

AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO

Implementação e qualificação de metodologia de cálculos neutrônicos em reatores subcríticos acionados por fonte externa de nêutrons e aplicações

Thiago Carluccio

Tese apresentada como parte dos requisitos para obtenção do Grau de Doutor em Ciências na Área de Tecnologia Nuclear - Reatores

Orientador: Prof. Dr. José Rubens Maiorino

São Paulo 2011 Universidade de São Paulo Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares Centro de Engenharia Nuclear

Thiago Carluccio

Implementação e Qualificação de Metodologia de Cálculos Neutrônicos em Reatores Subcríticos Acionados por Fonte Externa de Nêutrons e aplicações

> São Paulo 2011

Thiago Carluccio

Prof. Dr. José Rubens Maiorino

Implementação e Qualificação de Metodologia de Cálculos Neutrônicos em Reatores Subcríticos Acionados por Fonte Externa de Nêutrons e aplicações

Tese apresentada como parte dos requisitos para obtenção do Grau de Doutor em Ciências na Área de Tecnologia Nuclear - Reatores

São Paulo 2011

Agradecimentos

À minha família, que sempre me apóia;

À Pamela, que me ajudou bastante, pela paciência;

Ao orientador e amigo, Prof. Dr. José Rubens Maiorino, pela segura orientação;

Aos pesquisadores Prof. Dr. Adimir dos Santos, pelas proveitosas discussões;

Aos professores Dr. Hélio Yoriaz, Dr. Daniel Ting e Dr. Piero Ravetto;

Aos membros da banca, pelas observações e comentários;

Aos amigo Pedro Carlos Russo Rossi, pela ajuda e companhia;

Aos amigo Alberto Talamo, pela ajuda e hospitalidade;

Aos amigos e colegas do Centro de Engenharia Nuclear, pelo companheirismo e bons momentos no café;

Ao CEN, na figura do Dr. Antônio Teixeira, pela infraestrutura fornecida;

Ao IPEN e a divisão de Ensino pelo apoio institucional;

Ao CNPq, pelo apoio financeiro, sob o projeto no.: 6666/6666;

Ao Departamento de Engenharia Nuclear do Argonne National Laboratory, na figura do Dr. Yousry Gohar, pela proveitosa estádia e suporte.

À Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA) pelo suporte financeiro parcial através do contrato de pesquisa (RC 13388).

Esta tese foi escrita em ${\rm I\!A} T_{\rm E\!X}$ com a classe IAGTESE, para teses e dissertações do IAG.

"O sucesso nasce do querer, da determinação e persistência em se chegar a um objetivo. Mesmo não atingindo o alvo, quem busca e vence obstáculos, no mínimo fará coisas admiráveis."

> Carlos Gomes, compositor campineiro.

"Ignorância nunca é melhor que conhecimento."

Enrico Fermi, navegador italiano que descobriu um novo mundo.

Resumo

O trabalho teve como objetivo a investigação de Metodologias de Cálculo dos Reatores Subcríticos acionados por fonte externa de nêutrons, tais como, "Accelerator Driven Subcritical Reactor" (ADSR) e "Fusion Driven Subcritical Reator" (FDSR), que são reatores nucleares subcríticos com uma fonte externa de nêutrons. Tais nêutrons são produzidos, no caso do ADSR, através da interação de partículas aceleradas (prótons, deutério) com um alvo (Pb, Bi, etc) ou através das reacões de fusão, no caso do FDSR. Este conceito de reator vem sendo objeto de intensa pesquisa, sobretudo pela possibilidade de ser utilizado para transmutar o enorme inventário de rejeitos nucleares, principalmente os transurânicos (TRU) e os produtos de fissão de meia-vida longa (LLFP). Neste trabalho enfatiza os seguintes aspectos: (i) complementar e aprimorar a metodologia de cálculos neutrônicos com queima e transmutação e implementá-la computacionalmente; (ii) e utilizando esta metodologia, participar dos Projetos Coordenados de Pesquisa (CRP) da Agência Internacional de energia Atômica "Analytical and Experimental Benchmark Analysis of ADS" e "Collaborative work on use of LEU in ADS", principalmente na reprodução dos resultados experimentais da instalação subcrítica Yalina Booster e também no cálculo de um núcleo subcrítico do reator IPEN/MB-01, (iii) analisar comparativamente diferentes bibliotecas de dados nucleares, no cálculo de parâmetros integrais (k_{eff}) , diferenciais (espectro, fluxo) e de queima e transmutação (inventário ao final do ciclo) e (iv) aplicar a metodologia desenvolvida em um estudo que possa ajudar na escolha futura de um sistema transmutador dedicado. Foram utilizados para tanto os seguintes códigos: MCNP (Transporte de partículas por Monte Carlo), MCB (acoplamento do MCNP com código de transmutação) e o sistema NJOY para o processamento dos arquivos de dados nucleares avaliados.

Abstract

This works had as goal to investigate calculational methodologies on subcritical source driven reactor, such as Accelerator Driven Subcritical Reactor (ADSR) and Fusion Driven Subcritical Reactor (FDSR).

Intense R&D has been done about these subcritical concepts, mainly due to Minor Actinides(MA) and Long Lived Fission Products(LLFP) transmutation possibilities.

In this work, particular emphasis has been given to: (i) complement and improve calculation methodology with neutronic transmutation and decay capabilities and implement it computationally, (ii) utilization of this methodology in the Coordinated Research Project (CRP) of the International Atomic Energy Agency Analytical and Experimental Benchmark Analysis of ADS and in the Collaborative Work on Use of Low Enriched Uranium in ADS, especially in the reproduction of the experimental results of the Yalina Booster subcritical assembly and study of a subcritical core of IPEN/MB-01 reactor, (iii) to compare different nuclear data libraries calculation of integral parameters, such as k_{eff} and k_{src} , and differential distributions, such as spectrum and flux, and nuclides inventories and (iv) apply the developed methodology in a study that may help future choices about dedicated transmutation system.

The following tools have been used in this work: MCNP (Monte Carlo N particle transport code), MCB (enhanced version of MCNP that allows burnup calculation) and NJOY to process nuclear data from evaluated nuclear data files.

Lista de Figuras

1.1	Inventário de Combustíveis Nucleares Irradiados americano, assumindo que	
	nenhum reator será construído nos EUA, retirado de https://inlportal.	
	<pre>inl.gov/portal/server.pt/community/national_spent_nuclear_fuel/</pre>	
	389/national_spent_nuclear_fuelsnf_data, acessado em Janeiro de	
	2011	27
1.2	Conceito básico de um ADS, retirado de (Russo Rossi, 2011)	33
1.3	Descrição esquemática de uma reação de <i>spallation</i> seguida de evaporação	
	e/ou fissão, retirado de Russo Rossi (2011)	33
1.4	Ilustração conceitual do projeto do reator multipropósito MYRRHA; com	
	início da construção programado para 2015, o reator deverá operar a plena	
	potência a partir de 2023, retirado de http://myrrha.sckcen.be/en/Media_	
	gallery/MYRRHA_figures	34
1.5	Ilustração conceitual do reator de fusão ITER, espera-se que a construção	
	termine em 2017, retirado de http://www.iter.org	35
1.6	Modelo 3D da proposta de um reator híbrido fusão-fis são, retirado de $\ensuremath{\underline{\mathrm{Stacey}}}$	
	et al. (2005)	36
2.1	Linha do tempo com a data de lançamento de importantes códigos de análise	
	de reatores, retirado de Azmy et al. (2010)	49
2.2	Linha do tempo com a data de lançamento de importantes códigos de análise	
	de arranjos, retirado de Azmy et al. (2010)	51
2.3	Linha do tempo com os códigos que deram origem as versões atuais do	
	MCNP, retirado de (Brown, 2009).	55

2.4	Convergência da Entropia de Shannon e de k_{eff} , retirado de Brown (2009). 58						
2.5	A influência do número de histórias por ciclo na estimativa de k_{eff} , retirado						
	de Brown (2009)	60					
2.6	Fluxograma simplificado da metodologia de cálculo utilizada pelo MCB	73					
2.7	Comparação entre as secção de choque de fissão experimentais (EXFOR) e						
	os dados das bibliotecas avaliadas (ENDF) para o $^{243}\mathrm{Am}$ $~\ldots$ \ldots \ldots \ldots	81					
2.8	Comparação entre as secção de choque de captura experimentais (EXFOR)						
	e os dados das bibliotecas avaliadas (ENDF) para o $^{208}\mathrm{Pb},$ note a escassez						
	de dados experimentais em um dos nuclídeos fundamentais para o projeto						
	de reatores de geração IV	82					
2.9	Diagrama do fluxo de dados utilizados pelo NJOY para obter as bibliotecas						
	para o MCNP a partir dos arquivos ENDF	86					
3.1	Vista superior do núcleo com uma configuração retangular	91					
3.2	Configuração padrão, com 728 varetas, das quais 24 são de segurança e 24						
	são de controle.	92					
3.3	Esquema de uma vareta do IPEN/MB-01, retirado de Briggs et al. $\left(1995\right)$.	95					
3.4	Corte axial da geometria do tibo guia, das barras de controle e da vareta						
	combustível.	97					
3.5	Configuração utilizada na fase I	98					
3.6	Resposta do detector após a inserção de um nêutron DD	102					
3.7	Resposta do detector após a inserção de um nêutron DT	103					
3.8	Regressão linear para obter o parâmetro cinético α utilizando a fonte DD	104					
3.9	Regressão linear para obter o parâmetro cinético α utilizando a fonte DT	105					
3.10	Distribuição Axial Fase I, célula N14, fonte de 2,45 MeV	108					
3.11	Distribuição Axial Fase I, célula N14, fonte de 14,1 MeV	109					
3.12	Distribuição Axial Fase I, célula O11, fonte de 2,45 MeV	110					
3.13	Distribuição Axial Fase I, célula O11, fonte de 14,1 MeV	111					
3.14	Distribuição Axial Fase I, célula P10, fonte de 2,45 MeV $\ .$	113					
3.15	Distribuição Axial Fase I, célula P10, fonte de 14,1 MeV	113					
3.16	Distribuição Axial Fase I, célula R8, fonte de 2,45 MeV	114					
3.17	Distribuição Axial Fase I, célula R8, fonte de 14,1 MeV	114					

3.18	Distribuição Axial Fase I, célula R14, fonte de 2,45 MeV $\ \ldots \ldots \ldots \ldots$	115
3.19	Distribuição Axial Fase I, célula R14, fonte de 14,1 MeV	115
3.20	Espectro Fase I, célula N14, fonte de 2,45 MeV	116
3.21	Espectro Fase I, célula N14, fonte de 14,1 MeV	116
3.22	Espectro Fase I, célula P10, fonte de 2,45 MeV	117
3.23	Espectro Fase I, célula P10, fonte de 14,1 MeV	117
3.24	Espectro Fase I, célula R8, fonte de 2,45 MeV	118
3.25	Espectro Fase I, célula R8, fonte de 14,1 MeV	118
3.26	Espectro Fase I, célula R14, fonte de 2,45 MeV	119
3.27	Espectro Fase I, célula R14, fonte de 14,1 MeV	119
3.28	Comparação das curvas obtidas para k_{eff} versus posição de BC1	121
3.29	Curva k_{eff} versus posição de BC1 obtida pelo grupo coreano	122
3.30	Comparação dos valores obtidos para k_{eff} no exercício da fase I	124
3.31	Comparação dos valores obtidos para k_{src} no exercício da fase I. \ldots .	124
41	Projeto de tube com deutérios scolarados, dimensões em mm, retirado de	
4.1	Bournos et al. (2008)	198
19	Este da Valina Booster evibindo as diferentes zonas, retirado de Bournes	120
4.2	ot al. (2008)	120
13	Desembe esquemético des verete de B.C. entre a zona répida e a zona	123
4.0	térmica com cortos XV o XZ dimonsões om mm retirado de Bournos et al	
	(2008)	120
4.4	(2000)	121
4.4	Desembe accuemético des verses de regiõe heaster com cortes XV e XZ	191
4.0	dimensãos em mm. rectirado de Bournes et al. (2008)	129
16	Este de sub arranie de policitiene, retirado de Pournos et al. (2008).	102
4.0	Poro do sub-arranjo de ponetneno, retirado de Bournos et al. (2008)	190
4.7	Desenno esquematico da vareta EK-10, com cortes $A T \in AZ$, dimensoes em	120
1.0	Este de Veline Deceter cribin de ce diferentes concerneties de de Decemer	199
4.8	roto da rallia Booster exibilido as diferentes zonas, retirado de Bournos	1.40
4.0	et al. (2008)	140
4.9	Desenho esquematico com corte A Y da configuração 902, dimensoes em mm,	1 4 1
	retirado de Bournos et al. (2008)	141

4.10	Desenho esquemático com corte XY da configuração 1141, dimensões em	
	mm, retirado de Bournos et al. (2008)	.42
4.11	Células de ar cilíndrica interno aos canais experimentais da zona térmica	
	$(\mathrm{EC5T}\text{-}\mathrm{EC6T})$ e da zona do refletor (EC8R), dimensões em mm, retirado	
	de Bournos et al. (2008)	.43
4.12	Células de ar cilíndrica interno aos canais experimentais da zona rápida	
	(EC1B-EC3B), dimensões em mm, retirado de Bournos et al. (2008) 1	.43
4.13	Posição das amostras de $^{197}\mathrm{Au},^{115}\mathrm{In}$ e $^{55}\mathrm{Mn},$ nos canais experimentais da	
	região térmica, dimensões em mm, retirado de Bournos et al. (2008) 1	.43
4.14	Posição das amostras de $^{197}\mathrm{Au},^{115}\mathrm{In}$ e $^{55}\mathrm{Mn},$ no canal experimental EC2B,	
	dimensões em mm, retirado de Bournos et al. (2008)	.44
4.15	Posição das amostras de $^{115} \mathrm{In}$ no canal experimental EC10R, dimensões em	
	mm, retirado de Bournos et al. (2008)	.44
4.16	Corte XZ do modelo da configuração 902 e 1141 modelado no MCNP 1	45
4.17	Corte XY do modelo da configuração 902 modelado no MCNP 1	.46
4.18	Corte XY do modelo da configuração 1141 modelado no MCNP 1	.47
4.19	Perfil axial da taxa de reação ${}^{3}He(n,p)$ no canal experimental EC6T \ldots 1	.51
4.20	Perfil axial da taxa de reação $^{115}{\rm In}({\rm n},\gamma)$ no canal experimental EC5T $~$ $~$ 1	.51
4.21	Perfil axial da taxa de reação $^{115}{\rm In}({\rm n},\gamma)$ no canal experimental EC6T $$ $$ 1	52
4.22	Perfil axial da taxa de reação $^{115}{\rm In}({\rm n},\gamma)$ no canal experimental EC7T $$ $$ 1	52
4.23	Perfil radial da taxa de reação $^{115} \mathrm{In}(\mathrm{n},\gamma)$ no canal experimental radial EC10R1	53
4.24	Perfil axial da taxa de reação $^{235}\mathrm{U}(\mathrm{n,f})$ no canal experimental EC2B 1	.53
4.25	Perfil axial da taxa de reação $^{235}\mathrm{U}(\mathrm{n,f})$ no canal experimental EC6T 1	.54
4.26	Perfil axial da taxa de reação $^{197}{\rm Au}({\rm n},\gamma)$ no canal experimental EC6T 1	.54
4.27	Espectro de nêutrons no canal experimental EC2B, configuração 1141, fonte	
	DD	.55
4.28	Espectro de nêutrons no canal experimental EC2B, configuração 1141, fonte	
	DT	.56
4.29	Espectro de nêutrons no canal experimental EC2B, configuração 902, fonte	
	DD	.57

4.30	Espectro de nêutrons no canal experimental EC2B, configuração 902, fonte	
	DT	158
4.31	Espectro de nêutrons no canal experimental EC6T, configuração 1141, fonte	
	DT	159
4.32	Espectro de nêutrons no canal experimental EC6T, configuração 902, fonte	
	DT	160
4.33	Espectro de nêutrons no canal experimental EC6T, configuração 902, fonte	
	DD	161
4.34	Comparação dos resultados obtidos para o k_{eff} para diferentes participantes	
	e métodos de cálculo, para as configurações YB-90-36-10-902, designada	
	neste trabalho de 902, YB-90-36-10-1141, designada neste trabalho de 1141	
	e YB-36-10, fora do escopo deste trabalho, retirado do $benchmark\ report$.	162
4.35	Comparação dos resultados obtidos para o k_{src} para diferentes participantes	
	e métodos de cálculo, para as configurações YB-90-36-10-902, apelidada	
	neste trabalho de 902, YB-90-36-10-1141, apelidada neste trabalho de 902 e	
	YB-36-10, for a do escopo deste trabalho, retirado do $benchmark\ report$	164
4.36	Taxas de reação para a reação $^{235}\mathrm{U}(\mathrm{n},\gamma)$ no canal EC2B para a configuração	
	902e no canal EC6T para a configuração 1141, em ambos os casos para a	
	fonte DD, retirado do <i>benchmark report.</i>	165
4.37	Taxas de reação para a reação ${}^{3}\mathrm{He}(n,p)$ no canal EC3B, para a configuração	
	1141. Os valores estão normalizados por nêutron de fonte da fissão do $^{252}\mathrm{Cf};$	
	o tubo do acelerador foi preenchido com um bloco de chumbo; retirado de	
	Talamo et al. (2011)	167
5.1	Modelo R-Z do ADS icinerador do exercício do NEA/NSC(2001)13	172
5.2	Participantes, Códigos e Bibiotecas NEA2001	173
5.3	Corte XZ do modelo MCNP do <i>benchmark</i> NEA/NSC(2001)13, com as	
	zonas homogeneas para o cálculo de queima, o refletor de Chumbo-Bismuto	
	(azul), o tubo do acelerado (branco) e alvo de <i>spallation</i> rosa	173
5.4	Corte XY do modelo MCNP do benchmark NEA/NSC(2001)13, com as	
	zonas homogeneas para o cálculo de queima	174
5.5	Fatores de multiplicação durante a queima	177

5.6	Evolução temporal das concentrações de actinídeos durante o período de	
	irradiação	177
6.1	Visão XY de um quarto do conceito de um GCSFR acionado por um tokamak	186
6.2	Visão XZ do GCSFR acionado pela fonte de fusão.	187
6.3	Visão XY do GCSFR acionado por uma acelerador	188
6.4	Visão XZ do GCSFR acionado por uma acelerador	189
6.5	Partículas combustível TRISO na matriz de SiC.	189
6.6	Detalhe de uma vareta combustível	190
6.7	Detalhe das varetas no EC.	190
6.8	Elemento combustível.	191
6.9	Variação do valor do k_{eff} no início do ciclo com a fração de Plutônio e	
	Neptúneo no conceito com fonte de fusão.	192
6.10	fatores de multiplição - fusão	193
6.11	fatores de multiplição - ads	194
6.12	Parâmetro importância do nêutron - ads	196
6.13	Parâmetro importância do Nêutron - fusão	197
6.14	Massa de Actinideos e produtos de fissão - fusão	198
6.15	Distribuição de fluxos	198
6.16	a) Varetas combustíveis em arranjo periódico, b) canal de refigeração c)	
	dimensões do canal d) simetria utilizada no cálculo	199
6.17	Distribuição de temperaturas	201
6.18	Temperaturas em função de Reynolds (Vazão), o limite $\theta_c=1$ corresponde	
	ao limite operacional e forne a vazão mínima necessária para a operação do	
	sistema.	202

Lista de Tabelas

1.1	Inventário anual de carga e descarga de um PWR típico de 1GWe, retirado	
	de Nifenecker et al. (2003) \ldots	26
1.2	Politíca sobre combustível nuclear irradiado e disposição do HLW, adaptado	
	de http://world-nuclear.org/info/inf04.html, acessado em março de	
	2011	28
2.1	Comparação entre parâmetros cinéticos calculados e medidos, retirado de	
	Kiedrowski et al. (2009)	68
2.2	Comparação entre parâmetros cinéticos não ponderados e ponderados pelo	
	fluxo adjunto, retirado de Kiedrowski et al. (2009).	68
3.1	Dados geométricos da vareta de combustível do reator nuclear IPEN/MB-01 $$	93
3.2	Composição dos materiais da vareta de combustível do reator nuclear IPEN/ME $$	3-
	01	94
3.3	Dados geométricos da vareta de controle do reator nuclear IPEN/MB-01 $$.	96
3.4	Composição dos materiais das barras de controle do reator nuclear IPEN/MB- $$	
	01	96
3.5	Comparação entre os resultados obtidos pelo MCNP5 e Serpent utilizando	
	a biblioteca ENDF-VII	106
3.6	Resultados Fase I - Argentina	108
3.7	Resultados Fase I - Brasil	109
3.8	Resultados Fase I - China	110
3.9	Resultados Fase I - Índia	111
3.10	Resultados Fase I - Coréia do Sul	112

3.11	Resultados Fase I - Espanha	112
3.12	Resultados Fase II	120
4.1	Limite superior dos 172 grupos de energia	136
4.2	Parâmetros Neutrônicos	150
4.4	Comparação dos resultados de k_{eff} obtido pelos participantes $\ldots \ldots \ldots$	163
4.5	Comparação dos resultados de β_{eff} obtidos pelos participantes	165
4.6	Comparação com as medidas experimentais de k_{eff} com os valores obti-	
	dos neste trabalho, os valores experimentais marcados com \dagger foram obtidos	
	pelo método do ajuste da inclinação, enquanto os valores marcados com \ddagger	
	foram obtidos pelo método das áreas, assumindo $\beta_{eff}=760~{\rm pcm},$ dados	
	experimentais retirados de Talamo et al. (2008)	168
5.1	Fatores de Multiplicação e Intensidade da Fonte	176
5.2	Massa e Concentrações Principais Actinídeos, obtidos com $\operatorname{ENDF}/\operatorname{B-VI}$	178
5.3	Massa Principais Actinídeos, comparação ENDF/B-VI e ENDF/B-VII $~$	178

