiat. Meas.*, v. 46, pp. 555–560.
- MCDONALD, J. C., SIEBERT, B. R. L., ALBERTS, W. G., 2002, “Neutron Spectrometry for Radiation Protection Purposes”, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, v. 476, pp. 347-352.
- McKEEVER, S. W. S., MOSCOVITCH, M., TOWNSEND, P. D., 1995, “Thermoluminescence Dosimetry Materials: Properties and Uses”, 1° ed. Ashford, Nuclear Technology Publishing.

- MIRZAJANI, N., CIOLINI, R., CURZIO, G., 2013, “Analysis of the application of the shadow cone technique for the determination of neutron spectrum with Bonner sphere spectrometer”, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, v. 722, pp. 24 – 28.
- NETO, J. C. H., FERREIRA, A. N., 2017, “Simpósio Reator Multipropósito Brasileiro – RMB”, Instituto Casa da Educação Física/Unicamp e Fórum Pensamento Estratégico – PENSESES, Belo Horizonte.
- OBERHOFER, M., SCHARMANN, A., 1993, “Techniques and management of personnel thermoluminescence dosimetry Services”, Springer Netherlands.
- OLKO, P., 2010, “Advantages and disadvantages of luminescence dosimetry”, *Radiation Measurements*, v. 45, pp. 506–511.
- PANG, B., BECKER, F., 2016, “Albedo neutron dosimetry in a deep geological disposal repository for high-level nuclear waste”. *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 174, pp. 308–314.
- PANG, B., BECKER, F., SUÁREZ, H. S., 2016, “Monte Carlo based investigation of a universal two-component albedo neutron dosimeter in a deep geological disposal system for high-level nuclear waste”. *Ann. Nucl. Energy*, v. 98, pp. 81–89.
- PELOWITZ, D. B. (ed.), 2005, “MCNPX User’s Manual, Version 2.5.0”, *Los Alamos National Laboratory*, LA-CP-05-0369.
- PIESCH, E., 1977, “Progress in albedo neutron dosimetry”, *Nuclear Instruments and Methods*, v. 145, pp. 613–619.
- PIESCH, E., 1982, “Albedo Neutron Dosimetry”, *Int. J. Appl. Radiat. Isot.*, v. 33, pp. 1061-1076.
- PIESCH, E., BURGKHARDT, B., 1983, "A Universal Beta/Gamma/Neutron Albedo Dosemeter for Personnel Monitoring", *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 6, n. 1–4, pp. 281–283.

- PIESCH, E., BURGKHARDT, B., 1985, "Albedo neutron dosimetry", *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 10, n. 1–4, pp. 175–188.
- PIESCH, E., BURGKHARDT, B., 1988, "Albedo dosimetry system for routine personnel monitoring", *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 23, n. 1–4, pp. 117–120.
- SCHUHMACHER, H., 2004, "Neutron calibration facilities", *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 110, pp. 33-42.
- TANAKA, S., FURUTA, Y., 1977, "Revised energy responses of ^6LiF and ^7LiF thermoluminescence dosimeters to neutrons", *Nuclear Instruments and Methods*, v. 140, pp. 395–396.
- TANNER, R. J., 2002, "Neutron and photon response of a TLD-albedo personal dosimeter on an ISO slab phantom", *QUADOS problem description P4*. Disponible em <http://www.nea.fr/download/quados/quados.html>.
- TANNER, R. J., CHARTIER, J. L., SIEBERT, B. R. L., *et al.*, 2004, "Intercomparison on the usage of computational codes in radiation dosimetry", *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 110, n. 1–4, pp. 769–780.
- THOMAS, D. J., HORWOOD, N., TAYLOR, G. C., 1999, "Neutron Dosemeter Response in Workplace Fields and the Implications of Using Realistic Neutron Calibration Fields", *National Physical Laboratory*, Report NPL-R-CIRM-27, Teddington.
- THOMAS, D. J., NOLTE, R., GRESSIER, V., 2011, "What is neutron metrology and why is it needed?", *Metrologia*, v. 48, pp. S225–S238.
- VANHAVERE, F., COECK, M., VERMEERSCH, F., 2001, "Procedures for Neutron Scattering Corrections in a Calibration Facility with a Non-Symmetric Set-Up", *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 93, pp. 5-10.

VEINOT, K. G., HERTEL, N. E., 2001, “Measured and calculated angular responses of Panasonic UD809 thermoluminescence dosimeters to neutrons”, *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 95, n. 1, pp. 25–30.

VEINOT, K. G., HERTEL, N. E., 2005, “Response of Harshaw neutron thermoluminescence dosimeters in terms of the revised ICRP/ICRU recommendations”, *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 113, n. 4, pp. 442–448.

ZHANG, G., 2011, “Monte Carlo simulation of mixed neutron-gamma radiation fields and dosimetry devices”. Tese de D.Sc, Electrical Engineering and Information of Karlsruhe Institute of Technology, Karlsruhe, Alemanha.

ANEXO A – COEFICIENTES DE CONVERSÃO

Tabela 21: Coeficientes de conversão de fluência para equivalente de dose individual $h_{p,slab,\Phi}(10,0^\circ)$, para nêutrons monoenergéticos perpendicularmente incidentes sobre o simulador de tronco (slab) de tecido da ICRU (ABNT NBR ISO, 2013b).

Energia (MeV)	$h_{p,slab,\Phi}(10,0^\circ)$ (pSv.cm ²)	Energia (MeV)	$h_{p,slab,\Phi}(10,0^\circ)$ (pSv.cm ²)
$1,00 \times 10^{-9}$	8,19	$1,50 \times 10^{-1}$	139
$1,00 \times 10^{-8}$	9,97	$2,00 \times 10^{-1}$	180
$2,53 \times 10^{-8}$	11,4	$3,00 \times 10^{-1}$	246
$1,00 \times 10^{-7}$	12,6	$5,00 \times 10^{-1}$	335
$2,00 \times 10^{-7}$	13,5	$7,00 \times 10^{-1}$	386
$5,00 \times 10^{-7}$	14,2	$9,00 \times 10^{-1}$	414
$1,00 \times 10^{-6}$	14,4	$1,00 \times 10^0$	422
$2,00 \times 10^{-6}$	14,3	$1,20 \times 10^0$	433
$5,00 \times 10^{-6}$	13,8	$2,00 \times 10^0$	442
$1,00 \times 10^{-5}$	13,2	$3,00 \times 10^0$	431
$2,00 \times 10^{-5}$	12,4	$4,00 \times 10^0$	422
$5,00 \times 10^{-5}$	11,2	$5,00 \times 10^0$	420
$1,00 \times 10^{-4}$	10,3	$6,00 \times 10^0$	423
$2,00 \times 10^{-4}$	9,84	$7,00 \times 10^0$	432
$5,00 \times 10^{-4}$	9,34	$8,00 \times 10^0$	445
$1,00 \times 10^{-3}$	8,78	$9,00 \times 10^0$	461
$2,00 \times 10^{-3}$	8,72	$1,00 \times 10^1$	480
$5,00 \times 10^{-3}$	9,36	$1,20 \times 10^1$	517
$1,00 \times 10^{-2}$	11,2	$1,40 \times 10^1$	550
$2,00 \times 10^{-2}$	17,1	$1,50 \times 10^1$	564
$3,00 \times 10^{-2}$	24,9	$1,60 \times 10^1$	576
$5,00 \times 10^{-2}$	39	$1,80 \times 10^1$	595
$7,00 \times 10^{-2}$	59	$2,00 \times 10^1$	600
$1,00 \times 10^{-1}$	90,6		

ANEXO B – ESPECTROS DE NÊUTRONS

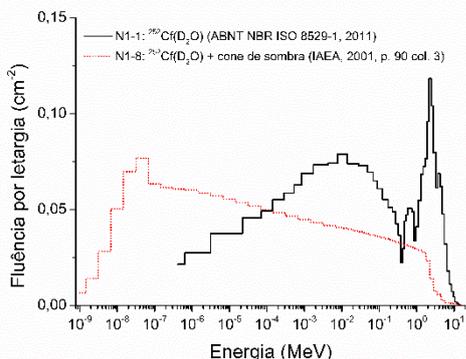


Figura 57: Espectro da fonte $^{252}\text{Cf}(\text{D}_2\text{O})$ (ABNT NBR ISO, 2011) e espectro da fonte $^{252}\text{Cf}(\text{D}_2\text{O})$ atrás de um cone de sombra (IAEA, 2001).