Índice

1.	Intro	odução			25
	1.1	Estado	o da arte	das pesquisas em reatores híbridos no mundo	25
	1.2	Objeti	vos		37
	1.3	Estrut	ura do tr	abalho	38
	1.4	Contri	buições d	o trabalho	38
2.	Met	odologi	a		41
	2.1	Equaç	ão de Tra	Insporte de Nêutrons	42
	2.2	Códig	os Detern	inísticos	46
	2.3	Métod	lo de Mor	ite Carlo	52
		2.3.1	Cálculo	do fator de multiplicação	55
			2.3.1.1	Convergência da Fonte de Fissão	57
			2.3.1.2	Erros sistemáticos nas estimativas de k_{eff} e de taxas de	
				reação	59
		2.3.2	O fator	de multiplicação de fonte k_{src}	59
		2.3.3	Parâmet	cros Cinéticos com Monte Carlo	61
			2.3.3.1	Definição dos Parâmetros Cinéticos	61
			2.3.3.2	Métodos de Cálculo dos Parâmetros Cinéticos	65
		2.3.4	Evoluçã	o da concentração com Monte Carlo	70
			2.3.4.1	CRAM	75
			2.3.4.2	ORIGEN	75
			2.3.4.3	Análise das Trajetórias de Transmutação	76

			2.3.4.4	Comparação entre os métodos de solução das cadeis de de-	
				caimento e transmutação	8
	2.4	Dados	Nucleare	² / ₅	0
		2.4.1	Bibliote	cas de dados avaliados	1
		2.4.2	Códigos	de processamento dos dados nucleares avaliados	3
			2.4.2.1	O sistema AMPX	3
			2.4.2.2	O código NJOY	4
3.	Con	figuraçã	io subcrí	tica do reator IPEN/MB-01 acionada por fonte externa de	
	nêut	trons no	o contexto) do trabalho colaborativo sobre o uso de LEU em ADS \ldots 8	7
	3.1	Conte	xto		7
	3.2	Descri	ção do re	ator IPEN/MB-01	8
		3.2.1	Descriçã	ío	0
	3.3	Cálcul	os solicita	ados	9
			3.3.0.1	Fase I	9
			3.3.0.2	Fase II	9
	3.4	Result	ados e co	omparações	0
		3.4.1	Compar	ações	6
	3.5	Anális	е		3
	3.6	Conclu	usões Par	ciais	5
4.	Cálo	culos ne	utrônicos	do reator Yalina Booster no contexto do projeto coordenado	
	de p	esquisa	sobre Al	$DS da AIEA \dots 12$	7
	4.1	Descri	ção		8
	4.2	Cálcul	os Solicit	ados	3
	4.3	Metod	ologia .		5
	4.4	Result	ados		9
	4.5	Compa	aração co	m resultados obtidos por outros participantes $\ldots \ldots \ldots 16$	2
	4.6	Compa	aração co	m resultados experimentais $\ldots \ldots \ldots \ldots \ldots \ldots \ldots \ldots \ldots \ldots 16$	6
	4.7	Conclu	ısões		9
5.	Vali	dação d	a metodo	ologia de queima	1
	5.1	Result	ados		5

	5.2	Conclu	lsões	•		• •	•	•		•	179
6. Comparação Híbrido Fissão-Fusão com ADS									181		
	6.1	Figura	s de Mérito								182
		6.1.1	"Custo" das fontes externas de nêutrons	•			· •				182
		6.1.2	Potêncial de transmutação e balanço de nêutrons	•			· •				184
	6.2	Reator	es Subcríticos Refrigerados à Gás	•			· •				186
	6.3	Result	ados dos cálculos neutrônicos	•							192
		6.3.1	<i>Custo</i> do nêutron em cada sistema								195
	199s	ection.6	.4								
	6.5	Conclu	sões parciais	•				•			200
7.	Cone	clusões .									203
	7.1	Sugest	ões para trabalhos futuros	•							205
Re	ferên	cias				•		•			207
Δ	<u>^</u>										099
Ap	enaic	e									233
A.	Entr	adas de	e dados Utilizadas no MCNP/MCB								235
	A.1	IPEN/	MB-01								235
	A.2	YALIN	IA Booster-902	•							246
	A.3	YALIN	IA Booster-1141	•				•			273
	A.4	NEA/I	$NSC(2001) \dots \dots \dots \dots \dots \dots \dots \dots \dots $								299
	A.5	GCFR	subcrítico com fonte de fusão	•							306
	A.6	GCFR	subcrítico com fonte de nêutrons de ${\it spallation}$	•		•					331

Capítulo

1_

Introdução

1.1 Estado da arte das pesquisas em reatores híbridos no mundo

O atual parque instalado de reatores térmicos opera majoritariamente em um ciclo de combustível aberto (*once-through fuel cycles*, OTFC), gerando um acúmulo de combustível nuclear irradiado (*spent nuclear fuel*, SNF). Além de materiais valiosos como Urânio e Plutônio, estes combustíveis possuem uma fração de actinídeos menores (*minor actinides*, MA), tais como Amerício, Neptúnio e Cúrio e produtos de fissão de meia-vida longa (*long lived fission products*, LLFP), como ⁹⁹Tc e ¹²⁹I, os quais constituem os chamados "resíduos de alta" ou *High Level waste*(HLW) (Maiorino et al., 2003). A tabela 1.1 ilustra os inventários de carga e descarga de um PWR típico de 1GWe.

Para ilustrar este acúmulo de combustíveis nucleares irradiados, utilizou-se como exemplo os EUA, que atualmente adotam o OTFC. A figura 1.1 estima o inventário projetado norte americano, assumindo que nenhum novo reator seja construído. A maioria destes combustíveis encontram-se em piscinas de armazenamento temporário dentro das próprias centrais nucleares, enquando que alguns encontram-se em cascos em instalações temporárias de armazenamento a seco¹.

Um PWR típico de 1000MWe irá gerar, direta ou indiretamente, de 200-350 m³ de resíduos de baixa (*Low Level Waste*, LLW) e "resíduos de média" (*Intermediate Level*

¹ O Departamento de Energia Norteamericano (DOE) possui sob sua custódia 2455 toneladas de metais pesados, como Urânio, Plutônio, etc. na forma de combustível nuclear irradiado e 341 mil metros cúbicos de rejeitos de alta (HLW), produzidos principalmente em atividades de defesa nacional, dados de 2008: https://inlportal.inl.gov/portal/server.pt/community/national_spent_nuclear_ fuel/389/national_spent_nuclear_fuel_-_snf_data, acessado em Janeiro de 2011

Tabela 1.1 - Inventário anual de carga e descarga de um PWR típico de 1GWe, retirado de Nifenecker et al. (2003)

Nuclídeos	Carga Inicial (kg)	Inventário de descarga (kg)					
$^{235}\mathrm{U}$	954	280					
$^{236}\mathrm{U}$		111					
$^{238}\mathrm{U}$	26328	25655					
U Total	27282	26047					
$^{239}\mathrm{U}$		156					
Pu Total		266					
Actinídeos Menores		20					
$^{90}\mathrm{Sr}$		13					
^{137}Cs		30					
LLFP		63					
Total FP		946					
Massa Total	27282	27279					



Figura 1.1: Inventário deCombustíveis Nucleares Irradiados americano, assumindo que nenhum reator será construído nos EUA, retirado dehttps: //inlportal.inl.gov/portal/server.pt/community/national_spent_nuclear_fuel/ 389/national_spent_nuclear_fuel_-_snf_data, acessado em Janeiro de 2011.

Waste, ILW) por ano. Irá gerar também 20 m³, ou 27 toneladas de combustível irradiado, que correspondem a um volume de repositório de 75 m³ após encapsulamento se o SNF for tratado como rejeito. Por outro lado, se o combustível for reprocessado, apenas 3 m³ de rejeito vitrificado serão produzidos, o que equivale a um volume de armazenamento de 28 m³ após a colocação no acondicionamento (*canister*).

Alguns países, como França, Japão, Rússia, Índia e China têm como política a reciclagem dos combustíveis irradiados, através de reprocessamento e utilização de combustível de óxido misto Urânio-Plutônio (MOX) em reatores LWR. A tabela 1.2 resume as decisões e os estágios de avanço na questão do tratamento dos combustíveis nucleares irradiados ou do HLW para vários países. Tabela 1.2 - Politíca sobre combustível nuclear irradiado e disposição do HLW, adaptado de http: //world-nuclear.org/info/inf04.html, acessado em março de 2011.

País	Política	Instalações e os progressos para depósitos fi-
		nais
Bélgica	Reprocessamento	Central de armazenamento de resíduos em Dessel.
		Laboratório subterrâneo criado em 1984 em Mol.
		Construção de repositório com previsão de entrar em
		operação em 2035.
Canadá	Disposição	Repositório geológico profundo confirmado como
	direta	política, recuperável ² . Repositório de pesquisa do
		sítio a partir de 2009, previstas para utilização em
		2025.
China	Reprocessamento	Central de armazenamento de combustível usado em
		LanZhou. Escolha do local do repositório para ser
		concluída até 2020. Laboratório de pesquisa sub-
		terrânea a partir de 2020, início do repositório em
		2050 .
Finlândia	Disposição	Programa iniciou-se em 1983, dois armazenamen-
	direta	tos de combustível usados em operação. Aprovação
		para construção do repositório em 1995. Depósito
		geológico profundo de pesquisa em construção, repo-
		sitório planejado a partir deste repositório de pes-
		quisa, perto de Olkiluoto, início em 2020.
França	Reprocessamento	Laboratórios subterranêos em Argila e Granito, par-
		lamento aprovou em 2006 a construção do repositório
		profundo, projetado para ser recuperável e reversível.
		Provavelmente o repositório será licenciado em 2015
		e iniciará a operação em 2025.
Alemanha	Reprocessamento	Planejamento repositório começou 1973. Armazena-
	mas mudando	mento de combustível usado em Ahaus e Gorleben.
	para disposição	Depósito geológico pode estar operacional em Gorle-
	direta	ben depois de 2025.

 $^{^{2}}$ Recuperável significa que os EC poderão ser retirados do repositório caso se decida pelo reprocessamento e reciclagem do SNF no futuro.

País	Política	Instalações e os progressos para depósitos fi-
		nais
Índia	Reprocessamento	Investigação sobre repositório geológico profundo
		para HLW .
Japão	Reprocessamento	Laboratório subterrâneo em Mizunami em granito
		desde 1996. Instalação de armazenamento de
		resíduos HLW em Rokkasho desde 1995. Arma-
		zenamento de HLW aprovado para Mutsu a par-
		tir de 2010. Em 2000 iniciou seleção de local para
		depósito geológico profundo, em construção até 2025
		e operação a partir de 2035, recuperável.
Rússia	Reprocessamento	Laboratório subterrâneo em granito ou gnaisse na
		região de Krasnoyarsk a partir de 2015, pode evo-
		luir para repositório. Locais para o repositório final
		sob investigação na península de Kola. Várias ins-
		talações provisórias de armazenamento em operação.
Coréia do	Disposição	Programa de resíduos confirmado em 1998. Depósito
Sul	direta	de armazenagem temporária centralizado planejado
		para operar a partir de 2016.
Espanha	Disposição	Estabelecimento de uma empresa nacional de gestão
	direta	de rejeitos (ENRESA) em 1984, seu plano foi apro-
		vado em 1999. Armazena gem provisória central, pro-
		vavelmente em Trillo, a partir de 2010. Pesquisa
		sobre repositório geológico profundo e decisão após
		2010.
Suécia	Disposição	Instalação de armazenamento de combustível usado
	direta	Central - CLAB - em operação desde 1985. Labo-
		ratório de pesquisa subterrâneo na ASPO para repo-
		sitório de HLW. Local selecionado para o repositório.
Suíça	Reprocessamento	Armazenamento temporário central para HLW em
		Zwilag desde 2001. Central de armazenamento de
		LLW e ILW em operação des de 1993. Laboratório $% \mathcal{C}_{\mathcal{C}}$
		de pesquisa subterrâneo de repositório de resíduos
		HLW no Grimsel desde 1983. Repositório profundo
		em 2020, projeto para ser recuperável.

Tabela 1.2 – continuação da página anterior

		· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·
País	Política	Instalações e os progressos para depósitos fi-
		nais
Reino	Reprocessamento	Depósito de resíduos de baixa em operação desde
Unido		1959. HLW do reprocessamento é vitrificados e
		armazenados em Sellafield. Localização do repo-
		sitório depende de aprovação da comunidade. Nova
		subsidiária criada para o operar o armazenamento
		geológico.
EUA	Disposição	DOE responsável por combustível utilizado a partir
	direta mas	de 1998, o fundo para resíduos possui fundos de 32
	reconsiderando	bilhões de dólares americanos. Considerável pesquisa
		e desenvolvimento no repositório de Yucca Mountain,
		Nevada. Decisão de 2002 que depósito geológico seja
		em Yucca Mountain foi combatido politicamente em
		2009

Tabela 1.2 – continuação da página anterior

No Brasil, o Comitê de Desenvolvimento do Programa Nuclear Brasileiro – CDPNB, criado em julho de 2008 por decreto do Presidente da República, estabeleceu como meta que o Depósito Final de Rejeitos Radioativos de Baixa e Média Atividades (Repositório Nacional) entre em operação em 2018 e que o Depósito Intermediário de Longa Duração para combustível usado, em 2026. Essas metas são compatíveis com as condicionantes do processo de licenciamento ambiental da Usina Angra 3. Note-se que a responsabilidade legal pela implantação de depósitos intermediários e finais de rejeitos radioativos é da Comissão Nacional de Energia Nuclear – CNEN, tendo o operador da instalação geradora de rejeitos a responsabilidade limitada aos depósitos iniciais. Está em andamento a construção de um depósito inicial de combustível irradiado na Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto para armazenar os combustíveis irradiados que hoje estão nas piscinas anexas aos reatores³.

A reciclagem de elementos combustíveis usados no Brasil ainda não é viável nem técnica nem economicamente. Uma vez que o Depósito Intermediário de Longa Duração será

³ fonte: http://www.eletronuclear.gov.br/perguntas_respostas/perguntas_respostas.php? id_categoria=4&id_subcategoria=17, acessado em 22 de junho de 2011.

projetado para o armazenamento por 500 anos, uma decisão futura deverá ser tomada quanto ao reprocessamento e à construção de um repositório geológico definitivo (eterno).

O preço atual do *yellow cake*(U_3O_8) está em cerca de 120 dólares o quilo⁴. Alguns estudos mostram que a opção pelo reprocessamento passa a ser econômica com preços do Urânio da ordem de 300 a 400 dólares (Bunn et al., 2005; Burch et al., 1996).

Embora com os preços atuais a opção pelo OTFC seja mais econômica, a opção pelo reprocessamento e reciclagem do combustível irradiado melhora a aceitação da energia nuclear, a aceitação dos repositórios intermediários e torna a energia nuclear sustentável (AREVA, 2011)⁵, mesmo com um ligeiro aumento na conta de energia elétrica paga pelo consumidor. Um estudo do OECD-NEA comparou vários cenários de ciclo de combustível avançados envolvendo ADS e reatores rápidos. Uma das conclusões deste estudo foi que os custos relacionados à eliminação do inventário de TRU, que iria para o repositório, aumentaria o custo da geração nucleoelétrica em 10-20%, dependendo da tecnologia adotada (Agency, 2002). A baixa sensibilidade do custo do kWh nucleoelétrico deve-se ao fato do custo do combustível corresponder a uma pequena fração do custo total desta forma de geração.

Os rejeitos do reprocessamento são considerados HLW e necessitam ser solidificados (vitrificados) e armazenados em um repositório geológico. Caso esta opção seja adotada, o volume, massa e energia de decaimento destes rejeitos são ordens de grandeza menor do que a opção por disposição direta dos elementos combustíveis irradiados, uma vez que cerca de 1% do combustível irradiado é composto por HLW.

Os principais contribuintes para a radiotoxidade de longo prazo são o Plutônio, Urânio, os MA e os LLFP de forma que o reprocessamento e reciclagem destes reduz a radiotoxidade por um fator ~ 100 , conforme explorado no trabalho de Gonzalez-Romero (2011) e von Lensa et al. (2008).

No entanto, o fato do HLW proveniente do reprocessamento conter MA e LLFP com meias-vidas da ordem de milhares ou milhões de anos, mesmo o armazenamento destes resíduos na forma vitrificada ainda provoca sérias preocupações na sociedade, uma vez que a humanidade nunca projetou uma instalação para operar durante esta escala de tempo.

⁴ fonte: http://www.uxc.com/review/uxc_Prices.aspx, acessado em 20 de junho de 2011.

⁵ http://us.areva.com/EN/home-1413/areva-white-paper-recycling-provides-strategic-flexibility-ahtml,acessadoemMaiode2011.

Opções para o gerenciamento do inventário de transurânicos (TRU) em ciclos de combustível nuclear avançados dependem dos objetivos a serem alcançados, ou seja, de como um estado planeja a utilização da energia nuclear no futuro. Um príncipio comum adotado em todas as estratégias é a minimização dos rejeitos. Porém este objetivo em comum é implementado de diferentes maneiras. Assim, se o principal objetivo associado é, por exemplo, o desenvolvimento da sustentabilidade da geração nucleoelétrica, ou se o objetivo é usar Urânio em reatores de água leve ou ainda, se o objetivo for o progressivo fim da energia nuclear, conforme explorado no trabalho de Romanello et al. (2011) e Alander et al. (2006).

Uma das opções passíveis de serem aplicadas em todos as estratégias é o uso de "transmutadores" para reduzir o inventário de TRU, que pode ou não incluir os isótopos de Plutônio (Gudowski, 2005).

Os reatores híbridos, Accelerator Driven Systems (ADS) e os Fusion Driven Subcritical Reactors (FDSR), são conceitos de reatores nucleares subcríticos com uma fonte externa de nêutrons. Tais nêutrons são produzidos através da interação de partículas aceleradas (prótons, dêuterons) com um alvo (Pb, Bi, etc.) ou através das reações de fusão. Estes reatores nucleares são chamados de híbridos.

Um ADS consiste de um sistema rápido, subcrítico, mantido em estado estacionário por uma fonte externa de nêutrons. Na Figura 1.2, ilustra-se o conceito básico de um ADS, o qual em resumo consiste de:

- Acelerator, LINAC ou Cíclotron: que gera um feixe de partículas, usualmente prótons, que incide sobre o alvo;
- Alvo: geralmente um material formado por elementos pesado, como Chumbo e Bismuto, onde reações nucleares de *spallation* geram nêutrons;
- Refrigerente, pelo fato dos ADS serem sistemas rápidos, geralmente os refrigerantes são Sódio, Chumbo, Chumbo-Bismuto Eutético (LBE) ou Hélio;
- 4. Núcleo subcrítico $(k_{eff} \sim 0, 95-0, 97)$; contendo grande fração de actinídeos menores, podendo ou não conter materiais férteis como Tório.

A característica mais inovadora dos ADS é o alvo onde ocorrem reações de *spallation*. Esta reação é esquematizada na figura 1.3 e tem sido extensivamente estudada devido à



Figura 1.2: Conceito básico de um ADS, retirado de (Russo Rossi, 2011).

possível aplicação como fonte nos reatores híbridos (Pereira et al., 2005, 2008; Mongelli et al., 2005; Boudard et al., 2002; Russo Rossi, 2011).



Figura 1.3: Descrição esquemática de uma reação de *spallation* seguida de evaporação e/ou fissão, retirado de Russo Rossi (2011).

A idéia de se utilizar aceleradores em reatores subcríticos é antiga (Hill et al., 1999).
O conceito de ADS foi proposto originalmente por Lawrence et al. (1960), através da patente americana US-2933442, com o objetivo de produzir material físsil a partir de nuclídeos fertéis, enquanto que o conceito de reator híbrido fissão-fusão foi proposto por Bethe (1979).

O esquema do ADS MYRRHA, figura 1.4, ilustra o conceito dos ADS. O conceito de utilizar um reator de fusão como fonte para um sistema subcrítico é ilustrado pela figura 1.6 retirado do artigo Stacey et al. (2005), onde foi proposto a utilização de um reator de fusão semelhante ao ITER, figura 1.5, para gerar energia através da transmutação (fissão) de transurânicos.



Figura 1.4: Ilustração conceitual do projeto do reator multipropósito MYRRHA; com início da construção programado para 2015, o reator deverá operar a plena potência a partir de 2023, retirado de http://myrrha.sckcen.be/en/Media_gallery/MYRRHA_figures.

O conceito de reatores subcríticos voltou a estar em voga com os trabalhos de Bowman et al. (1992), que propôs um conceito para a transmutação de transurânicos (TRU) e produtos de fissão de meia-vida longa provenientes dos combustivéis nucleares irradiados e do grupo de Rubbia et al. (1993) no CERN, cuja proposta inicial era o *Fast Energy Amplifier*, um ADS visando a geração de energia. Posteriormente, Rubbia desenvolveu um conceito com algumas modificações, dando maior ênfase à transmutação. Foi teoricamente



Figura 1.5: Ilustração conceitual do reator de fusão ITER, espera-se que a construção termine em 2017, retirado de http://www.iter.org.

demonstrada a capacidade deste conceito eliminar o inventário de TRU do parque nuclear espanhol (9 PWR) (Rubbia et al., 1997).

Os reatores dedicados à transmutação provavelmente serão sistemas rápidos, tendo em vista que a fissão dos transurânicos é mais provável que a captura em energias elevadas (~MeV). Estes sistemas, por serem subcríticos, possuem uma grande segurança intrínsica quanto à acidentes de inserção de criticalidade e aos de excursões de potência, permitindo que eles sejam compostos por uma grande fração de TRU, mesmo que a fração de nêutrons atrasados seja reduzida, o que não se aplica a reatores rápidos críticos. Esta é a principal razão para os sistemas subcríticos serem considerados como reatores transmutadores dedicados do inventário provenientes dos reatores de água leve (LWR) (Salvatores, 2005).