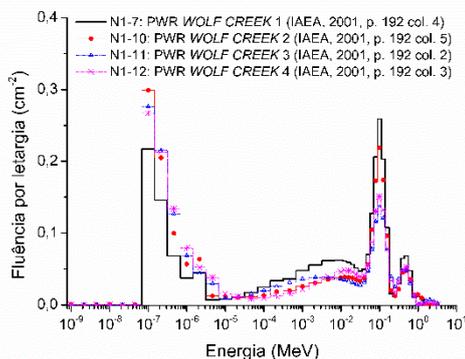


Figura 60: Espectros de reator PWR (*WOLF CREEK 1, 2, 3 e 4*), medidos em diferentes posições (IAEA, 2001).

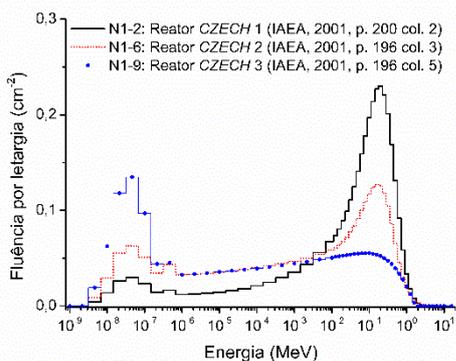


Figura 58: Espectros de reator PWR (*CZECH 1, 2, e 3*), medidos em diferentes posições (IAEA, 2001).

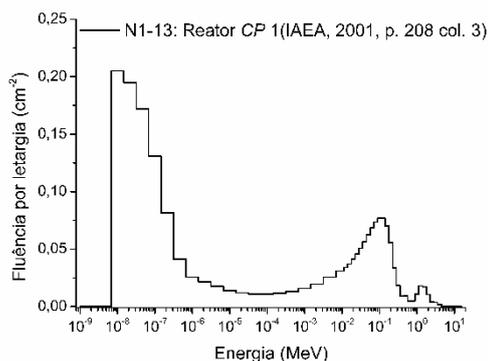


Figura 61: Espectro de reator PWR (*CP 1*) (IAEA, 2001).

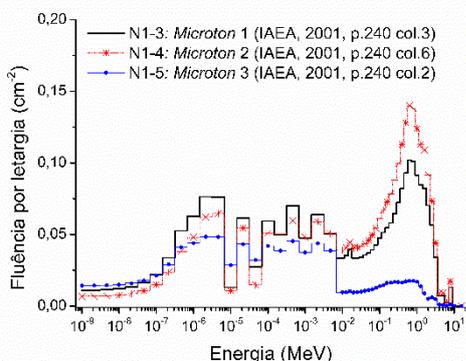


Figura 59: Espectros de acelerador médico (*Microton 1, 2, e 3*), medidos em diferentes posições (IAEA, 2001).

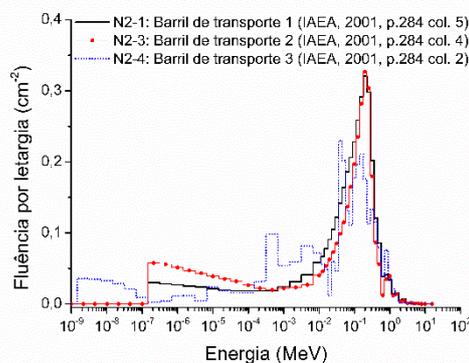


Figura 62: Espectros de barril de transporte de combustível nuclear, medidos em diferentes posições (IAEA, 2001).

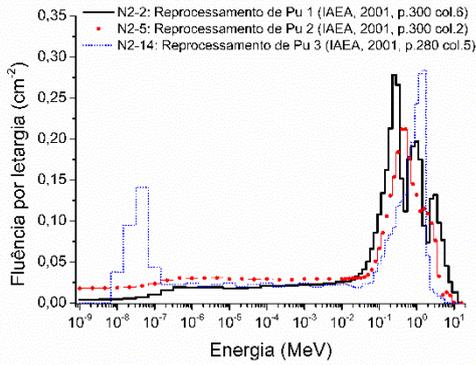


Figura 63: Espectros de reprocessamento de Pu, medidos em diferentes posições (IAEA, 2001).

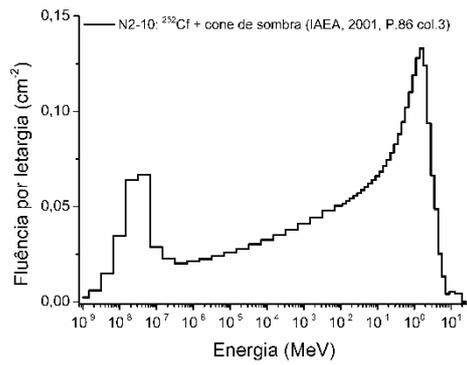


Figura 66: Espectro da fonte ²⁵²Cf atrás de um cone de sombra (IAEA, 2001).

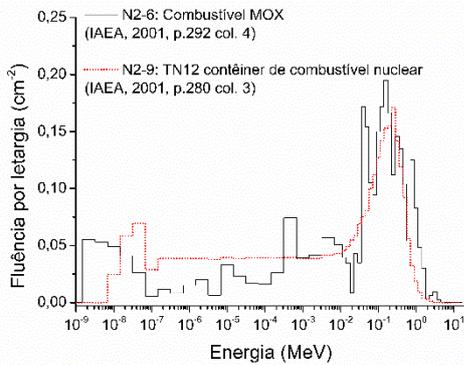


Figura 64: Espectros de combustível nuclear (MOX e TN12) (IAEA, 2001).

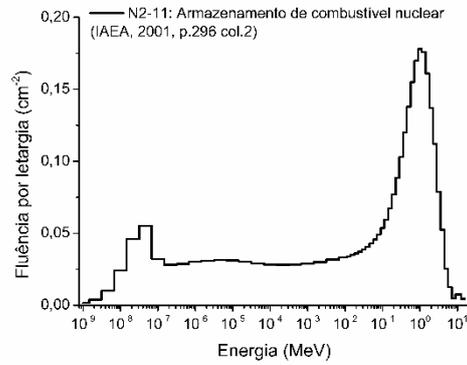


Figura 67: Espectro de armazenamento de combustível nuclear (IAEA, 2001).

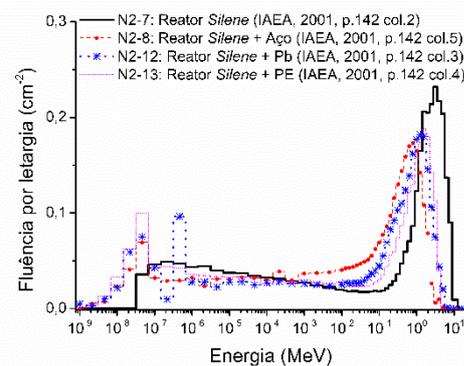


Figura 65: Espectros do reator de pesquisa Silene (IAEA, 2001).

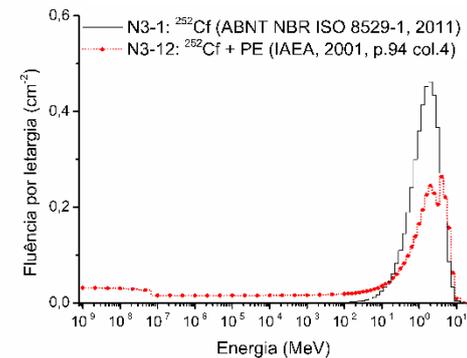


Figura 68: Espectros de ²⁵²Cf e ²⁵²Cf+PE (ABNT NBR ISO, 2001, IAEA, 2001).

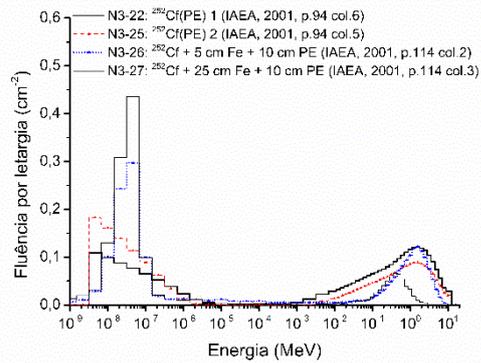


Figura 69: Espectros de ^{252}Cf moderados com PE e/ou Fe (IAEA, 2001).