Até hoje, nenhum ADS de potência foi construído, embora existam projetos em andamento (Maiorino, 2005) para a demostração do conceito, tais como MYRRHA (Abderrahim et al., 2001) e XADS (Cinotti et al., 2004). A investigação na área é realizada através de uma série de reatores experimentais de baixa potência, tais como os experimentos MUSE



Figura 1.6: Modelo 3D da proposta de um reator híbrido fusão-fissão, retirado de Stacey et al. (2005).

na instalação MASURCA (Billebaud et al., 2007), TRADE (Gabrielli e D'Angelo, 2009), YALINA (Gohar e Smith, 2010) e o reator subcritíco do KIPT, acionado por um acelerador linear de elétrons (Gulevich et al., 2008).

Além disto, vários conceitos de ADS foram propostos durante os últimos 20 anos, como a proposta do *Fast Energy Amplifier* com três alvos de *spallation*(Maiorino et al., 2001; Pereira, 2002), conceitos refrigerados à chumbo, como o conceito proposto por Tsujimoto et al. (2004), o conceito do ATW americano (Beller et al., 2001), ADS refrigerados à Hélio (Carluec e Anzieu, 1999). Estudos, tais como o realizado por Sheffield (2010), mostram que a pesquisa em ADS contribuiu para a mudança da percepção pública da Energia Nuclear, principalmente por dar uma solução ambientalmente sustentável para a questão dos combustíveis nucleares irradiados.

A Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) incentiva a cooperação internacional dos estados membros no tema, principalmente dentro do grupo técnico de reatores rápidos e ADS. Este incentivo é feito através de Projetos Coordenados de Pesquisa (CRP), sendo que o mais recente deles iniciou-se em 2005: "Analytical and Experimental Benchmark Analysis of ADS" (Stanculescu, 2006, 2010; Maiorino et al., 2009). Neste CRP, instalações experimentais estão disponíveis de forma a validar os resultados obtidos através de simulações computacionais e analíticas. Paralelamente ao CRP, está sendo realizado um trabalho colaborativo sobre o uso de Urânio com baixo enriquecimento (LEU) em ADS de pesquisa.

O IPEN participou ativamente destes projetos coordenados de pesquisas⁶. No âmbito destes projetos, as seguintes dissertações e teses foram defendidas: o estudo da física de sistemas multiplicativos subcríticos através de métodos determinísticos (Antunes, 2008), estudo de soluções analíticas da cinética espacial de reatores subcríticos (de Oliveira, 2008), o estudo de parâmetros cinéticos para reatores subcríticos (Lee, 2009) e por último o estudo das reações nucleares de alta energia de interesse para os ADS (Russo Rossi, 2011). Além disso, diversos artigos em periódicos e eventos foram publicado durante este projeto, tais como artigos relacionados com a física da reação de *spallation* (Pereira et al., 2005, 2008; Mongelli et al., 2005); a proposta de utilização de uma fonte de nêutrons compacta no reator IPEN/MB-01 (Maiorino e Carluccio, 2011, 2009; Antunes et al., 2007; Maiorino et al., 2006); a análise do experimento YALINA-Booster (Carluccio et al., 2006, 2010b,a); a simulação do sistema subcrítico H5B (Rossi et al., 2009; Janczyszyn et al., 2011); dinâmica de reatores subcríticos (Lee e Maiorino, 2009; de Oliveira et al., 2007; Santos e Maiorino, 2007; Dulla et al., 2007) e artigos de revisão sobre os projetos coordenados e a participação brasileira nos mesmos.

É neste contexto de importantes colaborações internacionais que este trabalho se insere.

1.2 Objetivos

O objetivo deste trabalho é implementar no IPEN a metodologia de cálculo para reatores híbridos, utilizando o Método de Monte Carlo acoplado a algoritmos para a evolução temporal da composição dos materiais sob irradiação e decaimento. A metodologia de cálculo foi validada através da reprodução de vários problemas de referência internacionais (*benchmarks*) e de participação ativa na comunidade internacional envolvida com os reatores híbridos.

⁶ contrato de pesquisa RC13388

1.3 Estrutura do trabalho

No capítulo 2, é apresentado uma revisão bibliográfica sobre diferentes métodos de cálculo, com ênfase nos métodos utilizados neste trabalho.

No capítulo 3 são apresentados os resultados obtidos com o código MCNP5 para um exercício de cálculo do reator IPEN-MB/01 subcrítico, com fontes de nêutrons DD e DT. Os resultados são comparados com os obtidos por outros grupos de diversos países.

No capítulo 4 são apresentados os resultados obtidos pelo código MCNP5 para duas configurações do exercício YALINA-Booster, com fontes externas de DD e DT. Os resultados foram comparados com os obtidos por outros grupos de pesquisa e com dados experimentais.

No capítulo 5, o código MCB, que acopla as equações de decacimento e transmutação com o código MCNP foi implementado com sucesso no "*cluster*" do CEN, sendo que sua validação foi realizada através da simulação de um "*benchmark*" numérico da Agência Nuclear Européia (NEA) [NEA/NSC/DOC(2001)13].

No capítulo 6, é apresentado uma aplicação desta metodologia. Foi realizada a comparação entre dois sistemas transmutadores dedicados, um usando nêutrons de "*spallation*" e outro nêutrons provenientes de um tokamak. Esta comparação é a grande contribuição original deste trabalho.

Por fim, no capítulo 7 são apresentadas as conclusões e as sugestões para trabalhos futuros.

1.4 Contribuições do trabalho

Embora o acoplamento de códigos Monte Carlo com códigos de decaimento e transmutação já tenha sido feita por diversos autores (Wilson et al., 1993; Poston e Trellue, 1998; Hanan et al., 1998; Parma, 2002; Chang, 2005; Xu et al., 2006; Campolina et al., 2009; Bomboni et al., 2010), este trabalho foi o primeiro a utilizar este acoplamento em reatores subcríticos acionados por fonte no Brasil.

As principais contribuições deste trabalho são as seguintes:

• Implementação da metodologia de cálculo de parâmetros estáticos em reatores subcríticos híbridos acionados por fonte;

- Estudo e utilização de metodologias de cálculo de parâmetros cinéticos em reatores subcríticos utilizando o método de MC;
- Proposta e estudo de viabilidade da instalação de um gerador compacto de nêutrons em uma configuração subcrítica do reator IPEN/MB-01;
- Proposta de um exercício númerico internacional com o núcleo subcrítico do IPEN/MB-01, com adesão de grupos da Argentina, Espanha, Coréia do Sul, China, Japão e Índia;
- Participação no benchmark internacional YALINA Booster;
- Implementação da metodologia de cálculos de queima em Monte Carlo, com a validação através de reprodução de um benchmark númerico do NEA.
- Proposta conceitual de um ADS refrigerado a Hélio, utilizando combustíveis na forma de partículas TRISO, que permitem altos valores de queima;
- Aplicação da metodologia de queima com MC na análise do ADS proposto e no reator híbrido fissão-fusão proposto por Stacey et al. (2005);
- Comparação do conceito de reator híbrido fusão-fissão com o conceito de ADS proposto, através de uma figura de mérito que leva em consideração a fração da energia térmica produzida necessária para gerar um nêutron de fonte.

Capítulo 1. Introdução

Capítulo 2.

Metodologia

Reatores de potência e de pesquisa operam com um fator de multiplicação $k_{eff} \simeq 1$. O comportamento destes reatores têm sido investigado extensivamente e estes têm operado por muitas década, com uma experiência operacional de milhares de "reatores-ano". Muitos experimentos foram realizados no desenvolvimento e operação destes reatores, na maioria da vezes ajustado para o estado crítico. Assim, os dados derivados dos experimentos, os métodos físicos e matemáticos foram focados para os reatores atualmente em operação.

Os ADS operam em um estado subcrítico, frequentemente com valores de $k_{eff} \sim (0,95-0,98)$, por razões de eficiência, segurança e licensiamento. Sabe-se que para manter o fluxo de nêutrons em estado estacionário no sistema subcrítico é necessário o uso de uma fonte externa de nêutrons, pois os nêutrons provenientes da fissão não são suficientes para manter a reação em cadeia auto-sustentável. A fonte de nêutrons torna-se assim uma parte essencial do sistema. As fontes podêm ser bastante diferentes entre si, como por exemplo amerício-berílio (Am-Be), califórnio-252, deutério-trítio (D-T), nêutrons de spallation induzidos por prótons, foto-fissão induzido por um intenso campo de radiação gama produzido pelo *bremsstrahlung* de um feixe de elétrons (Dovbnya et al., 1997; Gulevich et al., 2008; Zhong et al., 2011).

Os ADS frequentemente propostos utilizam nêutrons de *spallation* provenientes da reação de prótons altamente energéticos com um alvo de alta massa. Tais nêutrons são amplificados pela configuração subcrítica.

Como a maioria dos dados nucleares, da física de reatores e dos métodos computacionais foram desenvolvidos para reatores críticos as seguintes perguntas necessitam ser respondidas: Podemos aplicar estas ferramentas em um sistema subcrítico acionado por fonte? Em que extensão? O que fazer para não ser enganado por seus resultados?

Neste capítulo será apresentado uma revisão dos métodos e dos códigos utilizados em cálculos nêutronicos de reatores críticos e irá discutir a aplicabilidade destes métodos à reatores subcríticos. Uma maior ênfase será dado aos método de Monte Carlo e a métodos de cálculo da evolução das concentrações dos nuclídeos (decaimento e transmutação), em vista destes terem sido o foco deste trabalho.

2.1 Equação de Transporte de Nêutrons

A equação de transporte de Boltzmann (Cercignani e Penrose, 2006; Cercignani, 1988) descreve a distribuições esperada de partículas no espaço de fases, $n(\mathbf{r}, \mathbf{v}, t)$, i.e.

$$\frac{\partial n}{\partial t} + \mathbf{v} \cdot \nabla_{\mathbf{r}} n + \frac{\mathbf{F}}{m} \cdot \nabla_{\mathbf{v}} n = \left(\frac{dn}{dt}\right)_{colis\tilde{o}es},\tag{2.1}$$

com \mathbf{F} a força externa e o termo de colisões representando a variação total no número esperado de partículas devido a colisões. A equação 2.1 forma o modelo básico para a descrição de partículas em processos de passeio aleatório ("*random walk*"), ou auto-difusão, ou ainda em processos de transporte coletivo.

No caso de partículas sem carga, como fótons e nêutrons, o processo de transporte é o de auto-difusão. Com bases em hipótesess físicas, como a densidade das partículas transportadas ser muito menor que a densidade do meio em que o transporte ocorre, a não interação entre as partículas e a ausência de forças externas, pode-se mostrar que

$$\left(\frac{dn}{dt}\right)_{colis\tilde{o}es} = -v\Sigma_t(\mathbf{r}, \mathbf{v})n(\mathbf{r}, \mathbf{v}, t) + \int d^3v' \, v'\Sigma(\mathbf{r}, \mathbf{v}' \to \mathbf{v})n(\mathbf{r}', \mathbf{v}', t).$$
(2.2)

Se for utilizado a definição usual de fluxo de nêutrons $\varphi = nv$, podemos escrever uma equação para o fluxo neutrônico, que é utilizada para calcular a distribuição de potência e de taxas de reação em um reator(Maiorino, 2007).

$$\begin{split} \frac{1}{v(E)} \frac{\partial \varphi(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}}, t)}{\partial t} &= \\ -\hat{\mathbf{\Omega}} \cdot \nabla \varphi(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}}, t) - \Sigma_t(\mathbf{r}, E, t) \,\varphi(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}}, t) + \\ + \int_{4\pi} d\Omega' \int_0^\infty dE' \,\Sigma_s(\mathbf{r}, E' \to E, \hat{\mathbf{\Omega}}' \to \hat{\mathbf{\Omega}}, t) \varphi(\mathbf{r}, E', \hat{\mathbf{\Omega}}', t) + \\ + \frac{\chi(\mathbf{r}, E)}{4\pi} \int_{4\pi} d\Omega' \int_0^\infty dE' \,\nu \Sigma_f(\mathbf{r}, E', t) \varphi(\mathbf{r}, E', \hat{\mathbf{\Omega}}', t) + \\ + \frac{S\left(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}}, t\right)}{4\pi}, \end{split}$$

onde $\hat{\Omega}$ é o vetor unitário na direção do movimento, $\Sigma_t(\mathbf{r}, E, t)$ é a secção de choque macroscópica total, $\Sigma_f(\mathbf{r}, E, t)$ é a secção de choque macroscópica de fissão, $\Sigma_s(\mathbf{r}, E' \rightarrow E, \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}, t) dE' d\Omega'$ é a secção de choque de transferência por espalhamento e $S\left(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t\right)$ é a fonte externa de nêutrons.

A equação 2.3 é uma equação linear integro-diferencial de primeira ordem, podendo ser convertida em uma forma integral a partir de um procedimento usual conhecido como método das características (Bell e Glasstone, 1970). A equação de transporte em sua forma integral, utilizada como base para vários métodos numéricos é dada pela equação 2.5:

$$\varphi(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}}, t) = \int_0^\infty e^{\left[-\int_0^{s'} \Sigma_t(\mathbf{r} - s'' \hat{\mathbf{\Omega}}, E) ds''\right]} Q\left(\mathbf{r} - s' \hat{\mathbf{\Omega}}, E, t - \frac{s'}{v}\right) ds', \tag{2.4}$$

onde Q engloba os nêutrons produzidos por fissão, o espalhamento dos nêutrons e a fonte externa S, ou seja:

$$\begin{split} Q(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}}, t) &= \int_{4\pi} d\Omega' \int_{0}^{\infty} dE' \ \Sigma_{s}(\mathbf{r}, E' \to E, \hat{\mathbf{\Omega}}' \to \hat{\mathbf{\Omega}}, t) \varphi(\mathbf{r}, E', \hat{\mathbf{\Omega}}', t) + \\ &+ \frac{\chi(\mathbf{r}, E)}{4\pi} \int_{4\pi} d\Omega' \int_{0}^{\infty} dE' \ \nu \Sigma_{f}(\mathbf{r}, E', t) \varphi(\mathbf{r}, E', \hat{\mathbf{\Omega}}', t) + \\ &+ \frac{S\left(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}}, t\right)}{4\pi}, \end{split}$$

A equação 2.5 pode ser reescrita usando operadores como:

$$\varphi = \mathbb{K}\varphi + S',\tag{2.5}$$

onde \mathbbm{K} é o operador integral:

$$\mathbb{K} \equiv \int_{0}^{\infty} ds' \, e^{\left[-\int_{0}^{s'} \Sigma_{t}(\mathbf{r}-s''\hat{\mathbf{\Omega}},E)ds''\right]} \int_{4\pi} d\Omega' \int_{0}^{\infty} dE' \, \Sigma_{s}(\mathbf{r},E'\to E,\hat{\mathbf{\Omega}}'\to\hat{\mathbf{\Omega}},t) + \int_{0}^{\infty} ds' \, e^{\left[-\int_{0}^{s'} \Sigma_{t}(\mathbf{r}-s''\hat{\mathbf{\Omega}},E)ds''\right]} \frac{\chi(\mathbf{r},E)}{4\pi} \int_{4\pi} d\Omega' \int_{0}^{\infty} dE' \, \nu \Sigma_{f}(\mathbf{r},E',t),$$

e S' é uma função conhecida se S é conhecido:

$$S' \equiv \int_0^\infty ds' \, e^{\left[-\int_0^{s'} \Sigma_t(\mathbf{r} - s'' \hat{\mathbf{\Omega}}, E) ds''\right]} \frac{S\left(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}}, t\right)}{4\pi}.$$

É possível solucionar a equação 2.5 por um método iterativo:

$$\varphi_0 = Q,$$
$$\varphi_1 = \mathbb{K}\varphi_0,$$
$$\vdots$$
$$\varphi_n = \mathbb{K}\varphi_{n-1}.$$

(2.6)

Claramente, φ_0 é a componente do fluxo de nêutrons que não sofreu nenhuma colisão, φ_0 é a componente que sofreu uma colisão e assim por diante. Se a série $\sum \varphi_n$ converge, então a soma de seus termos é a solução da equação 2.5. Este procedimento (Landweber, 1951) é a base de vários métodos numéricos e guarda muitas semelhanças com o método de Monte Carlo.

Pode-se remover a dependência temporal da equação de transporte, multiplicando algum termo da equação por uma constante que reestabelece artificialmente o balanço de nêutrons. A maneira mais comum é introduzir o fator k_{eff} dividindo o termo de produção de nêutrons por fissão por este fator, conforme realizado na equação 2.7. O k_{eff} possui um significado físico importante, sendo compreendido como o número de nêutrons de uma geração, dividido pelo número de nêutrons da geração subsequente. Os fluxos de nêutrons obtidos ao utilizar este procedimento somente correspondem aos fluxos de nêutrons físicos quando $k_{eff} \simeq 1$ na ausência de fontes externas.

$$-\hat{\mathbf{\Omega}} \cdot \nabla \varphi(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}}) - \Sigma_t(\mathbf{r}, E) \varphi(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}}) + \int_{4\pi} d\Omega' \int_0^\infty dE' \ \Sigma_s(\mathbf{r}, E' \to E, \hat{\mathbf{\Omega}}' \to \hat{\mathbf{\Omega}}) \varphi(\mathbf{r}, E', \hat{\mathbf{\Omega}}') + \frac{1}{k_{eff}} \frac{\chi(\mathbf{r}, E)}{4\pi} \int_{4\pi} d\Omega' \int_0^\infty dE' \ \nu \Sigma_f(\mathbf{r}, E', t) \varphi(\mathbf{r}, E', \hat{\mathbf{\Omega}}') = 0,$$

(2.7)

utilizando operadores, pode-se escrever a equação 2.8:

$$\left[\mathbb{L} + \frac{1}{k_{eff}}\mathbb{M}ght]\varphi(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}}) = 0.$$
(2.8)

A solução analítica da equação de transporte, com ou sem dependência temporal, só é possível em problemas idealizados e em situações bastante peculiares. Soluções exatas podem ser obtidas por método de expansão em auto-funções singulares (Siewert e Benoist, 1979; McCormick e Kuscer, 1973), algumas destas soluções analíticas podem ser encontradas em Case e Zweifel (1967). Recentemente Ganapol (2008) escreveu um livro com uma série de problemas de referência com solução analíticas, com o objetivo de validar métodos numéricos.

Uma das aproximações mais usadas da equação de transporte é a teoria de difusão, que pode ser derivada da equação de transporte ao se assumir que o espalhamento é linermente anisotrópico e assumir que a corrente de nêutrons obedece a Lei de Fick.

Soluções para problemas reais são obtidas por métodos numéricos, os quais, em geral são classificados de acordo com o tratamento empregado em cada uma das variavéis do espaço de fase:

- Espaço (**r**)
 - diferenças finitas
 - elementos finitos
 - método das características
 - métodos nodais
- Energia (E)

- multigrupo
- energia contínua
- Ângulo (Ω)
 - Ordenadas discretas S_n
 - Métodos de expansão em Harmônicos Esféricos ou Polinômios de Legendre P_n

2.2 Códigos Determinísticos

Existe uma enormidade de códigos determinísticos que solucionam a equação de transporte de nêutrons através de discretizações ou através de métodos de expansão.

Um dos métodos mais utilizados para tratar a dependência angular da equação de transporte é o de ordenadas discretas (S_n) (Chandrasekhar, 1960; Carlson e Lathrop, 1968), onde destacam-se os códigos tridimensionais PARTISN (Alcouffe et al., 2005) e TORT (Rhoades e Childs, 1987), além de códigos unidimensionais, como XSDRNPM (Greene e Petrie, 1983) e ANISN (Engle Jr, 1967; Marashi et al., 1991) e bidimensionais, como DORT (Rhoades e Childs, 1987) e NEWT(DeHart et al., 2007a). O método S_n consiste em assumir que os nêutrons se propagam em direções discretas.

Em 1968, Carlson e Lathrop realizaram uma extensa revisão sobre o estado da arte dos métodos S_n . Em 2010 Azmy et al. realizaram uma revisão sobre os avanços realizados no assunto durante os últimos 20 anos.

Grande parte dos códigos S_n utiliza diferenças finitas para discretizar o domínio espacial, normalmente utilizando malhas (*meshes*) ortogonais. Os recentes desenvolvimentos em *meshes* não estruturados generalizados corresponde a um grande avanço na aplicabilidade do método às geometrias complexas. Por outro lado, códigos eficientemente paralelizáveis foram desenvolvidos usando geometrias estruturadas, contudo tal desenvolvimento ainda não foi alcançado pelos códigos de *meshes* não estruturados (Baker e Koch, 1998; Plimpton et al., 2006; Pautz, 2001). Um grande avanço foi feito nas técnicas de aceleração de convergência, sobretudo com as técnicas de Aceleração Sintética de Difusão (Alcouffe, 1977) e por métodos de Krilov (Warsa et al., 2004).

Pouco progresso foi feito na solução do efeito raio, uma das mais importantes deficiências do método S_n . Um dos avanços recentes foi a utilização de algoritmos que estimam probabilisticamente os pontos e a distribuição angular do nêutrons da fonte que sofreram a primeira colisão e utilizam esta distribuição como fonte para o método S_n , como realizado no novo código de transporte de ORNL, DENOVO (Ibrahim et al., 2010).

Uma alternativa ao método S_n em casos onde o efeito raio causa problemas é o uso de expansão da dependência angular em harmônicos esféricos. Porém, apesar do método P_n não apresentar efeito raio clássico, este dificilmente fornece resultados corretos em problemas com dependências angulares extremamente anisotrópicas. Nestes casos a expansão em esféricos harmônicos não consegue representar eficientemente esta dependência (Coppa et al., 1990; Morel et al., 2003), tal como o método S_n .