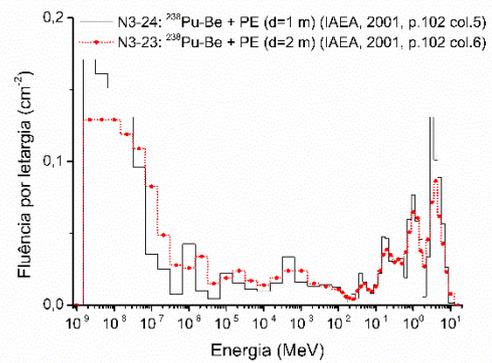


Figura 72: Espectros de $^{238}\text{Pu-Be + PE}$ (d=1 e 2 m) (IAEA, 2001).

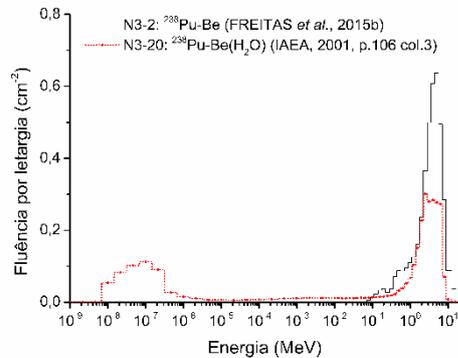


Figura 70: Espectros de $^{238}\text{Pu-Be}$ e $^{238}\text{Pu-Be(H}_2\text{O)}$ (FREITAS *et al.*, 2015b, IAEA, 2001).

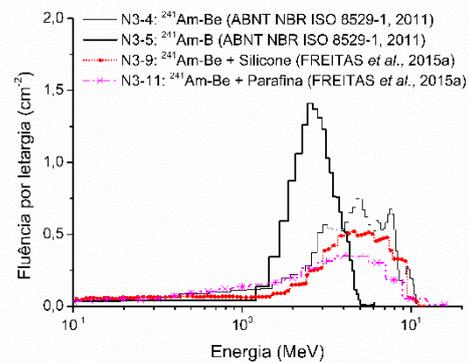


Figura 73: Espectros de $^{241}\text{Am-Be}$, $^{241}\text{Am-B}$, $^{241}\text{Am-Be+Silicone}$ e $^{241}\text{Am-Be+Parafina}$ (ABNT NBR ISO, 2011, FREITAS *et al.*, 2015a).

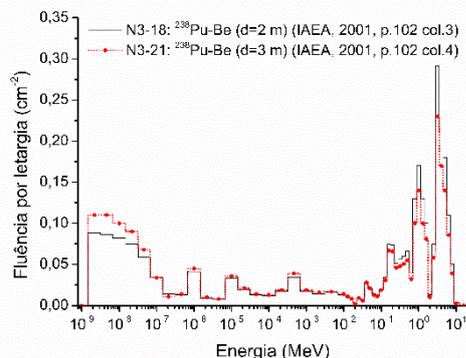


Figura 71: Espectros de $^{238}\text{Pu-Be}$ (d=2 e 3 m) (IAEA, 2001).

APÊNDICE A – EXEMPLO DE ARQUIVO DE ENTRADA DO CÓDIGO MCNPX PARA SIMULAÇÃO DA RESPOSTA DO DOSÍMETRO DE ALBEDO DO IRD

```

DOSÍMETRO DE ALBEDO DO IRD - FONTE DE 252CF - NÚMERO DE REAÇÕES E ENERGIA DEPOSITADA
C
C
C ***** SIMULADOR DE TRONCO DA ISO (VOLUME ÁGUA)
11 2 -1 (-127 128 129 -130 -131 132)
C ***** SIMULADOR DE TRONCO DA ISO (VOLUME PMMA)
12 1 -1.19 (-133 134 -135 136 -137 138) #11
C ***** DOSÍMETRO NO CENTRO DO SIMULADOR
6 5 -2.54 (-6) $ TLD600 albedo
7 9 -2.64 (-7) $ TLD700 albedo
13 0 (-401 -302 303) #6 $ Cava de vácuo do TLD 600 albedo
14 0 (-402 -302 303) #7 $ Cava de vácuo do TLD 700 albedo
15 6 -.94 (-403 -302 305) #6 #7 #13 #14 $ Corpo moderador de polietileno
16 7 -1.26 (403:-305)(306 -404 -302) $ Blindagem
17 11 -.9735 (302:404)(-405:303)(-408 -136) 306 $ Parte de Baixo do suporte
66 5 -2.54 (-12) $ TLD600 incidente
77 9 -2.64 (-14) $ TLD700 incidente
18 0 (-401 -306 307) #66 $ Cava de vácuo do TLD 600 incidente
19 0 (-402 -306 307) #77 $ Cava de vácuo do TLD 700 incidente
20 11 -.9735 (405:-306)(-303 -406 308) #66 #77 #18 #19 $ Tampa do suporte
C ***** ESFERA QUE DEFINE A REGIAO DE TRANSPORTE DE RADIACAO
45 0 (406 -303:408) (-136 308 -133 134 -137 138)
46 0 -100 (-308:135:133:-134:137:-138)
C ***** FINAL DO TRANSPORTE DE RADIACAO
47 0 100 $ RESTO DO UNIVERSO

C ***** SUPERFÍCIES PARA DEFINIR O SIMULADOR DA ISO *****
127 PZ 14
128 PZ -14
129 PY 75.25
130 PY 89
131 PX 14
132 PX -14
133 PZ 15
134 PZ -15
135 PY 90
136 PY 75
137 PX 15
138 PX -15
C ***** PLANOS PARA A DEFINIÇÃO DO MONITOR DE ALBEDO *****
302 PY 74.9
303 PY 74.805
305 PY 73.71
306 PY 73.52
307 PY 73.425
308 PY 73.345
C ***** CILINDROS QUE DEFINEM E LOCALIZAÇÃO DO MONITOR NO CENTRO *****
401 C/Y 0.228 0 0.227
402 C/Y -.228 0 0.227
403 CY 1.9
404 CY 2.1
405 CY 2.25
406 CY 2.4
408 CY 2.6
C ***** TLD 600 ALBEDO *****
6 RPP 0.067 0.387 74.8075 74.8975 -.16 .16
C ***** TLD 700 ALBEDO *****