O método de elementos finitos (Lesaint e Raviart, 1974), FEM, tem sido aplicado usualmente em conjunto com o método de expansão em harmônicos esféricos P_n , onde se destacam códigos como o TRIDENT (Seed et al., 1977) e o EVENT (De Oliveira, 1986). Recentemente, vários avanços foram feitos para integrar os códigos de transporte de nêutrons FEM com fluidodinâmica computacional e transferência de calor, tais códigos são chamados de multi-física (Kadioglu et al., 2009).

Em 1961 Gelbard (1961) propôs heuristicamente uma aproximação do método P_n chamado de Simplified P_n , ou SP_n . Por muito tempo este método sofreu de falta de fundamentos teóricos. No entanto, trabalhos como os de Pomraning (1993) e Larsen et al. (1993) mostraram que essa aproximação é uma solução assintótica da equação de transporte de nêutrons, válida para sistemas difusivos e opticamente espessos. O método tem sido utilizado na subtituição de códigos de difusão (Kirschenmann et al., 2009, 2011) e em outros problemas de transporte (Larsen et al., 2002), sendo uma solução computacionalmente barata, em relação aos códigos P_n e S_n e muito mais precisa que a aproximação de difusão.

Os códigos de transporte S_n ou P_n 3D com discretização espacial fina fornecem soluções satisfatórias na maioria dos problemas, de maneira que seus resultados podem ser comparados com códigos de Monte Carlo, normalmente utilizados como solução de referência ou diretamente com dados experimentais. No entando, soluções 3D detalhadas da equação de transporte necessitam de um tempo de processamento computacional considerável, sendo este fator limitante ao seu uso em estudos paramétricos necessários na fase de projeto de uma instalação e ou na operação rotineira de um reator.

Uma técnica empregada para tratar este problema é realizar cálculos de transporte para

uma ou duas dimensões em regiões menores do reator, como, por exemplo, um elemento combustível ou uma célula com uma vareta, e produzir constantes efetivas destas regiões que possam ser utilizados em códigos 3D simplificados, sendo que a maioria dos códigos utilizados são baseados na Teoria de Difusão.

Muitos destes códigos utilizam ainda métodos nodais (Lawrence, 1986; De Barros e Larsen, 1992), ou métodos de malha grossa. Um exemplo destes códigos é o VARIANT(ANL) (Palmiotti et al., 1995). Uma das principais aplicações dos métodos nodais é na construção de simuladores em tempo real, onde a solução deve ser obtida em tempos muito rápidos (Gupta, 1981; Gregg et al., 1990).

Os códigos de teoria de transporte que geram as constantes multigrupos para serem utilizadas em códigos 3D aproximados são chamados neste trabalho de códigos de arranjo (*lattice codes*), enquanto os códigos 3D aproximados são chamados neste trabalho de códigos de reator. Dentre os códigos de reator destacam-se:

- FLARE, desenvolvido como um simulador 3D de baixo custo computacional, foi o protótipo de outros códigos nodais (Delp et al., 1964);
- CITATION, desenvolvido por ORNL, código de difusão 3D multigrupo para as geometrias (XYZ,RΘZ, etc) (Fowler e Vondy, 1969);
- QUABOX/CUBBOX, realiza uma expansão do fluxo em uma malha grossa com polinômios multidimensional para a solução das equações de balanço nodal (Bencčik, 2002; Rydin, 1978; Maurer, 1977);
- QUANDRY, desenvolvido no MIT, implementou em dois grupos de energia uma solução pelo método nodal analítica com aproximação quadrática da fuga transversal (Greenman et al., 1979);
- DIF3D, originalmente desenvolvido por em Argonne National Laboratory (ANL), usa difusão nodal e métodos de transporte para a análise de reatores rápidos (Derstine, 1984; Lee et al., 2007).
- VARIANT, também desenvolvido no ANL, inclui uma expansão significativa do conjunto de técnicas de solução usando métodos variacionais nodais (Palmiotti et al., 1993; Lambert et al., 2003; Smith et al., 2006);

 PARCS, código desenvolvido pela universidade de Pardue, sob encomenda da USNRC, realiza cálculos de difusão com dependência temporal (cinética espacial) com métodos nodais, o códogo também realiza cálculos de transporte com a aproximação SP_n (Barber e Joo, 1998; Joo et al., 2002).

A figura 2.3 ilustra a evolução temporal destes códigos.



Figura 2.1: Linha do tempo com a data de lançamento de importantes códigos de análise de reatores, retirado de Azmy et al. (2010).

A correta utilização de tais códigos depende de um complexo processo de tratamento dos dados nucleares e geração de constante multi-grupo (secções de choque) representativas do sistema simulado. Esta metodologia esta bem estabelecida e validada para sistemas próximos à criticalidade (dos Santos et al., 2000).

Códigos como AMPX (Greene et al., 1976; Dunn e Greene, 2002) e NJOY (MacFarlane, 1994) são códigos utilizados para acessar bibliotecas de dados avaliadas e gerar secções de choque para códigos de transporte modernos. Para utilização dos códigos de reatores, como códigos de difusão e métodos nodais, outros tratamentos devem ser realizados para gerar constantes que representem o sistema homogeizados.

Durante muito tempo utilizou-se códigos como LEOPARD(Barry, 1963), HAMMER (Barhen et al., 1978), THERMOS(Honeck, 1961) e MUFT (Bohl Jr et al., 1957) para a geração de secções de choque para serem utilizadas em códigos de difusão. O HAMMER executa análise celular multigrupo, com a fuga de nêutrons considerando o modelo de reator assintótico através do *buckling*, utilizado como parâmetro de entrada. Essa metodologia deu origem a vários sistemas, tais como o HAMMER-TECHNION (Fernandes, 1990).

Existem alguns sistemas de códigos que implementam metodologias padronizadas para o processamento de secções de choque como DRAGON (Marleau et al., 1993). O DRAGON realiza um cálculo de transporte 2-D através do método de probabilidade de colisão (CP) ou do método das caracteristicas (MOC) (Wu e Roy, 2003; Jevremovic et al., 2001) para gerar as constantes de grupo que serão utilizadas nos códigos 3D de difusão ou transporte.

Os códigos MOC 2D têm sido usado desde a década de 1970, para cálculos de célula ou de arranjo (*lattice*). Hoje em dia, devido ao aumento do poder de processamento, os códigos MOC 3D estão em desenvolvimento ou em fase de validação. Um dos códigos MOC mais usados atualmente é o código 2D NEWT, que faz parte do sistema SCALE (DeHart et al., 2007a).

Na década de 1980, os métodos de CP foram muito populares porque eles podiam ser usados para obter as informações de rastreamento (*tracking*) em matrizes dependentes da energia para cada região. Atualmente, na maioria dos códigos de arranjo modernos, MOC é o preferido porque tem uma complexidade linear, é mais fácil de se tratar os efeitos anisotrópicos e por último, mas não menos importante, o fato de que os recursos computacionais (memória e espaço em disco rígido) tem crescido o suficiente para acomodar sua carga de processamento.

Segue uma lista com os principais códigos de arranjo e uma breve descrição:

- HAMMER, originalmente desenvolvido no *Brookhaven National Laboratory* (BNL), foi principalmente um código dedicado a termalização de nêutrons (Honeck, 1961).
- LEOPARD (Barry, 1963), desenvolvido na Westinghouse em 1963, o código determina o espectro através do modelo MUFT (Bohl Jr et al., 1957) e SOFOCATE (Wagner, 1962).
- WIMS (Askew et al., 1966), desenvolvido no laboratório Winfrith, Inglaterra, foi o primeiro código de arranjos repletos de recursos. Ele está atualmente disponível na versão WIMS-9 (Newton et al., 2004).
- APOLLO (Hoffman, 1971), desenvolvido no CEA Saclay, França, incluí recursos interessantes como o tratamento de ressonância e tratamento homogêneo B₁ incorporado no cálculo do fluxo. A versão atual é APOLLO-2.
- CPM e CASMO (Ahlin e Edenius, 1977), desenvolvido no EPRI e Studsvik Scandpower, integra a maioria dos recursos necessários para os núcleos de LWR. A versão

CASMO-4 (Smith e Rhodes, 2000) é amplamente utilizado nos EUA e a versão CASMO-5 foi recentemente lançada (Rhodes et al., 2007).

- DRAGON, desenvolvido na *Ecole Polytechnique de Montréal*, é um código livre, distribuído livremente, de arranjos com muitos recursos pertinentes para reatores tipo CANDU, mas não limitados a estes. Se encontra na versão 3 (Martin et al., 2010; Mollerach et al., 2006; Roy et al., 1994).
- ECCO, desenvolvida principalmente no CEA Cadarache, é um código celular europeu com muitos características pertinentes à reatores rápidos, mas não limitado a estes. É integrado no sistema de códigos Eranos-2 (Rimpault et al., 1993).
- NEWT, desenvolvido no Oak Ridge National Laboratory (ORNL) é um baseado no método das características Sn em duas dimensões, faz parte da sequência TRITON do sistema SCALE, que é constituído adicionalmente por um módulo de processamento de ressonâncias CENTRM e um módulo de depleção ORIGEN-S.¹. O NEWT permite um grande detalhamento geométrico e material dos elementos combustivéis. Atualmente, é distribuído pela RSICC na versão 6.1 do sistema de códigos SCALE (DeHart et al., 2007b; DeHart e Pritchard, 2008).



Os anos em que estes códigos de arranjo foram lançados são mostrados na figura 2.2. Alguns trabalhos utilizam métodos determinísticos para aplicações em reatores subcríticos,

Figura 2.2: Linha do tempo com a data de lançamento de importantes códigos de análise de arranjos, retirado de Azmy et al. (2010).

destacam-se os resultados obtidos por Talamo e Gohar (2010) na análise do experimentos YALINA, utilizando os códigos de ordenadas discretas TORT e PARTSN, com constantes

 $^{^1}$ O TRITON possuí alternativamente a opção de utilização do códogo Monte Carlo KENO como código de transporte

multigrupo processados pelo sistema DRAGON e o projeto conceitual dos reatores híbridos fissão-fusão feita por Stacey e colaboladores que utilizou o código de FEM EVENT. Dos participantes do CRP "Analytical and Experimental Benchmark Analysis of ADS", o único grupo que obteve sucesso na validação de sua metodologia de cálculo a partir da comparação com dados experimentais e simulações Monte Carlo de referência foi o grupo de Argonne.

No IPEN, Antunes (2008) realizou uma simulação da configuração subcrítica do reator IPEN/MB-01 com uma fonte pontual, utilizando o código TORT com a mesma metodologiaa utilizada com sucesso para a configuração crítica, os resultados não foram satisfatórios devido principalmente a um forte efeito raio, notado principalmente em posições próximas à fonte. Estes cálculos foram repetidos pelos colegas Indianos, porém, como será discutino no capítulo 3, também não obtiveram sucesso na comparação com métodos MC. Desta forma, a utilização de métodos determinísticos em problemas subcríticos ainda é um desafio a ser superado.

Na maioria dos trabalhos atuais, a análise dos ADS é realizada através de códigos que utilizam o método de Monte Carlo.

2.3 Método de Monte Carlo

O método de Monte Carlo é um método númerico com bases matemáticas a partir das cadeias de Markov da teoria das probabilidades (Gilks et al., 1996). A aplicação mais direta e intuitiva deste método é no transporte de partículas. O artigo clássico de Metropolis e Ulam (1949) apresenta pela primeira vez este método, enquanto que uma revisão histórica da criação do método e de suas aplicações desde dos primórdios da engenharia nuclear pode ser encontrado em Metropolis (1987).

Códigos baseados no método Monte Carlo (MC) são amplamente utilizados em várias aplicações de física de reatores, tradicionalmente na análise de criticalidade, em problemas de blindagem (Davis e Turner, 2011), análise de detetores e como validação de códigos de transporte ou de difusão determinísticos. A maior vantagem deste método é que a geometria e as interações físicas das partículas podem ser simuladas sem maiores aproximações. Entretanto, algumas vezes este processo é custoso computacionalmente, sendo o fator limitante da aplicação deste método em certos casos. A aplicação deste método tem aumentado, acompanhando o aumento do poder de cálculo dos computatores.

O método de MC, no caso específico da aplicação em reatores, consiste em simular certo número de nêutrons e seus descendentes pelo cálculo detalhado de seus movimentos e colisões. Variavéis aleatórias são selecionadas por processos de amostragem de tal maneira que se possa simular os diferentes processos com as corretas probabilidades. Se cada história é seguida corretamente até seu término, a mesma pode ser considerada como representativa deste sistema. Através da análise estatística de um número suficiente de histórias, médias de grandezas de interesse podem ser obtidas (Von Neumann et al., 1947; Spanier et al., 1970; Carter e Cashwell, 1975).

Métodos de MC são muito diferentes dos métodos determinísticos. Métodos determinísticos, dos quais o mais comum é o de método S_n , solucionam a equação de transporte para determinar o comportamento médio das partículas. Em contraste, os métodos MC obtêm respostas simulando o comportamento de partículas individuais e armazenando alguns "aspectos" de seu comportamento médio, através de contadores, ou *tallies* no jargão dos utilizadores deste método. O comportamento médio das partículas no sistema físico é inferido, utilizando a lei dos grandes números (Bernoulli, 1713; Grimmett e Stirzaker, 2001), a partir do comportamento médio das partículas simuladas.

Códigos MC passaram a ser mais utilizados com o aumento da capacidade computacional (Anderson, 1986). Na década de 60 era utilizado apenas para cálculos de criticalidade, na década de 70 passou a ser utilizado no cálculo de potência total, na década de 1980 passou a ser utilizado para calcular distribuições de fluxo em problemas 2-D, na década de 1990 para prolemas 3-D e nos anos 2000 passou-se a utilizá-lo em problemas de depleção e no cálculo de parâmetros para o projeto de reatores (Brown et al., 2008; Leppänen e Pusa, 2009).

Existem códigos Monte Carlo que utilizam o tratamento multi-grupo para energia e os que utilizam um tratamento contínuo. Dois dos principais códigos, MCNP e KENO (Dunn et al., 2004), em suas versões mais atuais disponibilizam ao usuário os dois tipos de tratamento. Uma revisão dos códigos MC disponivéis pode ser encontrada em Kirk (2010).

Neste trabalho, a maioria das analise foi realizada através do *Monte Carlo N-Particle Transport Code* (MCNP). Atualmente o MCNP é o código MC mais utilizado no mundo. Somente a versão X possui mais de 3000 usuários espalhados pelo mundo, sendo 2000 destes usuários de teste.²

O MCNP foi originalmente desenvolvido pelo grupo de Monte Carlo, grupo atualmente denominado *Diagnostic Applications Group* (Grupo X-5), dentro da divisão de Física Aplicada (*X divison*) de *Los Alamos National Laboratory* (LANL). O MCNP é distribuído para usuários externos a LANL através do *Radiation Safety Information Computational Center* (RSICC) localizado em ORNL e através da base de dados do OECD/NEA em Paris, França.

O código é composto por cerca de 450 subrotinas escritas majoritariamente em Fortran 90 e também em C. O MCNP foi desenvolvido para ser utilizado em qualquer plataforma e suas rotinas foram reescritas em concordância com o padrão ANSI Fortran 90, sendo portanto facilmente compilado nos compiladores modernos³. O MCNP consegue utilizar as arquiteturas paralelas da computação de alto desempenho (*High Performance Computing* HPC) modernas através de três modelos de paralelismo, suportando multitarefas (*threading*) e memória compartilhada com OpenMP⁴ (Dagum e Menon, 1998), e através de processamento distribuído através de troca de mensagens⁵ (*Message Passing Interface* - MPI) (Gropp et al., 1996) e através de máquinas virtuais paralelas⁶ (*Parallel Virtual Machine*-PVM) (Al Geist et al., 1994). O MCNP permite ainda paralelismo de híbridos, através da combinação de *threads* com MPI ou PVM.

E esperado para os próximos anos que as versões 5 e X se fundam em um novo MCNP-6. Um histórico do desenvolvimento do MCNP é exibido na figura abaixo.

O desenvolvimento do MCNP é intenso. Nos últimos anos, uma enorme quantidade de recursos foram adicionadas às versões 5 e X. Destacam-se as possibilidades de estudar as reações de alta energia, tais como as de interesse para o estudo dos ADS (Hughes

⁶ Este método de paralelismo está entrando em desuso, devido as vantagens de performance do MPI/OpenMP.

 $^{^{2}}$ O MCNP foi criado a partir da evolução de códigos MC para física de reatores, no entanto, hoje em dia, é aplicado em diversas outras áreas, desde pesquisa espacial até perfilagem de poços de petróleo.

³ Muitos dos códigos utilizados em Física de Reatores usam versões obsoletas do Fortran, como a 77, e não seguem um padrão formal, sendo de difícil utilização nos sistemas de computação atuais.

⁴ A mémoria compartilhada é utilizada usualmente no paralelismo onde alguns processadores de núcleos múltiplos compartilham a memória de uma placa-mãe de um mesmo nó de processamento.

 $^{^5}$ O paralelismo por troca de mensagem é usualmente utilizado em uma sistema com vários nós de processamento.



Figura 2.3: Linha do tempo com os códigos que deram origem as versões atuais do MCNP, retirado de (Brown, 2009).

et al., 1997), a implementação da depleção, que por enquanto só está disponível para sistemas críticos (Fensin et al., 2006) e a possibilidade de cálculo dos paramêtros cinéticos ponderados pelo fluxo adjunto de nêutrons (Kiedrowski et al., 2009).

2.3.1 Cálculo do fator de multiplicação

O método de MC tem sido utilizado para computar o valor de k_{eff} e da autofunção de sistemas críticos desde a década de 1950. Códigos como MCNP e KENO são os mais utilizados para esta tarefa. Com a evolução das bibliotecas nucleares avaliadas, como a ENDF/B-VII.0 (Chadwick et al., 2006) a JEFF-3.1 (Koning et al., 2007) e a JENDL-3.3 (Shibata et al., 2002), os resultados obtidos por estes códigos para o fator de multiplicação em problemas padrões de comparação (*benchmarks*) diferem de apenas cerca de 50 partes por 100 mil (50 pcm) dos valores de referência (Brown et al., 2008; Sublet, 2008) para reatores de água leve convencionais. Uma compilação de problemas de referência pode ser encontrada no International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments (Briggs et al., 1995).

Existem dois modos de transporte de nêutrons nos códigos Monte Carlo, o modo da

fonte externa e o modo de criticalidade. No modo de fonte externa, as histórias dos nêutrons da fonte são seguidas até que todos seus descendentes tenham desaparecido do sistema, ou seja, tenham escapado ou sido capturados. Por outro lado, no modo de criticalidade, as histórias são seguidas até que haja uma fuga ou absorção, incluíndo na absorção a fissão, de forma que os pontos nos quais as fissões ocorreram são armazenados para o próximo ciclo ou geração.

Em geral, utiliza-se o método de iteração de potência em cálculos de criticalidade, onde cada ciclo corresponde a uma geração de fissão. O método pode ser ilustrado pelo algoritmo abaixo e pela equação 2.9:

- 1. A partir de uma distribuição inicial de pontos onde nêutrons (~ $\varphi^{(0)}$) com espectro de fissão são amostrados e uma estimativa inicial para o valor de k_{eff} ($k_{eff}^{(0)}$);
- As histórias dos nêutrons são seguidas até que este escapem do sistema ou sejam absorvidos ou induzam fissões;
- 3. Calcula-se uma nova estimativa de k_{eff} e registram-se as posições em que fissões ocorreram;
- 4. Caso a fonte de fissão tenha convergido, registra-se o valor de k_{eff} do ciclo;
- 5. Volte ao item 2. até que o número solicitado de ciclos tenha terminado.

$$\varphi^{(n+1)} = \frac{1}{k_{eff}^{(n)}} \varphi^{(n)}, \ n = 0, 1, ..., \ \text{dados} \ k_{eff}^{(0)} \in \varphi^{(0)}.$$
(2.9)

O método de iteração de potência possui muitas semelhanças com o método de solução da equação integral de transporte iterativo, descrito resumidamente pela equação 2.6, assim, como na solução da equação de integral de transporte é realizada a partir da soma de n termos da série de Neumann, a solução para o fluxo de nêutrons deve ser computada no método de iteração de potência somando a contribuição de cada iteração.

Algumas limitações devem ser reconhecidas ao utilizar MC para cálculo de criticalidade, entre eles destacam-se: necessidade de assegurar a convergência da fonte de fissão, que os desvios padrões calculados pelos códigos podem ser subestimados (Ueki, 1996), pois ignoram a correlação entre nêutrons de diferentes gerações (Brown, 2009). Desta forma, três boas práticas fazem-se necessárias para a correta simulação no modo de criticalidade:

- 1. Suficientes ciclos devem ser descartados antes de se começar a registrar os valores de k_{eff} e das taxas de reação, de forma que a "contaminação" dos resultados pela estimativa inicial da fonte torne-se desprezível;
- Um suficiente número de partículas por ciclo deve ser utilizado para diminuir o bias na amostragem do k_{eff} e das taxas de reação, ou seja, distorções sistemáticas, em oposição a distorções aleatórias devido ao processo de amostragem;
- 3. O *bias* na determinação das incertezas deve ser considerado e devidamente levado em consideração (Brissenden e Garlick, 1986), conforme discutido na secção 2.3.1.2.

2.3.1.1 Convergência da Fonte de Fissão

Para assegurar que a fonte de fissão tenha convergido antes que os resultados começem a ser registrados, é necessário analisar a convergência dos valores de k_{eff} e da fonte e não somente de k_{eff} . A entropia da informação de Shannon (Shannon, 2001)⁷ de uma fonte de fissão H_{src} , é uma grandeza útil para o monitoramento da convergência da fonte de fissão. A entropia de Shannon de uma fonte de fissão espacialmente discretizada é computada registrando a fração das fissões P_j que ocorrem em cada elemento de volume de índice j e avaliando a seguinte quantidade:

$$H_{src} = -\sum_{J} P_J \log_2(P_J).$$
 (2.10)

Pelo fato da entropia de Shannon ser um parâmetro integral do sistema, é conveniente monitorar a convergência desta ao invés da monitoração direta da convergência do fluxo neutrônico em cada ciclo.

Nos trabalho de Ueki e Brown (2005) e Ueki (2005) são discutidas em detalhe as justificativas matemáticas para a utilização da entropia de Shannon como monitor de convergência e confiabilidade das simulações Monte Carlo em modo de criticalidade.

⁷ No artigo seminal de Shannon, introduz-se pela primeira vez um modelo quantitativo e qualitativo da comunicação, apresentando-a como um processo estatístico subjacente à teoria da informação, introduziu em 1948, no seu trabalho *Uma Teoria Matemática da Comunicação*, publicado na revista *Bell System Technical Journal*, a entropia da informação, que identifica o grau de incerteza de uma informação.

O valor para o qual o valor da entropia de Shannon converge não é importante, o importante é assegurar que a mesma tenha convergido para algum valor, indicando que a distribuição dos pontos onde as fissões ocorrem em cada ciclo também tenham convergido.

A convergência pode ser observada através de gráficos de Entropia de Shannon versus ciclo e k_{eff} versus ciclo. Ambos devem convergir antes que os valores de k_{eff} e as taxas de reação começem a ser efetivamente registradas. A figura 2.4 mostra um exemplo da convergência da fonte para diferentes fontes iniciais.



Figura 2.4: Convergência da Entropia de Shannon e de k_{eff} , retirado de Brown (2009).

Nota-se, a partir da figura 2.4, que uma prática saudável, que acelera a convergência é utilizar uma fonte inicial uniformemente distribuída na região ativa do reator, ou a melhor estimativa disponível para distribuição dos pontos de fissão, pois quanto mais próximo do valor real, menos ciclos serão necessários até que a convergência tenha ocorrido. Outra conclusão prática que podemos extrair da figura 2.4 é descartar no mínimo 100 ciclos antes de iniciar os ciclos ativos. Em geral, os valores de k_{eff} convergem antes que a fonte de fissão tenha convergido, daí a importância do monitoramento de H_{src} .

2.3.1.2 Erros sistemáticos nas estimativas de k_{eff} e de taxas de reação

No processo de iteração de potência, se um número de nêutrons M_0 iniciam um ciclo, o valor esperado de nêutrons produzidos no ciclo subsequente é $M_1 = k_{eff}M_0$. Antes do inicio do próximo ciclo, o número de nêutrons, deve ser ajustado pelo fator (M_0/M_1) para manter o número de nêutrons simulados por ciclo constante. Porém, como este ajuste em cada ciclo é feito pela divisão por um fator estocástico M_1 , o ajuste introduz distorções sistemáticas nos valores de k_{eff} (Ueki, 2002), nas distribuição de fluxos e nas taxas de reação. Foi demostrado que o bias no k_{eff} é:

$$\Delta k_{eff} = -\frac{\sigma_k^2}{k_{eff}} \sum_J^\infty r_J \propto \frac{1}{M_0},\tag{2.11}$$

onde σ_k^2 é a variância da população de k_{eff} (assumindo que os mesmos são não correlacionados), r_J é a correlação de série (*lagcorrelation*) entre dois valores consecutivos de k_{eff} . É esperado que o valor de r_J tenda a zero para grandes valores de J.

Nota-se que as distorções sistemáticas introduzidas pela iteração de potência não dependem do número de ciclos N, mas dependem inversamente do número de histórias por ciclo M. Portanto, do ponto de vista prático, recomenda-se alto valores de nêutrons por ciclo. A figura 2.5 mostra o efeito do número de histórias por ciclo M na estimativa de k_{eff} , mantendo-se constante o valor total do número de histórias $N \times M$.

Métodos alternativos para o cálculo de criticalidade, como método de Wielandt (Brown, 2007) têm sido desenvolvido nos últimos anos com objetivo de minimizar os erros sistemáticos e devem fazer parte das novas versões dos códigos, conforme apresentado por Kiedrowski e Brown (2008).

2.3.2 O fator de multiplicação de fonte k_{src}

O fator de multiplicação efetivo k_{eff} depende apenas da composição e da geometria do sistema e não depende da fonte externa de nêutrons. Para levar em consideração a multiplicação dos nêutrons de fonte, uma nova grandeza deve ser introduzida. Uma grandeza conveniente é o fator de multiplicação de fonte k_{src} que é definido como a razão entre o número total de nêutrons produzidos por nêutron de fonte:

$$k_{src} = \frac{\langle [\nu \Sigma_f + 2\Sigma_{n,2n} + 3\Sigma_{n,3n}] \varphi(\mathbf{r}, E, \mathbf{\Omega}) \rangle}{\langle [\nu \Sigma_f + 2\Sigma_{n,2n} + 3\Sigma_{n,3n}] \varphi(\mathbf{r}, E, \mathbf{\Omega}) \rangle + \langle S(\mathbf{r}, E, \mathbf{\Omega}) \rangle},$$
(2.12)



Figura 2.5: A influência do número de histórias por ciclo na estimativa de k_{eff} , retirado de Brown (2009).

ou ainda, utilizando operadores:

$$k_{src} = \frac{\langle P\phi \rangle}{\langle P\phi \rangle + \langle S \rangle} = \frac{\langle P\phi \rangle}{\langle D\phi \rangle},\tag{2.13}$$

onde P é o operador produção da equação de Boltzmann, D é o operador destruição e fuga dos nêutrons, ϕ é o fluxo de nêutrons, solução da equação 2.3, e S é a fonte de nêutrons e os colchetes denotam integração em todo espaço de fase (Kobayashi e Nishihara, 2000; Gandini, 2002; Nishihara et al., 2003; Shahbunder et al., 2010).

O conceito de k_{src} para um sistema subcrítico é análogo, para um sistema subcrítico em estado estacionário com fonte externa de nêutrons, ao que o k_{eff} representa para um sistema crítico, uma vez que ambos levam em consideração a razão de nêutrons produzidos por nêutron que é perdido no sistema. A diferença fundamental entre eles, é que a definição de k_{src} é baseada na equação de transporte 2.3 com fonte, enquanto que o k_{eff} é o autovalor da equação eqtranspcomk.

Existe uma relação entre o k_{src} e a multiplicação dos nêutrons, de forma que k_{src} pode

ser calculado utilizando a equação 2.13 ou a equação 2.14:

$$M = \frac{1}{1 - k_{src}}.$$
 (2.14)

O k_{src} difere do k_{eff} devido às diferenças na capacidade de multiplicação dos nêutrons de fonte, que *nascem* em diferentes pontos do espaço de fase. Desta maneira, pode-se compararar a eficiência relativa de duas fontes distintas pelo valor de fator de multiplicação de fonte quando estas são inseridas em um mesmo sistema. Quando o sistema esta muito próximo da criticalidade, a multiplicação dos nêutrons aumenta e o termo de produção de nêutrons se torna muito maior que o termo de fonte e o k_{src} tende à 1.

O parâmetro que é utilizado para comparar as importâncias relativas dos nêutrons de fissão e dos nêutrons de fonte (Gandini, 2002) é o chamado parâmetro importância dos nêutrons φ^* , definido pela equação 2.15:

$$\varphi^* = \frac{\left(\frac{1}{k_{eff}} - 1\right)}{\left(\frac{1}{k_{src}} - 1\right)}.$$
(2.15)

Alguns autores ignoram os nêutrons oriundos das reações (n, xn) no cálculo do fator de multiplicação de fonte. Em certos sistemas, a diferença entre as duas definições pode ser consideravél, portando deve se estar atento sobre este aspecto ao comparar resultados obtidos por diferentes autores. As reações (n, xn) passam a ter mais relevância quando fontes de nêutrons de alta energia são utilizadas, como fontes de *spallation* e fontes com a reação D-T. Uma discussão detalhada da importância das reações (n, xn), utilizando como exemplo os cálculos realizados da instalação Yalina, pode ser encontrado em Talamo et al. (2011).

2.3.3 Parâmetros Cinéticos com Monte Carlo

2.3.3.1 Definição dos Parâmetros Cinéticos

Embora a equação de transporte de nêutrons forneça a solução do comportamento temporal do fluxo de nêutrons em um sistema, a solução direta com dependência temporal dificilmente é obtida devido ao elevado custo computacional e à grande complexidade envolvida. Mesmo utilizando um modelo aproximado da equação de transporte como a equação de difusão nem sempre é convêniente, determinar o comportamento dinâmico do sistema, em condições normais ou de acidentes, a partir da solução direta da equação diferencial parcial com dependência espacial.

Em 1958, Henry⁸ propôs a fatoração do fluxo angular em uma função que depende apenas do tempo e outra que depende da posição, direção e energia. A função que depende apenas do tempo é chamada de função amplitude, enquanto a que depende das outras variavéis é chamada de função forma:

$$\varphi(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}}, t) = \psi(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}}) P(t), \qquad (2.16)$$

Reescrevendo a equação de transporte (ou uma aproximação da mesma) utilizando operadores e acoplando as equações de concentração de precursores de nêutrons atrasados obtêm-se a equação 2.17, onde os operadores multiplicação pronta \mathbf{M}_p e destruição de nêutrons \mathbf{L} dependem do modelo utilizado:

$$\begin{cases} \frac{1}{v} \frac{d\varphi(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}}, t)}{dt} = \mathbf{L}\varphi(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}}) + \mathbf{M}_{p}\varphi(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}}, t) + \sum_{i} \lambda_{i} \mathsf{C}(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}}) C_{i}(t) + S(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}}, t) \\ \frac{dC_{i}}{dt} = \frac{\beta_{i}}{\Lambda} P(t) - \lambda_{i} C_{i}(t). \end{cases}$$
(2.17)

Tomando um sistema crítico em estado estacionário como referência é possível obter a solução da função forma resolvendo a equação abaixo:

$$\mathbf{L}_{0}\psi_{s}(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}}) + \mathbf{M}_{0}\psi_{s}(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}}) = 0, \qquad (2.18)$$

onde, o sub-índice 0 sinaliza que os operadores são para o estado crítico de referência, enquando o sub-índice s denota as autofunções do estado estacionário.

E possível construir os operados adjuntos aos utilizados na equação 2.18 para obter as autofunções adjuntas solucionando a equação abaixo:

$$\mathbf{L}_{0}^{\dagger}\psi_{s}^{\dagger}(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}}) + \mathbf{M}_{0}^{\dagger}\psi_{s}^{\dagger}(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}}) = 0.$$
(2.19)

Pode-se perturbar os operadores \mathbf{M}_0 e \mathbf{L}_0 de maneira que:

⁸ Esta subseção irá apresentar inicialmente a formulação clássica da cinética pontual realizada por Henry e irá apresentar uma generalização desta formulação para reatores subcríticos.

$$\mathbf{L} = \mathbf{L}_0 + \delta \mathbf{L},\tag{2.20}$$

$$\mathbf{M} = \mathbf{M}_0 + \delta \mathbf{M}. \tag{2.21}$$

Para eliminar a dependência com o espaço de fase, pode-se multiplicar a equação 2.17 pelo função adjunta $\psi_s^{\dagger}(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}})$, substituir o fluxo angular pela forma fatorada em termos de $P(t) \in \psi(\mathbf{r}, E, \hat{\mathbf{\Omega}})$, integrar no espaço todo e desprezar termos de segunda ordem. Após estas operações, com a definição dos chamados parâmetros cinéticos, chega-se à equação de cinética pontual, desprezando a fonte externa de nêutrons, que pode ser escrita como:

$$\begin{cases} \frac{dP}{dt} = \frac{\rho - \beta_{eff}}{\Lambda} P(t) + \sum_{i}^{n} \lambda_{i} C_{i}(t) \\ \frac{dC_{i}}{dt} = \frac{\beta_{i}}{\Lambda} P(t) - \lambda_{i} C_{i}(t) \qquad i = 1, 2, ..., n. \end{cases}$$

$$(2.22)$$

Os parâmetros cinéticos são classicamente definidos como:

$$\beta_{eff} = \frac{\left\langle \psi^{\dagger}, \mathbf{M}_{d,0} \psi \right\rangle}{\mathbf{F}},\tag{2.23}$$

$$\Lambda = \frac{\left\langle \psi^{\dagger}, \frac{1}{v}\psi \right\rangle}{\mathbf{F}},\tag{2.24}$$

$$\rho = \frac{\left\langle \psi^{\dagger}, \left(\delta \mathbf{L} + \delta \mathbf{M}\right)\psi \right\rangle}{\mathbf{F}},\tag{2.25}$$

$$C_i = \frac{\left\langle \psi^{\dagger}, C_i \right\rangle}{\Lambda \mathbf{F}},\tag{2.26}$$

$$\mathbf{F} = \left\langle \psi^{\dagger}, \mathbf{M}_{p} \psi \right\rangle, \tag{2.27}$$

onde φ é o fluxo, v é a velocidade do nêutron e **M** e \mathbf{M}_d são operadores para a produção de nêutrons total e atrasada respectivamente. Classicamente o fluxo adjunto para problemas críticos é o fluxo que é solução da equação adjunta. Essa escolha não é única e a escolha da função ponderação foi discutida por Kobayashi (1996).

Se um sistema profundamente subcrítico $(k_{eff} < 0, 98)$ está em estado estacionário com uma fonte de nêutrons, os parâmetros cinéticos derivados nas equações acima não são válidos. Os erros decorrentes da utilização da cinética pontual clássica em sistemas subcríticos são devido a uma diferença significativa entre o estado crítico e o estado operacional subcrítico, e obviamente, pela falta do termo fonte nas equações de cinética pontual clássicas.

Dulla et al. (2010) propuseram uma definição alternativa da equação de cinética pontual e dos parâmetros cinéticos para reatores subcríticos acionados por fonte. O grupo do IPEN participou destas discussões, contribuindo com os trabalhos Dulla et al. (2007) e com a dissertação de mestrado de Lee (2009). Talamo e Gohar (2010) realizaram a simulação com PARTISN do reator *Yalina-Thermal* e obtiveram os parâmetros cinéticos usando a definição clássica e a com a definição proposta por Dulla et al.. Observou-se que no formalismo de Dulla, o valor dos parâmetros cinéticos depende do nível de subcriticalidade e da fonte externa utilizada, como era de se esperar. Na definição clássica, os parâmetros cinéticos não dependem da fonte.

Essas dificuldades podem ser eliminadas através da introdução de uma cinética generalizada consistente, utilizando como referência um estado subcrítico em estado estacionário, conforme proposto por Dulla et al. (2010).

$$\begin{cases} \frac{dP}{dt} = \frac{\rho_s - \beta_s}{\Lambda_s} P(t) + \sum_i^n \lambda_i C_i(t) + S(t), \\ \frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda_s} P(t) - \lambda_i C_i(t), \quad i = 1, 2, ..., n. \end{cases}$$
(2.28)

Os parâmetros cinéticos são definidos como o produto interno entre o fluxo adjunto e operadores atuando sobre o fluxo de nêutrons:

$$\beta_s = \frac{\left\langle \psi_s^{\dagger}, \mathbf{M}_{d,0} \psi_s \right\rangle}{\mathbf{I}},\tag{2.29}$$

$$\Lambda_s = \frac{\left\langle \psi_s^{\dagger}, \frac{1}{v} \psi_s \right\rangle}{\mathbf{I}},\tag{2.30}$$

$$\rho_s = \tilde{\rho_s} + \rho_{s,0},\tag{2.31}$$

$$\tilde{\rho_s} = \frac{\left\langle \psi_s^{\dagger}, (\delta \mathbf{L} + \delta \mathbf{M}) \psi_s \right\rangle}{\mathbf{I}},\tag{2.32}$$

$$\rho_{s,0} = -\frac{\left\langle \psi_s^{\dagger}, S_0 \right\rangle}{\mathbf{I}},\tag{2.33}$$

$$\mathcal{C}_{i,s} = \frac{\left\langle \psi_s^{\dagger}, C_i \right\rangle}{\Lambda \mathbf{I}},\tag{2.34}$$

$$\mathbf{I} = \left\langle \psi_s^{\dagger}, \mathbf{M}_p \psi_s \right\rangle. \tag{2.35}$$

Um problema que aparece na formulação adotada por Dulla é a escolha da função importâcia, mais especificamente qual seria a fonte de importância do problema adjunto. Uma das possíveis escolhas, quando se está analisando a potência, é utilizar como fonte de importância a secção de choque de fissão do meio $\Sigma_f(\mathbf{r}, E)$. Por outro lado, na análise de experimentos, onde se obtem contagens em detectores localizados no espaço, uma escolha mais adequada poderia ser a secção de choque do detector.

O uso de uma constante de normalização diferente da utilizada na derivação clássica (\mathbf{F} e \mathbf{I}) não altera a descrição do comportamento dinâmico do sistema, pois estes termos aparecem em todos os termos da equação, embora mudem os valores numéricos dos parâmetros cinéticos. Pode-se mostrar também que a os parâmetros cinéticos neste formalismo moderno convergem para os valores clássicos quando o sistema tende à criticalidade.

A diferença fundamental é a mudança do estado estacionário de referência para um estado subcrítico com fonte de nêutrons. Desta forma, os parâmetros cinéticos deixam de ser únicos para um dado sistema, mas dependem do estado do reator subcrítico e da fonte externa que foi utilizada como referência.

2.3.3.2 Métodos de Cálculo dos Parâmetros Cinéticos

Nos últimos anos, muitos estudos têm sido feito sobre a estimação dos parâmetros cinéticos fração efetiva de nêutrons atrasados, β_{eff} , e o tempo de geração, Λ , através de códigos baseados no método MC com energia contínua, como o MCNP. Meulekamp e Van Der Marck (2006) propuseram um método de se calcular β_{eff} baseado no definição física de Keepin e Cox (1960). Estes interpretaram β_{eff} como a razão entre o número de fissões total induzidos por todos os nêutrons. Nauchi e Kameyama (2005) propuseram um método similar, no qual definiram β_{eff} como a razão entre o número de nêutrons de fissões induzidos por nêutrons

atrasados e o número de nêutrons de fissão induzidos por todos os nêutrons na geração subsequente. Ambos autores apresentaram bons resultados na comparação com os dados experimentais de experimentos críticos, porém a incerteza dos dados experimentais e das bibliotecas nucleares são relativamente grandes.

Nagaya et al. (2010) investigaram matematicamente as bases dos dois métodos, definindo quais são as grandezas matemáticas estimadas em cada um deles. Os valores obtidos por cada um dos métodos com MC foi comparado com o obtido por métodos determinísticos clássicos. Este trabalho demostrou que os métodos propostos por Meulekamp e Van Der Marck (2006) e Nauchi e Kameyama (2005) são equivalentes ao uso de funções importâncias alternativas, como discutido no trabalho de Kobayashi (1996).

Embora, em teoria, métodos MC possam ser utilizados para calcular qualquer grandeza integral, o cálculo do fluxo adjunto não é uma tarefa fácil. No entanto, recentemente foram propostos métodos para estimar o fluxo adjunto⁹ em um reator crítico através da estimativa da probabilidade de fissão iterativa (*iterated fission probability* ITP). A ITP é definida da seguinte maneira: um nêutron introduzido no sistema poderia produzir mais nêutrons por fissão. Estes nêutrons produziriam outros nêutrons, após um suficiente número de gerações o número de nêutrons provenientes do progenitor iria convergir à um valor assintótico. Este valor é a ITP e é proporcional ao fluxo adjunto naquele ponto.

Em um cálculo de MC em modo de criticalidade, nêutrons são amostrados de uma fonte estimada de fissão em cada ciclo (vide seção 2.3.1). Suponha que estes nêutrons de fonte (índice p) são seguidos através de várias gerações (ciclos) com a mémoria de sua posição inicial. Após muitos ciclos, a população assintótica devido a cada nêutron π_p é estimada por um estimador de trajetória:

$$\pi_p = \sum_{\tau \in p} \nu \Sigma_f w d, \qquad (2.36)$$

onde ν é o número de nêutrons por fissão, Σ_f é a secção de choque macroscópica de fissão, w é o peso do nêutron, d é o comprimento da trajetória, e o somatório é sobre as trajetórias τ com progenitores de índice p.

A produção de nêutrons de fissões ponderada pela probabilidade de cada um desses nêutrons produzirem outros nêutrons (π_p) pode ser avaliada utilizando a equação abaixo:

 $^{^{9}}$ também conhecido como função importância

$$\left\langle \varphi^{\dagger}, \mathbf{F}\varphi \right\rangle = \frac{1}{W} \frac{1}{V} \sum_{p} \pi_{p} w_{0,p},$$
(2.37)

Onde $w_{0,p}$ é o peso da fonte de fissão, W é a soma dos pesos dos progenitores e V o volume do reator.