```

```

7 RPP -.387 -.067 74.8075 74.8975 -.16 .16
C *****TLD 600 INCIDENTE*****
12 RPP 0.067 0.387 73.4275 73.5175 -.16 .16
C *****TLD 700 INCIDENTE*****
14 RPP -.387 -.067 73.4275 73.5175 -.16 .16
100 SO 150

C ***** BLOCO DE DADOS *****
Mode n p e
IMP:n,p,e 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 0
SDEF POS=0 65 0 X=d1 Y=65 Z=d2 VEC=0 1 0 DIR=1 ERG=d3
SI1 -15 15
SP1 0 1
SI2 -15 15
SP2 0 1
C ***** Cf ISO 8529-1 *****
SI3 h 4.14E-07 1.00E-06 1.00E-05 5.00E-05 1.00E-04 2.00E-04 4.00E-04
7.00E-04 1.00E-03 3.00E-03 6.00E-03 1.00E-02 2.00E-02 4.00E-02
6.00E-02 8.00E-02 1.00E-01 1.50E-01 2.00E-01 2.50E-01 3.00E-01
3.50E-01 4.00E-01 4.50E-01 5.00E-01 5.50E-01 6.00E-01 7.00E-01
8.00E-01 9.00E-01 1.00E+00 1.20E+00 1.40E+00 1.60E+00 1.80E+00
2.00E+00 2.30E+00 2.60E+00 3.00E+00 3.50E+00 4.00E+00 4.50E+00
5.00E+00 6.00E+00 7.00E+00 8.00E+00 9.00E+00 1.00E+01 1.10E+01
1.20E+01 1.30E+01 1.40E+01
SP3 d 0.00E+00 1.11E-08 1.27E-07 2.76E-07 7.82E-07 2.21E-06 4.53E-06
5.68E-06 5.51E-05 1.28E-04 2.30E-04 7.74E-04 2.17E-03 2.80E-03
3.29E-03 3.68E-03 1.05E-02 1.21E-02 1.33E-02 1.42E-02 1.49E-02
1.55E-02 1.60E-02 1.63E-02 1.66E-02 1.68E-02 3.38E-02 3.39E-02
3.37E-02 3.33E-02 6.46E-02 6.12E-02 5.73E-02 5.31E-02 4.88E-02
6.55E-02 5.67E-02 6.33E-02 6.21E-02 4.68E-02 3.49E-02 2.58E-02
3.30E-02 1.74E-02 9.01E-03 4.61E-03 2.33E-03 1.17E-03 5.83E-04
2.88E-04 1.42E-04 6.94E-05

C
C MATERIAIS CONSTITUINTES DAS CELULAS
C
C *****
C PMMA
C *****
M1 8016 -0.319614 1001 -0.080538 6012 -0.599848
C *****
C Água
C *****
M2 1001 -0.111894 8016 -0.888106 $ H2O
C *****
C TLD 600
C *****
M5 3006 -.229 9019 -.758 3007 -.012
C *****
C TLD 700
C *****
M9 3006 -.00016 3007 -.270 9019 -.730
C *****
C Polietileno de alta densidade
C *****
M6 1001 -0.14371 6012 -.85629
C *****
C Carbetto de Boro com Boro Natural
C *****
M7 5011 -.62687 5010 -.15574 6012 -.21739
C *****
C Lithium 6
C *****
M8 3006 1
C *****
C Suporte do monitor (polietileno com negro de fumo)
C *****
M11 1001 -0.13653 6012 -.86347

```

```

C ***** Up-scattering S(alfa. beta) *****
MT2 LWTR.60t
MT6 POLY.60t
MT11 POLY.60t
C *****
C
C TALLY F6 (Energia depositada por todas partículas relacionadas no Mode Card)
C *****
FC6 Dose no TLD 600 Albedo
+F6: 6
FC16 Dose no TLD 700 Albedo
+F16: 7
FC26 Dose no TLD 600 Incidente
+F26: 66
FC36 Dose no TLD 700 Incidente
+F36: 77
C *****
C
C TALLY F4 (N° de reações (n,alfa) no 6Li do TLD 600)
C *****
FC4 reação n.alfa TLD 600 Albedo
F4:N 6
FM4 5.378e-4 8 (105)
FC14 reação n.alfa TLD 700 Albedo
F14:N 7
FM14 3.906e-7 8 (105)
FC24 reação n.alfa TLD 600 Incidente
F24:N 66
FM24 5.378e-4 8 (105)
FC34 reação n.alfa TLD 700 Incidente
F34:N 77
FM34 3.906e-7 8 (105)
NPS 1e8

```

APÊNDICE B – PRODUÇÃO CIENTÍFICA RELACIONADA A ESTE TRABALHO

Como consequência deste trabalho, foram publicados 2 artigos em periódicos indexados e 4 artigos completos em anais de congressos. São eles, respectivamente:

FREITAS, B. M., MARTINS, M. M., PEREIRA, W. W., da SILVA, A. X., MAURICIO, C. L. P., 2016, “MCNP simulation of the $H_p(10)$ energy response of a Brazilian TLD albedo neutron individual dosimeter, from thermal to 20 MeV”, *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 170, n. 1–4, pp. 350–353.

FREITAS, B. M., da SILVA, A. X., PEREIRA, W. W., MAURICIO, C. L. P., 2017, “Comparison of the neutron energy response of two different TLD albedo dosimeters”, *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 180, n. 1–4, pp. 240–244.

FREITAS, B. M., MARTINS, M. M., PEREIRA, W. W., da SILVA, A. X., MAURICIO, C. L. P., 2015, “Calibration of the IRD two-component TLD albedo neutron dosimeter in some moderated neutron fields”. In: *Proceedings of the 2015 International Nuclear Atlantic Conference*, São Paulo, Outubro. Disponível em: http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/47/006/47006344.pdf?r=1

FREITAS, B. M., da SILVA, A. X., MAURICIO, C. L. P., MARTINS, M. M., 2014, “Correção de espalhamento de nêutrons na calibração do monitor individual de albedo no LN”, In: *1º Congresso Brasileiro de Metrologia das Radiações Ionizantes*, Rio de Janeiro, Novembro. Disponível em: http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/46/040/46040694.pdf

FREITAS, B. M., MARTINS, M. M., da SILVA, A. X., MAURICIO, C. L. P., 2015, “MCNP simulation of the incident and albedo neutron response of the IRD albedo neutron dosimeter for ^{241}Am –Be moderated sources”, In: *8th Brazilian Congress on Metrology*, Bento Gonçalves, Novembro. Disponível em: http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/47/080/47080183.pdf?r=1

FREITAS, B. M., da SILVA, A. X., MAURICIO, C. L. P., 2016, “Validação da metodologia de simulação de resposta de dosímetro de albedo”, In: *3º Congresso Brasileiro de Metrologia das Radiações Ionizantes*, Rio de Janeiro, Novembro.

Disponível em:

<http://media.cbmri.org.br/media/uploads/trabalhos/brunofreitas@ird.gov.br.pdf>