A avaliação da fração dos nêutrons atrasados ponderada pelo fluxo adjunto é muito similar, com excessão que apenas as histórias originárias de nêutrons atrasados são computadas ($p \in \beta$) através da equação 2.38:

$$\left\langle \varphi^{\dagger}, \mathbf{B}\varphi \right\rangle = \frac{1}{W} \frac{1}{V} \sum_{p \in \beta} \pi_p w_{0,p}.$$
 (2.38)

Além disso, cada trajetória pode ser ponderadas por um multiplicador. Se este multiplicador for um sobre a velocidade do nêutron obtemos uma densidade de nêutrons ponderada pelo adjunto:

$$\left\langle \varphi^{\dagger}, \frac{1}{v}\varphi \right\rangle = \frac{1}{W} \frac{1}{V} \sum_{p} \pi_{p} \sum_{\tau \in p} \frac{1}{v_{\tau}} \frac{w_{0,p}}{w} w d_{\tau}.$$
(2.39)

Com estas grandezas calculadas, os parâmetros cinéticos podem ser obtidos tomando as razões indicadas nas equações 2.23 e 2.24. Alguns dos experimentos reportam dados em termos de Rossi- α , que é dado, no estado crítico, por:

$$\alpha \simeq -\frac{\beta_{eff}}{\Lambda} = -\frac{\left\langle \varphi^{\dagger}, \mathbf{B}\varphi \right\rangle}{\left\langle \varphi^{\dagger}, \frac{1}{\nu}\varphi \right\rangle}.$$
(2.40)

Os resultados obtidos com esta metodologia concordam razoavelmente bem com os dados obtidos de experimentos críticos, porém os resultados obtidos se mostram ligeiramente superior aos medidos, conforme discutido por Kiedrowski et al. (2009). A tabela 2.1 compara os resultados obtidos por esta metodologia com os dados dos padrões de comparação experimental (*benchmarks*). A tabela 2.2 compara os valores de l_f , definido como tempo entre fissões, calculados pelo MCNP sem ponderar pelo fluxo adjunto e Λ , calculado segundo a metodologia descrita acima, os dados foram retirados de Kiedrowski et al. (2009).

Benchmark	experimental		MCNP ENDF/B-VI.6 adjunto	
	β_{eff} (pcm)	$-\alpha \ (s^{-1})$	β_{eff} (pcm)	$-\alpha \ (s^{-1})$
Godiva	645	$(1, 11 \pm 0, 02) \times 10^6$	649 ± 7	$(1, 14 \pm 0, 01) \times 10^{6}$
Jezebel	190	$(6, 4 \pm 0, 01) \times 10^5$	186 ± 4	$(6, 43 \pm 0, 13) \times 10^5$
Flattop-23	360	$(2,71\pm0,03)\times10^5$	376 ± 6	$(2,96\pm0,05)\times10^5$
BIG TEN	720	$(1, 17 \pm 0, 01) \times 10^5$	736 ± 15	$(1, 22 \pm 0, 03) \times 10^5$
WINCO-1	-	$(1, 1093 \pm 0, 0003) \times 10^3$	861 ± 13	$(1, 15 \pm 0, 02) \times 10^3$
Stacy-29	_	$(1,227\pm 0,004)\times 10^2$	763 ± 10	$(1, 28 \pm 0, 02) \times 10^2$

Tabela 2.1 - Comparação entre parâmetros cinéticos calculados e medidos, retirado de Kiedrowski et al. (2009).

Tabela 2.2 - Comparação entre parâmetros cinéticos não ponderados e ponderados pelo fluxo adjunto, retirado de Kiedrowski et al. (2009).

Benchmark	l_f	Λ	
Godiva	$5,9322~\mathrm{ns}$	$5,713 \pm 0,008$ ns	
Jezebel	$3,0649~\mathrm{ns}$	$2,894\pm0,004~\mathrm{ns}$	
Flattop-23	$15,277~\mathrm{ns}$	$12,69\pm0,04~\mathrm{ns}$	
BIG TEN	$63,058~\mathrm{ns}$	$60,2\pm0,2~\mathrm{ns}$	
WINCO-1	$7,44~\mu{\rm s}$	$7,50\pm0,01~\mu{\rm s}$	
Stacy-29	$61,483~\mu\mathrm{s}$	$59,69\pm0,07~\mu\mathrm{s}$	
B&W	$26,623~\mu\mathrm{s}$	$26,33\pm0,02~\mu\mathrm{s}$	
APWR	$23,581~\mu\mathrm{s}$	$23,78\pm0,06~\mu\mathrm{s}$	

A vantagem deste método sobre os demais é que os valores dos parâmetros cinéticos são calculados em apenas uma simulação MCNP, em comparação à duas simulações do método de razão entre fator de multiplicação efetivo k_{eff} e o fator de multiplicação efetivo desprezando os nêutrons atrasados k_{prompt} . Este método é uma evolução do trabalho de Meulekamp e Van der Mark, no sentido de considerarem a probabilidade de fissão em todas as gerações subsequentes, e não apenas na próxima geração. O método desenvolvido por Kiedrowski, Brown e Wilson estará implementado no MCNP a partir da versão 5.1.50 e fornecerá, além do β_{eff} , uma maneira de calcular outros parâmetros ponderados por uma função importância.

Recentemente, Zhong et al. (2011) aplicaram o conceito de probabilidade iterativa de fissão em cálculos MCNPX utilizando tanto fonte fixa de nêutrons como no modo de criticalidade (KCODE), ou seja, numa aplicação de particular interesse para o estudo de sistemas subcríticos acionados por fonte. A metodologia foi testada a partir da simulação dos experimentos GODIVA e JEZEBEL, assim como no cálculo de β_{eff} em configurações subcríticas da instalação YALINA-Thermal. Os resultados obtidos independentemente por Kiedrowski et al. (2009) e Zhong et al. (2011) concordam estatisticamente, porém os resultados obtidos pelos últimos foram publicados com um erro relativo de 4 a 7 vezes menor que os primeiros. Zhong et al. também concluiram que os valores obtidos pelo método da razão em fatores de multiplicação são ligeiramente superiores àqueles obtidos registrando a probabilidade de fissão.

Ainda não foi desenvolvido nenhuma metodologia que calcule os parâmetros cinéticos utilizando as definições proposta por Dulla et al. (2010) utilizando o método MC de energia contínua, no entanto, em comunicação pessoal com Talamo (2011), este disse que, embora ainda não tenha sido testado, o algoritmo desenvolvido por Zhong, Talamo e Gohar poderia ser utilizado em cálculos de fonte fixa. Neste caso, os parâmetros cinéticos calculados desta maneira seriam análogos à metodologia proposta por Dulla.

A grande desvantagem do método de razão entre fatores de multiplicação é a necessidade de duas simulações em modo de criticalidade para estimar β_{eff} . Além disto, a propagação dos erros estatistícos destas duas grandezas aumenta muito o erro da estimativa de β_{eff} . No entanto, devido ao fato de a versão utilizada do MCNP, durante este trabalho, não calcular os parâmetros cinéticos ponderando pelo fluxo adjunto, utilizou-se
o método da razão no cálculo do β_{eff} nos demais capítulos desta tese, através da diferença entre o fator de multiplicação ignorando ou não os nêutrons atrasados (van der Marck et al., 2005).

Em termos práticos, se definirmos o fator de multiplicação pronto k_{prompt} como aquele cálculado ignorando os nêutrons atrasados, este pode ser calculado fácilmente usando o modo KCODE com o uso do cartão TOTNU NO, que suprime os nêutrons atrasados da simulação. Pode-se estimar a fração efetiva dos nêutrons atrasados pela diferença entre os fatores de multiplicação:

$$\beta_{eff} = \frac{k_{eff} - k_{prompt}}{k_{eff}}.$$
(2.41)

A derivação da equação a partir de Teoria da Pertubação de primeira ordem "melhorada" pode ser encontrada no trabalho de Carta et al. (2011). Neste trabalho, o método descrito pela equação é comparado com o método utilizado pelo cálculo determinístico ERANOS na estimativa de β_{eff} para um modelo simplificado da instalação GUINEVERE. Como conclusão, Carta et al. confirma a necessidade de descrever corretamente a emissão dos nêutrons atrasados para uma avaliação satisfatória de β_{eff} , o que nem sempre é possível nos códigos determinísticos, e demostra teórica e numericamente a efetividade da equação

2.3.4 Evolução da concentração com Monte Carlo

Existem vários códigos que acoplam o MCNP a códigos de depleção como ORIGEN (Bell, 1973; Hermann e Westfall, 2005), e CINDER90 (Wilson et al., 1995) com o propósito de calcular a evolução das densidades dos nuclídeos durante irradiação ou decaimento. Pode-se citar os seguintes códigos: MCB (Cetnar et al., 2002), MC-REBUS (Hanan et al., 1998), MCWO (Chang, 2005), BURNCAL (Parma, 2002), MCODE (Xu et al., 2006), MONTEBURNS (Poston e Trellue, 1998) e o brasileiro GB (Campolina et al., 2009). Uma comparação entre a maioria deles pode ser encontrada em Bomboni et al. (2010). Algumas destas metodologias permitem o correto acoplamento de fonte externas de nêutrons enquanto outras são utilizadas apenas para sistemas críticos (Wilson et al., 1993). As principais diferenças entre estes códigos são o método de solucionar as cadeias de decaimento e transmutação, a versão do MCNP utilizada e a capacidade de simulação da queima

com fonte externa de nêutrons. Em essência, todos os códigos utilizam de um processo quasi-estático para o acoplamento entre o cálculo de transporte e o cálculo de decaimento e transmutação, conforme ilustrado pelo fluxograma da figura 2.6, que mostra a metodologia utilizada pelo MCB, e em todos os códigos citados acima que utilizam metodologias similares ao do MCB, no sentido que o cálculo é realizado em passos onde as concentrações são mantidas constantes durante o cálculo de transporte, seguido do cálculo do decaimento e transmutação que atualiza as concentrações para o próximo passo.

A maioria dos nuclídeos das cadeias de decaimento e transmutação são produzidos em pequenas quantidades, sendo possível representá-los por um nuclídeo fictício, representativo de uma família de nuclídeos de baixa importância ou de meia-vida curta escolhido através de média das propriedades da família (*lumped nuclides*). Os códigos mais antigos utilizam-se deste artifício. No entanto, algums métodos podem solucionar a cadeia completa sem aproximações. Estes métodos fornecem grande flexibilidade e são independentes do problema a ser solucionado.

Existem vários métodos para a solução da exponencial de uma matriz, porém algumas dificuldades numéricas são encontradas. Estas dificuldades são exploradas em dois trabalhos clássicos sobre o assunto, Moler e Loan (1978, 2003), o segundo foi realizado 20 anos após o primeiro e explora os avanços nos métodos numéricos realizados neste período.

Atualmente, para esta categoria de problema, destacam-se o método de aproximação racional de Chebyshev (CRAM, na sigla em inglês), que é o método de matriz exponencial desenvolvido recentemente, o método de matriz exponencial com decaimento instantâneo e aproximação de equilíbrio secular para radionuclídeos de vida curta, que é utilizado no clássico código ORIGEN (Croff, 1980b,a, 1983; Hermann, 2009) e algumas variações do método de análise de trajetórias de transmutação (TTA, na sigla em inglês), também conhecido como método da cadeia linear (Cetnar, 2006a), utilizados nos códigos MCB e SERPENT. A principal característica em comum destes métodos é a possibilidade de lidar com milhares de nuclídeos e reações, sem a necessidade de simplificação do sistema de equações diferenciais. Nos parágrafos seguintes uma breve descrição de cada método é realizada.

A equação básica para descrever o fenômeno de decaimento e transmutação é dada por:

$$\frac{d\mathbf{N}(t)}{dt} = \underline{\mathbf{A}}\mathbf{N}(t), \qquad (2.42)$$

onde,

$$A_{i,j} = -\lambda_i^{eff} \delta_{i,j} + b_{ji}^{eff} \lambda_i^{eff}, \qquad (2.43)$$

$$\lambda_i^{eff} = \lambda_i + \phi \sum_j \sigma_{i,j}, \qquad (2.44)$$

$$b_{i,j}^{eff} = \frac{b_{i,j}\lambda_i + \sigma_{i,j}\phi}{\lambda_i^{eff}}.$$
(2.45)

A solução da equação 2.42, com uma condição inicial N(0), é dada por:

$$\mathbf{N}(t) = e^{\underline{\mathbf{A}}t}\mathbf{N}(0), \qquad (2.46)$$

empregando a notação de matriz exponencial:

$$e^{\underline{\mathbf{A}}t} = \sum_{m=0}^{\infty} \frac{1}{m} (\mathbf{A}t)^m.$$
(2.47)

Os métodos de matriz exponencial (CRAM e ORIGEN) são baseados em diferentes aproximações númericas da matriz exponencial e o método das trajetórias de transmutação solucionam analiticamente equações de decaimento linearizadas (simplificadas).



Capítulo 2. Metodologia

2.3.4.1 CRAM

O método da aproximação racional de Chebyshev é um novo método para computar a matriz exponencial (Pusa e Leppänen, 2010). O método é baseado na observação que os autovalores da matriz de decaimento aparecem agrupados em torno do eixo real negativo. Esse fato pode ser explorado realizando uma aproximação racional de Chebyshev no intervalo $(-\infty, 0]$. O resultado da equação racional é então decomposto na forma de pólo-resíduo para evitar instabilidades numéricas. Quando os polinômios escolhidos são de mesmo grau e pares, os polós formam pares conjugados e as partes imaginárias se anulam para um valor real calculado. A aproximação racional (k, k) de uma função exponencial é dada por:

$$e^{z} \approx \frac{P_{k}(z)}{Q_{k}(z)} = a_{0} + \sum_{i=1}^{k} \frac{a_{i}}{z + \theta_{i}} = a_{0} + 2Re\left(\sum_{i=1}^{k/2} \frac{a_{i}}{z + \theta_{i}}\right),$$
 (2.48)

onde, $P_k(z)$ e $Q_k(z)$ são polinômios de ordem k cujos coeficientes foram escolhidos para minimizar o desvio absoluto da função exponencial do eixo real negativo, a_0 é o valor limitante da aproximação no infinito e a_i e θ_i são respectivamente os resíduos e os pólos. Quando esta aproximação é utilizada para computar a função definida pela equação 2.46, temos:

$$\mathbf{N}(t) \approx \mathbf{a_0} + 2Re\left[\sum_{i=1}^{k/2} a_i (\underline{\mathbf{A}t} + \theta_i \underline{\mathbf{I}})^{-1}\right] \mathbf{N}(0), \qquad (2.49)$$

uma vez que a matriz $\underline{\mathbf{A}}$ é esparsa, a inversão da matriz pode ser computada facilmente.

A ordem da aproximação k pode ser escolhida levando em consideração o tempo de processamento e a precisão desejada. Nos trabalhos de Pusa e Leppänen (2010) e Isotalo e Aarnio (2011) foi utilizado k = 14 com sucesso. O tempo de processamento aumenta linearmente com a ordem de aproximação linear. Atualmente, o método CRAM é o método padrão utilizado no código Monte Carlo PSG2/Serpent (Leppänen, 2010).

2.3.4.2 ORIGEN

O método de solução utilizado pelo ORIGEN é a aproximação em séries de potência com decaimento instantâneo e equilíbrio secular de nuclídeos de meia-vida curta ($T_{1/2} < 0, 1\tau$,

onde τ é o tamanho do ciclo). O decaimento instantâneo reduz o número de elementos da matriz e retira os elementos muito grandes da matriz, diminuindo assim os problemas apontados por Moler e Loan na utilização do método de séries de potência.

$$e^{\underline{\mathbf{A}}t} = \sum_{m=0}^{\infty} \frac{1}{m!} (\underline{\mathbf{A}}t)^m \approx \sum_{m=0}^k \frac{1}{m!} (\underline{\mathbf{A}}t)^m, \qquad (2.50)$$

onde k é escolhido a partir de um algoritmo de controle de erro, dado uma tolerância definido pelo usuário.

2.3.4.3 Análise das Trajetórias de Transmutação

O método da análise das trajetórias de transmutação, também conhecido como o método das cadeias lineares é um método alternativo para a solução das equações da cadeia de decaimento e transmutação. Em essência, o método consiste na decomposição da complexa rede de decaimeto e transmutação em um conjunto de cadeias lineares, compostas por todas as possíveis rotas, ou trajetórias, sobre a rede. O método foi implementado nos códigos MCB e PSG2/Serpent.

As cadeias lineares são construídas a partir de um nuclídeo seguindo as possíveis modos de reação/decaimento. As concentrações são calculadas assumindo que apenas o primeiro elemento da cadeia tenha concentração inicial não nula. Fazendo-se isto para cada nuclídeo presente na composição inicial e somando as contribuições de cada um, chegase a solução do problema inicial. A construção e a solução das cadeias individualmente fornece informações adicionais do que somente a solução obtida pelos métodos de matriz exponencial.

Em um ambiente como um reator nuclear, é praticamente impossível levar em consideração todas as cadeias. No entanto, a maioria delas podem ser desprezadas sem afetar o resultado final, ou seja, uma ínfima porção de nuclídeos passa por aquela cadeia. O truncamento das cadeias soluciona o problema de linearização de cadeias cíclicas, como $^{235}U \xrightarrow{(n,2n)} ^{234}U \xrightarrow{(n,\gamma)} ^{235}U$, pois apenas alguma iterações são necessárias para atingir o limiar de truncamento.

Assumindo uma cadeia linear com n constantes de decaimento distintos, λ_i^{eff} , i = 1, ..., ne "branching ratio" de $b_{i,i+1}^{eff}$, considerando apenas o primeiro nuclídeo possuindo concentração não nula, a solução pode ser obtida analiticamente, sendo a solução conhecida como solução de Bateman (1910):

$$N_n(t) = N_1(t) B_n \sum_{i=1}^n \alpha_i^n e^{-\lambda_i^{eff} t},$$
(2.51)

onde,

$$B_n = \prod_{j=1}^{n-1} b_{j,j+1}^{eff}, \tag{2.52}$$

е

$$\alpha_i^n = \frac{\prod_{j=1}^{n-1} \lambda_j^{eff}}{\prod\limits_{\substack{j=1\\j\neq i}}^n (\lambda_j^{eff} - \lambda_i^{eff})}.$$
(2.53)

Como pode-se notar da equação 2.53, a solução de Bateman falha quando as constantes de decaimento de uma mesma cadeia são iguais ou muito próximas. Isso ocorre especialmente em cadeia cíclicas. Para evitar este problemas, se introduz pequenas diferenças nas constantes de decaimento para torna-las numericamente distintas. Como as constantes de decaimentos são conhecidas com alguns algarismos significativos, é possível introduzir diferenças númericas mantendo-se fiel aos dados iniciais.

Uma nova alternativa é a solução analítica geral fornecida por Cetnar (2006b), em que, para uma cadeia de n nuclídeos que possuem d constantes de decaimento efetivos distintos, λ_i^{eff} , cada uma repetida m_i vezes ($\sum_{i=1}^d m_i = n$) a solução é:

$$N_n(t) = N_1(0) \frac{B_n}{\lambda_n^{eff}} \sum_i^d \lambda_i^{eff} \alpha_i e^{\lambda_i^{eff}t} \sum_{m=0}^{\mu_i} \frac{\lambda_i^{eff}t}{m!} \Omega_{i,\mu_i-m}, \qquad (2.54)$$

onde $\mu_i = m_i - 1$ é usado para simplificar a notação,

$$B_n = \prod_{j=1}^{n-1} b_{j,j+1}^{eff},$$
(2.55)

$$\alpha_i = \prod_{\substack{j=1\\j\neq i}}^d \left(\frac{\lambda_j^{eff}}{\lambda_j^{eff} - \lambda_i^{eff}} \right)^{m_j},\tag{2.56}$$

е

$$\Omega_{i,j} = \sum_{h_1=0}^{j} \sum_{h_2=0}^{j} \cdots \sum_{h_{i-1}=0}^{j} \sum_{\substack{h_{i+1}=0}}^{j} \cdots \sum_{\substack{h_d=0}}^{j} \prod_{\substack{k=1\\k\neq i}}^{n} \binom{h_k + \mu_k}{\mu_k} \left(\frac{\lambda_i^{eff}}{\lambda_i^{eff} - \lambda_k^{eff}}\right)^{h_k} \times \left(\delta\left(j, \sum h_l\right)\right).$$

$$(2.57)$$

Quando todas as constantes de decaimento efetivas são distintas a solução 2.54 se reduz à solução de Bateman, 2.51. A fórmula apresentada acima falha se $\lambda_n^{eff} \cong 0$, porém, neste caso, a transferência pode ser utilizada para o cálculo de $N_n(t)$.

A transferência, $P_n(t)$, é definida como a fração do primeiro nuclídeo de uma cadeia em uma cadeia que passa para os primeiros n nuclídeos em uma cadeia pelo tempo t:

$$P_n(t) = \sum_{i=n+1}^m \frac{N_i(t)}{N_1(0)} \left(1 - \sum_{i=1}^n \frac{N_1(t)}{N_i} \right) = \frac{N_{n+1}(t)}{N_1(0)} \Big|_{\lambda_{n+1}^{eff}=0},$$
(2.58)

onde m é o número de nuclídeos em toda a cadeia e é infinito para cadeias ciclícas.

Na implementação do TTA presente no MCB, um nuclídeo filho j é ignorado se:

$$b_{n,j}^{eff} P_n < \frac{N_1(0)}{N_{tot}(0)} \times C,$$
(2.59)

onde C é um parâmetro de corte, uma entrada do programa definido pelo usuário. Esta condição significa que todas as cadeias que são responsáveis por menos que a fração de corte da densidade atômica são ignorados.

2.3.4.4 Comparação entre os métodos de solução das cadeis de decaimento e transmutação

Isotalo e Aarnio (2011) compararam cinco algoritmos para realizar o cálculo de decaimento e transmutação que utilizam os métodos descritos acima. A principal conclusão é que os métodos CRAM e TTA são muito precisos, enquanto o método utilizado pelo ORI-GEN mostrou-se não tão preciso, mas fornecendo soluções aceitáveis na maioria dos casos. O método TTA é muito mais lento que os outros dois métodos, uma vez que a análise das cadeias consome muito tempo de processamento, em oposição aos outros dois métodos, que de tão rápidos, o tempo de processamento é desprezível. Portanto, a combinação de velocidade e precisão faz do método CRAM o vencedor da comparação.

Como resultado dos trabalho de Isotalo e Aarnio (2011) o método CRAM foi acoplado ao novo código de Física de Reatores baseado em MC, de energia contínua, o PSG2/SERPENT¹⁰, que anteriormente utilizava o método TTA, como método padrão.

Nos cálculos de queima presentes nesta tese, foi utilizado o código <u>M</u>onte Carlo <u>C</u>ontinuos Energy <u>B</u>urn-up (MCB) (Cetnar et al., 2002; Talamo et al., 2006). O código é baseado

¹⁰ http://montecarlo.vtt.fi/

no MCNP, adicionando uma série de funcionalidades. Assim, possui todas as caracteristicas do MCNP, além da evolução temporal das densidades dos nuclídeos. Ele integra o MCNP com o código baseado no método de análise de trajetória de transmutação, TTA (Cetnar, 2006a), o qual calcula a evolução das densidades através da análise das cadeias de transmutação e da solução analítica das equações de Bateman (1910) linearizadas (figura 2.6). O código, em sua versão MCB1c, é distribuido livremente através do banco de dados de códigos do OECD/NEA . A versão mais atual MCB5 é compatível com o MCNP5 e permite cálculos com processamento paralelo através de MPI (Geist et al., 1996).

As taxas de reação calculadas com MC apresentam uma incerteza estatistíca em cada passo (Takeda, 1999), portanto as incertezas nos valores finais dos fatores de multiplicação, das taxas de reação e das concentrações dos nuclídeos necessitam ser investigadas. Uma das possíveis maneiras de se avaliar as incertezas é realizar a mesma simulação várias vezes com a semente do gerador de números aleatórios diferente e avaliar os desvios padrões entre os resultados destas simulações. Alguns trabalhos têm sido publicados sobre este assunto, alguns deles são discutidos a seguir.

A maioria dos trabalhos utilizam métodos de análise de sensibilidade e teoria da pertubação para avaliar as incertezas. No trabalho de Dufek (2009), a estabilidade numérica do acoplamento entre o código de MC e o código de decaimento e transmutação foi investigada. O trabalho mostrou que erros númericos podem induzir a soluções não físicas, como oscilações de potência entre regiões que deveriam estar à mesma potência. O código MC MCCARD incorporou o cálculo preciso das incertezas associadas à propagação das incertezas em diferentes passos da queima Shim e Kim (2002).

Takeda (1999) sugere que a principal fonte de erros no cálculo das concentrações são as incertezas nas secções de choque e não os erros estatísticos associados à aplicação do método de MC, se o número de histórias for suficientemente grande.

Como boa prática, recomenda-se utilizar o maior número de histórias por passo de queima, de modo a reduzir as incertezas. Além disto, faz-se necessário a repetição da simulação utilizando diferentes sementes do gerador de número aleatório para certificar que o número de histórias é suficientemente grande para o problema que se esta simulando.

2.4 Dados Nucleares

O resultado da simulação de qualquer código de física de reatores é fortemente influenciado pelos dados que descrevem as quantificam as interações dos nêutrons com a matéria.

Enquanto os dados experimentais são armazenados na base de dados EXFOR¹¹, os dados utilizados em um código específico são derivados de alguns arquivos mestres, conhecidos como bibliotecas de dados nucleares avaliados¹². Estes dados representam o melhor conhecimento disponível sobre as interações dos nêutrons com os núcleos alvos, baseados em medidas experimentais e modelos nucleares teóricos.

Devido à complexidade das interações físicas e, principalmente devido a falta de medidas experimentais, existem sempre lacunas e incertezas nos dados medidos e falhas nos modelos teóricos. De forma que os dados não são perfeitos e existem algumas discrepâncias entre versões distintas das bibliotecas mestre. Estas diferenças são inevitáveis e são notadas nos cálculos de física de reator como uma fonte adicional de incerteza.

Estas diferenças podem se tornar pronunciadas nos cálculos de Monte Carlo de energia contínua, onde os dados são utilizados sem a condensação em grupos de energia que podem, eventualmente, anular algumas das diferenças. Estudos comparativos, como os que foram realizados durante o CRP, têm mostrado que as discrepâncias provenientes das bases de dados em cálculos de criticalidade podem exceder as diferenças entre dois códigos ou as incertezas derivadas da geometria ou composição material.

Medidas de secção de choque para nêutrons têm sido realizadas para permitir o desenvolvimento de reatores avançados. O programa n-TOF (Borcea et al., 2003; Abbondanno e Aerts, 2005) e a criação de uma base de dados de testes voltadas para ADS e reatores inovadores (Aldama e Nichols, 2008) são exemplos destas iniciativas.

No entanto, para a correta simulação destes sistemas inovadores, muitos esforços ainda são necessários. Recentemente, Palmiotti e Salvatores (2011) investigaram o impacto das incertezas para a simulação de sistemas nucleares rápidos inovadores e analisou quais os objetivos a serem perseguidos para possibilitar o desenvolvimento destes sistemas. Neste trabalho, Palmiotti e Salvatores quantificaram que a incerteza nos valores calculados de k_{eff} , devido as incertezas e covariâncias nas bibliotecas de dados nucleares, para um ADS

¹¹ Experimental Nuclear Reaction Data, (EXFOR).

¹² Evaluated Nuclear Data File, (ENDF).

refrigerado à chumbo com alta concentração de actinídeos menores é cerca de 2,7%, enquanto que para um *Gas Cooled Fas Reactor* (GCFR), essa incerteza é de 1,96%.

As figuras 2.7 e 2.8 mostram dados obtidos a partir de bibliotecas de dados avaliados e a partir de dados experimentais para o 243 Am e 208 Pb, através, obtidos através do portal da AIEA para dados nucleares¹³.



Figura 2.7: Comparação entre as secção de choque de fissão experimentais (EXFOR) e os dados das bibliotecas avaliadas (ENDF) para o 243 Am

2.4.1 Bibliotecas de dados avaliados

As últimas versões das bibliotecas de dados avaliados são a biblioteca americana ENDF/B-VII.0 (Chadwick et al., 2006), a européia JEFF-3.1.1 (OECD/NEA, 2009), a biblioteca japonesa JENDL-4.0 (Chiba et al., 2011; Shibata et al., 2011) e a biblioteca chinesa CENDL-3.1 (Zhang, 2010).

¹³ http://www-nds.iaea.org/exfor/endf.htm



Figura 2.8: Comparação entre as secção de choque de captura experimentais (EXFOR) e os dados das bibliotecas avaliadas (ENDF) para o 208 Pb, note a escassez de dados experimentais em um dos nuclídeos fundamentais para o projeto de reatores de geração IV.

2.4.2 Códigos de processamento dos dados nucleares avaliados

Dentre os códigos de processamento de dados nucleares avaliados destacam-se o sistema AMPX (Dunn e Greene, 2002),desenvolvido por Oak Ridge national Laboratory (ORNL) utilizado para processar as secções de choque para o SCALE(ORNL) entre outros códigos, e o NJOY, desenvolvido por Los Alamos National Laboratory(LANL), utilizado para processar as secções de choque para o MCNP(LANL) entre outros códigos. Neste trabalho, maior enfâse foi dada ao procedimento de geração de secções de choque para o MCNP.

2.4.2.1 O sistema AMPX

O sistema AMPX (Greene et al., 1976; Dunn e Greene, 2002) é um conjunto de módulos que podem ser utilizados para processar secções de choque para uma grande variedade de códigos utilizados em análise de sistemas nucleares, o sistema SCALE, por exemplo, foi desenvolvido para ser utilizado em conjunto com bibliotecas AMPX formatadas (Dunn et al., 2005; Williams et al., 2009). Ele possue a capacidade de processar bibliotecas multigrupo ou de energia contínua (pontuais) (Goluoglu, 2008). O sistema AMPX, em sua versão 2000¹⁴, possui mais de 80 módulos de processamento de dados e a descrição dos mesmos vai além do escopo deste trabalho, no entanto, as maiores funcionalidades são listadas abaixo:

- Geração de bibliotecas pontuais para diferentes temperaturas;
- Fornecer bibliotecas de dados com tratamento da auto-blindagem das ressônancias, tanto no intervalo das resolvidas como das não-resolvidas;
- Geração de tabelas de probabilidade para ressonâncias não-resolvidas;
- Processar dados S(α,β) (Krieger e Nelkin, 1957; Young e Koppel, 1964) para moderadores térmicos, como Hidrogênio na água, ou Carbono no grafite;
- Geração do tratamento de gás livre para a secção de choque térmica de espalhamento para outros nuclídeos;

¹⁴ O código AMPX foi desenvolvido por ORNL no início dos anos 70, com objetivo de fornecer secções de choque multi-grupo para nêutrons e gamas a partir de dados nucleares avaliados, uma versão foi lançada em 1992 reescrita em Fortran 77, em 2002 a versão 2000 foi lançada, com os códigos reescritos em Fortran 90 e aptos a processar os arquivos de dados nucleares nos formatos atuais.

- Processar o rendimento das reações nucleares;
- Geração de espectros contínuos para ponderação das secções de choque;
- Realizar o colapsamento da secção de choque em grupos discretos de energia através de médias;
- Processar dados de incerteza nas secções de choque para realização de análises de sensibilidade e de incertezas (Wiarda et al., 2008).

O AMPX-2000 simplificou, em comparação com a versão anterior, a geração de secções de choque através da utilização de rotinas automatizadas para a preparação de arquivos de entradas para os diversos módulos e execução automatizada das mesmas.

2.4.2.2 O código NJOY

O código NJOY¹⁵ é um sistema modular para o processamento de dados nucleares, desenvolvido em Los Alamos (LANL). Assim como o AMPX, o NJOY lê arquivos das bibliotecas avaliadas no formato ENDF e tranforma os dados de maneira que estes possam ser utilizados por diversos programas. A figura 2.9 ilustra o fluxo de dados utilizado pelo sistema NJOY para gerar as bibliotecas de dados nucleares para o MCNP a partir dos arquivos de dados nucleares avaliados. Uma breve descrição dos módulos utilizadas neste processamento é realizada a seguir:

RECONR

O módulo RECONR constrói secções de choque pontuais de energia contínua a partir de parâmetros de ressonância e métodos de interpolação nos formatos ENDF. Larguras médias de ressonância e espaçamento entre nivéis nos intervalos de ressonância não resolvidas são convertidos em secções de choque tomando médias ponderadas das distribuições de probabilidade. A divisão domínio de energia é gerada de maneira tal que uma interpolação linear possa ser utilizada entre os pontos. A geração desta divisão é um processo iterativo, nos quais novos pontos são adicionados entre os pontos existentes, até que os intervalos de energia de cada secção de choque representem os

¹⁵ Maiores informações em: http://t2.lanl.gov/njoy/njoy01.html

dados originais com a precisão desejada, determinada pela tolerância na reconstrução definida pelo usuário.

BROADR

Realiza a correção doppler das secções de choque pontuais.

PURR

O módulo PURR gera tabelas de probabilidade a partir dos parâmetros de ressonância presentes nos arquivos ENDF. Estas tabelas podem ser utilizadas pelos códigos Monte Carlo, alternativamente às geradas pelo módulo RECONR.

ACER

O módulo ACER converte todos os dados para o formato ACE utilizado pelo MCNP e gera uma entrada para o arquivo *xsdir*. Verificação de consistência e busca por eventuais erros são realizados nos dados antes da finalização do arquivo ACE.

GROUPR

O módulo GROUPR deve ser utilizado ao invés do módulo ACER para gerar secções de choque multi-grupo.

LEAPR

O módulo LEAPR trata as leis de espalhamento térmico $S(\alpha, \beta)$ para moderadores ligados em moléculas (MacFarlane, 1994; Mattes e Keinert, 2005).



Figura 2.9: Diagrama do fluxo de dados utilizados pelo NJOY para obter as bibliotecas para o MCNP a partir dos arquivos ENDF.

Capítulo 3.

Configuração subcrítica do reator IPEN/MB-01 acionada por fonte externa de nêutrons no contexto do trabalho colaborativo sobre o uso de LEU em ADS

3.1 Contexto

Em 2005, aconteceu na AIEA uma reunião de trabalho sobre a utilização de combustível LEU em ADS experimentais. Nesta reunião de trabalho, foi exposta a preocupação do programa americano *Reduced Enrichment for Research and Test Reactors* RERTR¹ e da divisão de combustível nuclear da IAEA sobre a utilização de HEU em experimentos subcríticos acionados por fonte. Uma segunda reunião de trabalho, sobre *Low Enriched Uranium (LEU) Fuel Utilization in Accelerator Driven Sub-Critical Assembly (ADS) System*, foi promovido pela divisão de combustível nuclear da IAEA em novembro de 2006. Durante estas reuniões de trabalho, foi apresentado um artigo sobre a proposta de utilização de uma fonte compacta de nêutrons para acionar uma configuração subcrítica do reator IPEN/MB-01 para realização de experimentos de física de reatores. Neste artigo, foi apresentado uma proposta preliminar para a instalação de uma fonte compacta de

¹ http://www.rertr.anl.gov/, o programa *Reduced Enrichment for Research and Test Reactors* (RERTR) desenvolve a tecnologia necessária para a conversão de instalações civis, alvos de irradiação e combustível de Urânio de alto enriquecimento (HEU) para Urânio de baixo enriquecimento (LEU). O programa foi iniciado em 1978 pelo DOE norte-americano. Durante sua existência, 40 reatores de pesquisa, incluindo o IEA-R1, foram convertidos de HEU para LEU. Processos foram desenvolvidos para produção de radioisótopos com alvos de LEU. O programa é administrado pelo escritório de Redução da Ameaça de Materiais Nucleares na administração de Segurança Nuclear Nacional (EUA).

nêutrons, desenvolvida pelo grupo de plasma e fonte de íons do laboratório norte-americano Lawrence Berkeley National Laboratory (LBNL) (Reijonen et al., 2005, 2001). Este gerador de nêutrons possibilitaria um incremento nos experimentos de física de reator em configurações subcríticas que podem ser realizados no IPEN/MB-01.

Esta proposta tornou-se um exercício de cálculo internacional dentro do trabalho colaborativo sobre uso de LEU em ADS. Compromissos foram feitos por grupos interessados em participar do exercício. Estes grupos representavam os seguintes países: Argentina, China, Índia, Coréia do Sul e Espanha. Em resumo, foi definido que o exercício teria duas fases, na primeira fase, uma configuração sem barras de controle foi estudada, na segunda fase, configurações com barras de controle parcialmente inseridas. As especificações técnicas dos experimentos foram distribuídas para os participantes (Maiorino, 2006, 2007). Finalmente, em dois encontros conjuntos com a reunião de coordenação do CRP sobre *Analytical and Experimental Benchmark Analysis on ADS*, que aconteceram em novembro de 2007, em Roma e em janeiro de 2009, em Viena, relatórios de progresso e intercomparação entre os resultados dos participantes foram apresentados. Também foi apresentado um artigo no RERTR de 2009 contendo resultados parciais. Os resultados finais do exercício foram apresentados na última reunião conjunta, que ocorreu em Mumbai, em março de 2010, e em artigo apresentado na conferência *International Conference on Mathematics and Computational Methods Applied to Nuclear Science and Engineering* em maio de 2011².

3.2 Descrição do reator IPEN/MB-01

O IPEN/MB-01 é o primeiro e único reator nuclear projetado e construído no Brasil, concebido por pesquisadores e engenheiros do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN- CNEN/SP) e da antiga COPESP (Coordenadoria para Projetos Especiais), atual CTMSP (Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo), financiado e construído pela Marinha do Brasil. Atingiu sua primeira criticalidade no dia 9 de novembro de 1988, sendo oficialmente entregue para operação ao IPEN-CNEN/SP em 28 de novembro deste mesmo ano. Este reator está localizado no Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN-CNEN/SP) situado no campus capital da Universidade de São Paulo.

 $^{^{2}}$ O conteúdo deste capítulo foi publicado nos seguintes trabalhos:Maiorino e Carluccio (2011, 2009); Antunes et al. (2007); Maiorino et al. (2006)

O reator de pesquisa IPEN/MB-01 é uma instalação nuclear de potência zero, especialmente projetada para a medida de uma grande variedade de parâmetros de física de reatores (Bitelli, 2003; Kuramoto et al., 2007a; Santos et al., 2009; dos Santos et al., 2010). Estes parâmetros são utilizados como dados experimentais padrões (*benchmarks*) para se verificar metodologias de cálculo e bibliotecas de dados nucleares comumente utilizadas na área de física de reatores.

O projeto do reator nuclear IPEN/MB-01 teve como propósito projetar e testar um núcleo típico para uso em propulsão naval.

A instalação participa do International Reactor Physics Evaluation Project³ e do ICS-BEP International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project⁴.

Várias configurações críticas do reator IPEN/MB-01 fazem parte do banco de dados de experimentos do ICSBEP, a seguir, o número dos capítulos do manual *International Handbook of Evaluated Criticality Experiments*, no volume de experimentos de reatores com baixo enriquecimento de Urânio, heterogêneos e com espectro térmico (sigla *LEU-COMP-THERM*) são 043, 044, 054, 058, 077, 082, 083, 084, 089, 090, 091.

Durante os últimos cinco anos, os seguintes artigos foram publicados em periódicos internacionais utilizando dados experimentais do reator IPEN/MB-01⁵:

- Mura et al. (2011), medidas de taxa de reação de fissão e captura no interior das pastilhas combustivéis;
- Santos et al. (2011), determinação das densidades de fissão para o projeto IRPhE;
- dos Santos et al. (2009), medidas do ponto de inversão dos coeficientes de reatividade isotérmicos;
- Bitelli et al. (2009), medida do espectro de nêutrons no núcleo do reator;

³ http://irphep.inl.gov, o propósito do IRPhEP é prover um conjunto extensivo e revisado por pares, de medidas integrais de física de reatores que pode ser utilizado por projetistas de reatores e analistas de segurança na validação de ferramentas de análise.

⁴ http://icsbep.inel.gov, o ICSBEP nasceu a partir de uma iniciativa dos laboratórios nacionais norte americanos que foi internacionalizada, atualmente, o *handbook* conta com 4405 configurações críticas e subcríticas

⁵ Pequisa bibliográfica realizada utilizando Web of Science

- Kuramoto et al. (2008), medida absoluta de β_{eff} utilizando o método Rossi-α e um modelo de duas regiões;
- Siqueira et al. (2008), análise numérica da utilização de geometrias reduzidas e fonte fixa para cálculos de taxa de reação em folhas finas com MCNP;
- Kuramoto et al. (2007b), medida absoluta de β_{eff} utilizando o método Feynmann- α e um modelo de duas regiões;
- van der Marck (2006), as medida da fração de nêutrons no IPEN/MB-01 corroboraram para a mudança no valor da fração de nêutrons atrasados do ²³⁵U na ENDF/B-VII.0;
- dos Santos et al. (2006), medida das abundâncias relativas e das constantes de decaimento dos nêutrons atrasados;
- dos Santos et al. (2006), proposta de benchmark para cálculo de β_{eff} , $\frac{\beta_{eff}}{\Lambda} \in \Lambda$;
- Souza e Moreira (2006a,b), utilização de banco de dados dos sinais de detetores out-of-core para determinação do fator de pico através de redes neurais artificiais.

3.2.1 Descrição

O núcleo do reator nuclear IPEN/MB-01 possui uma grade espaçadora na qual são inseridas varetas combustíveis, barras de controle (BC#1 e BC#2) e barras de segurança (BS#1 e BS#2) possibilitando a montagem de diferentes arranjos críticos, ou seja, configurações de núcleos, uma vez que foi projetado para que apresentasse a versatilidade e a flexibilidade necessáris para tal finalidade. Para tal, a placa matriz que sustenta o núcleo do reator possui 900 furos espaçados entre si por 15 mm (*pitch*), em um arranjo de 30x30. Nesta placa matriz foram montados os arranjos críticos retangulares e cilindrizado. A configuração padrão tem a forma de paralelepípedo com dimensões ativas de 39x42x54,84cm, sendo constituído de um arranjo de 28x26 varetas, sendo 680 varetas combustíveis e 48 tubos guias, destinados à inserção das varetas de controle/segurança, responsáveis pelo controle da reação em cadeia e desligamento do reator. Essa configuração possui um excesso de reatividade de aproximadamente 2415pcm. A figura 3.1 apresenta a vista superior do núcleo do reator com a configuração padrão retangular. A figura 3.2 apresenta a configuração padrão do reator IPEN/MB-01.



Figura 3.1: Vista superior do núcleo com uma configuração retangular.



Figura 3.2: Configuração padrão, com 728 varetas, das quais 24 são de segurança e 24 são de controle.

O espaçamento entre varetas combustíveis (*pitch*) do reator IPEN/MB-01 foi definido para a condição próxima a moderação ótima, ou seja, k_{∞} máximo. Este arranjo favorece a região de energia térmica do espectro neutrônico.

As varetas combustíveis do reator são constituídas de tubos de aço inox AISI-304, contendo em seu interior um total de 52 pastilhas combustíveis de UO2 enriquecidas a 4,3486% em massa. A altura ativa da coluna de pastilhas é de 54,84 cm. Cada pastilha possui uma altura de 1,05 cm e diâmetro de 0,849 cm. As extremidades não ativas das varetas são preenchidas com pastilhas de Al_2O_3 , conforme ilustrado pela figura 6.6. Na tabela 3.1 são mostrados os dados geométricos das varetas combustíveis, enquanto na tabela 3.2 é mostrado a composição dos materiais que a compôem. Os valores de incerteza experimental podem ser obtidos de Briggs et al. (1995).

Os 48 tubos guias para as varetas absorvedoras de nêutrons (barras de controle e segurança) estão dispostos em 4 grupos, contendo cada um deles 12 varetas absorvedoras, sendo dois grupos de barras de segurança e 2 grupos de controle, dispostos cada um deles em um quadrante do núcleo do reator. Cada conjunto de 12 varetas absorvedoras é unido através de um corpo central denominado aranha, o qual é ligado a uma haste de acionamento, que por sua vez é conectada a mecanismos acionados por magnetos energizados. Os dados geométricos das varetas de controle podem ser obtidos na tabela 3.3, enquanto

Tabela 3.1 - Dados geométricos da	a vareta de	combustível de	o reator nuclear	IPEN/MB-01
-----------------------------------	-------------	----------------	------------------	------------

Região ativa				
Combustível	UO2			
Diâmetro da pastilha	0,849 cm			
Diâmetro externo do revestimento	0,980 cm			
Espessura do revestimento	0,060 cm			
Passo da rede	1,500 cm			
Região de alumina				
Diâmetro da pastilha	0,949 cm			
Diâmetro externo do revestimento	0,980 cm			
Espessura do revestimento	0,060 cm			
Região do tubo espaçador				
Diâmetro interno	0,730 cm			
Diâmetro externo	0,849 cm			

 $Tabela\ 3.2$ - Composição dos materiais da vareta de combustível do reator nuclear IPEN/MB-01

Pastilha combustível	Concentração (átomos/barn.cm)
²³⁵ U	$1,00 \times 10^{-3}$
²³⁸ U	$2,18 \times 10^{-2}$
¹⁶ O	$4,55 \times 10^{-2}$
Revestimento e Tubo guia	Concentração (átomos/barn.cm)
Fe	$5,68 \times 10^{-2}$
Ni	$8,64 \times 10^{-3}$
Cr	$1,73 \times 10^{-2}$
Mn	$1,60 \times 10^{-3}$
Si	$3,35 \times 10^{-4}$
Pastilha de alumina	Concentração (átomos/barn.cm)
Al	$4,30 \times 10^{-2}$
0	$6,45 \times 10^{-2}$



Figura 3.3: Esquema de uma vareta do IPEN/MB-01, retirado de Briggs et al. (1995)

na tabela 3.4 é exibido a composição de seus materiais.

O controle do reator é feito através de dois bancos de controle diagonalmente distribuídos. Cada banco de controle consiste de 12 varetas. As varetas de controle são

Material Absorvedor	Ag-In-Cd
Diâmetro do absorvedor	$0{,}832~\mathrm{cm}$
Diâmetro externo do revestimento	$0{,}980~\mathrm{cm}$
Espessura do revestimento	$0{,}060~{\rm cm}$
Diâmetro externo do Tubo Guia	$1{,}200~{\rm cm}$
Espessura do tubo Guia	$0{,}035~\mathrm{cm}$

Tabela 3.3 - Dados geométricos da vareta de controle do reator nuclear IPEN/MB-01

Tabela3.4- Composição dos materiais das barras de controle do reator nuclear IPEN/MB-01

Absorvedor	Concentração (átomos/barn.cm)
¹⁰⁷ Ag	$2,35 \times 10^{-2}$
$^{109}\mathrm{Ag}$	$2,19 \times 10^{-2}$
113 In	$3,43 \times 10^{-4}$
115 In	$7,66 \times 10^{-3}$
Cd	$2,72 \times 10^{-3}$
Revestimento, Tubo guia e Tampão inferior	Concentração (átomos/barn.cm)
Fe	$5,\!68\! imes\!10^{-2}$
Ni	$8,64 \times 10^{-3}$
Cr	$1,73 \times 10^{-2}$
Mn	$1,60 \times 10^{-3}$
Si	$3,35 \times 10^{-4}$

compostas uma liga de Ag-In-Cd, encapsulada num revestimento de aço inox. As barras de segurança apresentam as mesmas características geométricas das barras de controle, difefrenciando apenas seu material absorvedor. Os bancos de segurança, que são compostos por 12 varetas de B_4C , também estão distribuídos diagonalmente, entretanto, estes ficam totalmente retirados durante a operação normal do reator. A reatividade integral de cada barra de controle/segurança é suficiente para desligar o reator, ou seja, é de aproximadamente 3200 pcm.

Todo o núcleo do reator, bem como os mecanismos de acionamento de barras, as guias para as aranhas e o amortecedor de queda de barras, é apoiado por uma estrutura suporte, fixada na parte superior por uma plataforma metálica, e na parte inferior mantida suspensa no interior do tanque moderador, o qual contém água tratada e desmineralizada, utilizada como elemento moderador da energia dos nêutrons, vide figura 3.4.



Figura 3.4: Corte axial da geometria do tibo guia, das barras de controle e da vareta combustível.

Além das barras de controle e segurança, o sistema de controle de reatividade inclui um sistema de esvaziamento rápido do tanque moderador que provoca o desligamento do reator por perda do fluído moderador. No desligamento por barras, dito de primeiro nível, as 4 barras caem por gravidade no núcleo, a partir do sinal de corte de energia dos magnetos enquanto no desligamento de segundo nível, além de todas as 4 barras caírem, são abertas duas válvulas tipo borboletas de abertura rápida, de 50,8 cm de diâmetro, situadas na parte inferior do tanque moderador, causando a retirada de toda água em aproximadamente 4 segundos. A água drenada cai por gravidade e é armazenada no tanque de estocagem no primeiro subsolo do reator, onde ficará até ser novamente bombeada para o tanque moderador numa futura operação do reator, ou mesmo para tratamento da mesma, através de filtragem e controle de seu nível de condutividade em um vaso trocador de leito de resina mista ou mesmo para o controle de sua temperatura em trocadores de calor aquecedores ou resfriadores.



Figura 3.5: Configuração utilizada na fase I.

98

3.3 Cálculos solicitados

O exercício de cálculo foi dividido em duas fases.

3.3.0.1 Fase I

Em uma configuração subcrítica, com as barras de controle retiradas, e com um arrqujo de 24x22 posições na placa matriz, ilustrada pela figura 3.5, retirando-se uma das varetas centrais, e assumindo na nesta posição central fontes de nêutrons pontuais que se aproximam das fontes propostas, D-D (E= 2,45 MeV), and D-T (E=14,1 MeV), isotrópicas e monoenergéticas localizados na posição M14. As posições das barras de controle e segurança devem ser consideradas como tubo guias preenchidos com água. Os cálculos solicitados são listados abaixo:

- $k_{eff};$
- k_{src} ;
- fluxo médio na região ativa de cada célula;
- potência, em unidades de fissão por nêutron de fonte;
- fluxo médio no volume de posições expeimentais
- espectro de nêutrons nas células N14, R14, P10, O11, R8;
- distribuição axial de fluxo nas posições N14, R14, P10, O11, R8;
- parâmetros cinéticos;
- evolução temporal de um pulso de nêutrons.

3.3.0.2 Fase II

Na segunda fase foi investigado a variação do fator de multiplicação com a variação da barra de controle BC1 e mantendo BC2 constante. Os cálculos solicitados foram:

• k_{eff} em função da posição de BC1, calculado sem fonte;

- k_{src} , calculado com as mesmas fontes da fase I, para as posições de barra cujo k_{eff} são 0,999, 0,990 e 0,980;
- fissões por nêutron de fonte para as mesmas configurações do item anterior;
- potência, em unidades de fissão por nêutron de fonte;
- parâmetros cinéticos integrais, (ρ, β, Λ) para as posições de barra cujo k_{eff} são 0,999,
 0,990 e 0,980.

3.4 Resultados e comparações

Os resultados foram obtidos através da simulação das configurações presentes nas especificações técnicas no código de transporte de radiação MCNP5. Os arquivos de dados nucleares avaliados ENDF/B-VII foram processados pelo autor com o código NJOY99 para a temperatura de 300K para a geração dos arquivos de secção de choque do MCNP5, pois quando a ENDF/B-VII foi lançada, a versão disponível do MCNP ainda não era distribuída juntamente com o ENDF/B-VII. Posteriormente, comparou-se os resultados obtidos pela biblioteca processada no IPEN com os obtidos com a versão distribuída por versões recentes do MCNP e os resultados são consistentes.

Os cálculos de fator de multiplicação k_{eff} e fração efetiva de nêutrons atrasados β_{eff} foram realizados utilizando o modo de cálculo de pesquisa de criticalidade do MCNP(KCODE), portanto sem considerar os nêutrons de fonte. Os valor de β_{eff} foi cálculado segundo a equação 2.3.3.2.

As fonte de nêutrons foram modeladas como isotrópicas, monoenergéticas (14,1 e 2,45 MeV) e pontual, localizada no centro da altura ativa, na posição M14, uma das 4 posições centrais, conforme solicitado na especificação técnica.

Os cálculos de distribuição de fluxo, espectro e do fator de multiplicação de fonte k_{src} foram realizados utilizando as fontes pontuais.

O fator de multiplicação de fonte k_{src} pode ser facilmente calculado através da equação 2.14, uma vez que o MCNP5 relata no quadro de resumo da saída de dados o número de nêutrons produzidos por fissões e reações multiplicativa como (n, 2n) por nêutrons de fonte. Outra maneira possível de se calcular k_{src} é através da multiplicação líquida dos nêutrons que é saída do MCNP em cálculos de fonte fixa (Nifenecker et al., 2003),

$$M = \frac{1}{1 - k_{src}} \Rightarrow k_{src} = 1 - \frac{1}{M}.$$
(3.1)

Ambos os métodos de cálculo de k_{src} devem produzir resultados consistentes.

É possível simular com o MCNP a evolução do fluxo de nêutrons após a inserção de um pulso de nêutrons. É possível também fazer a convolução temporal da resposta de um pulso para simular vários pulsos. Com esta metodologia é possível fazer um experimento numérico e extrair o parâmetro cinético $\frac{\rho}{\beta_{eff}}$ [\$] através do método das áreas (Persson et al., 2005):

$$\frac{\rho}{\beta_{eff}} = -\frac{A_p}{A_d},\tag{3.2}$$

onde $A_p \in A_d$ são as áreas das curvas contagem versus tempo devido aos nêutrons atrasados e prontos, respectivamente.

Neste trabalho isto não foi feito pois seria necessário um poder, não disponível, para simular a resposta do pulso de nêutrons após um longo tempo (onde os nêutrons atrasados passariam a ser notados), sendo este um dos trabalhos que deverão ser explorados no futuro, com o incremento do poder computacional instalado no IPEN.

O cálculo da evolução temporal de um pulso de nêutrons em t=0 foi realizado utilizando a técnica de redução de variância denominada *split*, multiplicando o número de histórias simuladas e diminuindo os pesos das mesmas conforme o tempo passava e o decaimento exponencial do pulso ocorria. A partir da constante de decaimento do fluxo de nêutrons, foi possível estimar o parâmetro cinético $\alpha = \frac{\rho - \beta}{\Lambda}$ (Hergenreder et al., 2007). As figuras 3.6 e 3.7 exibem o fluxo nos detectores após a inserção de uma fonte em t = 0, para as fontes DD e DT respectivamente. As figuras 3.8 e 3.8 mostram uma regressão liner, desconsiderando os instantes imediatamente após a inserção do pulso para estimar o parâmetro cinético α , e a partir dele, estimar o tempo de vida médio dos nêutrons prontos, Λ , uma vez que não foi possível o cálculo utilizando a função adjunta.

O comportamento dos gráficos 3.6 e 3.7 para intervalos de menor que 1 ms pode ser interpretado como evidência das diferenças nas constantes de decaimento dos nêutrons prontos no refletor e no núcleo, conforme discutida na tese de Kuramoto (2007), onde uma metodologia de parâmetros cinéticos baseados em um modelo de duas regiões e análise de ruídos foi implementada para o reator IPEN/MB-01. Segundo Kuramoto (2007), a constante de decaimento dos nêutrons prontos no refletor do reator IPEN/MB-01 é da ordem de 0,25 ms, enquanto que para o núcleo o valor é muito menor, cerca de 30 μs .



Figura 3.6: Resposta do detector após a inserção de um nêutron DD.

Os espectros foram normalizados para unidade e então por letargia conforme as equações 3.3 e 3.4:

$$\phi_g^{norm} = \frac{\phi_g}{i\phi_i},\tag{3.3}$$

$$\psi_g = \frac{\phi_g^{norm}}{Ln\left(\frac{E_{i+1}}{E_i}\right)}.$$
(3.4)

Os parâmetros integrais obtidos para a fase I são mostrados na tabela 3.7.



Figura 3.7: Resposta do detector após a inserção de um nêutron DT.



Figura 3.8: Regressão linear para obter o parâmetro cinético α utilizando a fonte DD.



Figura 3.9: Regressão linear para obter o parâmetro cinético α utilizando a fonte DT.
Por questões de validação e verificação, foi realizada uma simulação com o código PS2/Serpent, utilizando método de Meulekamp de 1 rodada e a biblioteca ENDF/B-VII, em modo de criticalidade, da configuração da fase I. Os resultados obtidos são exibidos na tabela 3.5 e são consistentes com os obtidos previamente pelo MCNP, utilizando método o método a razão.

Tabela 3.5 - Comparação entre os resultados obtidos pelo MCNP5 e Serpent utilizando a biblioteca ENDF-VII

	MCNP5	σ	SERPENT	σ
k_{eff}	0,9723	0,0003	0,9727	0,0013
β_{eff}	756	29	748	19

Os valores de β_{eff} obtidos para esta configuração são consistentes com os valores medidos para outras configurações do IPEN-MB/01 e com os disponíveis na literatura, de maneira que o valor de referência de β_{eff} para configurações críticas do IPEN/MB-01 é de 750 ± 5 pcm (Kuramoto et al., 2007b, 2008).

3.4.1 Comparações

Cada colaborador participante do exercício numérico teve a liberdade de escolher a ferramenta de cálculo que lhe conviesse. Uma lista com as ferramentas de cálculo e bibliotecas de dados nucleares utilizados, além dos colaboradore e países de procedência, é apresentada abaixo:

- Argentina (Ana Cintas, Edmundo Lopasso e José Ignácio Márquez Damián): ENDF/B-VI & V e MCNP5
- Brasil (Thiago Carluccio e José Rubens Maiorino): ENDF/B-VII e MCNP5 1.4
- China (Xia Pu): MCNP e ENDF/B-VI
- India (Shashikant Degweker): biblioteca WIMS, código ONEWIMS 1-D, para processamento das secções de choque, código de transporte determinístico 3-D ATES3.

- Coréia do Sul (Ho Jin Park e Chang Hyo Kim): ENDF/B-VII e McCARD (Shim e Kim, 2002)
- Espanha (Fernando Sordo e Alberto Abanades): ENDF/B-VI e MCNPX

As tabelas numeradas de 3.6 a 3.11 mostram parâmetros neutrônicos integrais, obtidos na fases I por cada participante. Detalhes de como cada participante obteve os resultados podem ser encontrados em seus relatórios nacionais, anexos ao relatório final do exercício.

As figuras numeradas de 3.10 a 3.19 mostram as distribuições axiais de fluxo neutrônico obtidos pelos participantes nas posições N14, O11, P10, R8 e R14 com as fontes de 2,45 e 14,1 MeV. Os valores de fluxo foram normalizados para uma fonte de nêutrons de 1 nêutron por segundo, não havendo renormalização na intercomparação dos participantes. Como os resultados obtidos pelo grupo Indiano ficaram fora da escala por estarem muito discrepantes dos demais resultados, estes foram omitidos dos gráficos listados acima.

As figuras numeradas de 3.20 a 3.27 mostram os espectros neutrônicos obtidos pelos participantes nas posições N14, P10, R8 e R14 com as fontes de 2,45 e 14,1 MeV.

A tabela 3.12 mostra os resultados obtidos por Brasil e Argentina na fase II. Os calculos de β_{eff} calculados neste trabalho em função da posição de barra não puderam ser realizados de forma que os resultados mostrem alguma diferença estatisticamente relevante, optou-se em realizar longas simulações de k_p e k_{eff} para a posição crítica de barra. A figura 3.28 apresenta a comparação da curva k_{eff} versus posição de BC1. A figura 3.29 mostra o resultado obtido, para o mesmo problema pelo grupo coreano, o resultado não foi incorporado no mesmo gráfico anterior pois a tabela com os pontos não foi disponibilizados.

		Argen	itina	
	valor	σ		
$k_{eff} \pm \sigma$	0,96908	$\pm 0,00011$		
eta_{eff} (pcm)	788	± 15		
	D	D	D'	Γ
	valor	σ	valor	σ
k_{src}	0,95516	0,00010	0,94924	0,00033
Potência (Fissões)	$21,\!300$	0,100	18,700	$0,\!100$
Fluxo no Detector 1 $(1/cm^2)$	2,90E-04	3E-06	2,60E-04	6E-06
Fluxo no Detector 2 $(1/cm^2)$	5,44E-04	4E-06	5,0E-04	1E-05
Fluxo no Detector 3 $(1/cm^2)$	$1,\!9\text{E-}07$	4E-08	$5,\!6E-07$	2E-07
${\bf reatividade} \ (pcm)$	-3063	60	-2905	79
Λ (μs)	33	1	33	1

Tabela 3.6 - Resultados Fase I - Argentina



Figura 3.10: Distribuição Axial Fase I, célula N14, fonte de 2,45 MeV

		Bra	sil	
	valor	σ		
k _{eff}	0,97233	$\pm 0,00025$		
eta_{eff} (pcm)	756	± 29		
	D	D	D'	Γ
	valor	σ	valor	σ
k _{src}	0,94890	0,00038	0,94287	0,00045
Potência (Fissões)	18,569	0,004	$16,\!51$	0,06
Fluxo no Detector 1 $(1/cm^2)$	5,78E-04	3E-06	5,47E-04	4E-06
Fluxo no Detector 2 $(1/cm^2)$	1,12E-03	5E-06	1,03E-03	6E-06
Fluxo no Detector 3 $(1/cm^2)$	6,8E-07	9E-08	1,2E-06	1E-07
${\bf reatividade} \ (pcm)$	-	-	-	-
Λ (μs)	36	26	36	26

Tabela 3.7 - Resultados Fase I - Brasil



 $Figura \ 3.11:$ Distribuição Axial Fase I, célula N14, fonte de 14,1 MeV

		Chi	ina	
	valor	σ		
k_{eff}	0,9688	0,0002		
$eta_{eff}~(pcm)$				
	DI)	DI	ר.
	valor	σ	valor	σ
k_{src}	0,99280		0,99200	
Pot ência (Fissões)				
Fluxo no Detector 1 $(1/cm^2)$	2,43E-04	3E-06	2,25E-04	1E-06
Fluxo no Detector 2 $(1/cm^2)$	1,97E-04	2E-06	1,71E-04	8E-07
Fluxo no Detector 3 $(1/cm^2)$	2,38E-05	4E-07	4,0E-07	2E-08
$\mathbf{reatividade} \ (pcm)$	-	-	-	-
Λ (μs)	_	-	-	-

Tabela 3.8 - Resultados Fase I - China



Figura 3.12: Distribuição Axial Fase I, célula O11, fonte de 2,45 MeV

	Índia				
	valor	σ			
k_{eff}	0,9832				
eta_{eff} (pcm)	783	762(*)		761(*)	
	I	DD	I	TC	
	valor		valor		
k _{src}	0,9934		0,9940		
Potência (Fissões)	61,3		$67,\!500$		
Fluxo no Detector 1 $(1/cm^2)$	3,92E-03		4,39E-03		
Fluxo no Detector 2 $(1/cm^2)$	3,87E-03		4,34E-03		
Fluxo no Detector 3 $(1/cm^2)$					
	clássico	Dulla et al	clássico	Dulla et al	
reatividade (pcm)	-2880	-2760	-2880	-2770	
Λ (μs)	31,0	30,1	31,0	30	

Tabela 3.9 - Resultados Fase I - Índia



Figura 3.13: Distribuição Axial Fase I, célula O
11, fonte de 14,1 ${\rm MeV}$

		Coréia	do Sul	
k_{eff}	0,97227	0,00016		
β_{eff} (pcm)	757	3		
	D	D	D	\mathbf{T}
	valor	σ	valor	σ
k_{src}	0,97492	0,00402	0,97572	0,00402
Potência (Fissões)	18,436	0,076	$16,\!562$	0,086
Fluxo no Detector 1 $(1/cm^2)$	4,64E-04	1,98E-06	4,43E-04	1,84E-06
Fluxo no Detector 2 $(1/cm^2)$	6,18E-04	2,57E-06	5,78E-04	2,30E-06
Fluxo no Detector 3 $(1/cm^2)$	5,29E-07	3,83E-08	9,83E-07	6,13E-08
reatividade (pcm)				
Λ (μs)	36,9	0,6	36,9	0,6

Tabela 3.10 - Resultados Fase I - Coréia do Sul

Tabela 3.11 - Resultados Fase I - Espanha

		Espa	anha	
k_{eff}	0,9738	0,0017		
eta_{eff} (pcm)	759	-		
	D	D	D	Т
	valor	σ	valor	σ
k_{src}	0,9797	0,01362	$0,\!9768$	0,01358
Potência (Fissões)	28,499		24,668	
Fluxo no Detector 1 $(1/cm^2)$	2,44E-03	4,68E-05	2,15E-03	1,40E-05
Fluxo no Detector 2 $(1/cm^2)$	2,00E-03	3,97E-05	1,72E-03	1,15E-05
Fluxo no Detector 3 $(1/cm^2)$	2,59E-06	9,04E-07	2,20E-06	3,00E-07
reatividade (pcm)				
Λ (μs)				



Figura 3.14: Distribuição Axial Fase I, célula P10, fonte de 2,45 MeV



Figura 3.15: Distribuição Axial Fase I, célula P10, fonte de 14,1 MeV



Figura 3.16: Distribuição Axial Fase I, célula R8, fonte de 2,45 MeV



Figura 3.17: Distribuição Axial Fase I, célula R8, fonte de 14,1 MeV



Figura 3.18: Distribuição Axial Fase I, célula R14, fonte de 2,45 MeV



Figura 3.19: Distribuição Axial Fase I, célula R14, fonte de 14,1 MeV



Figura 3.20: Espectro Fase I, célula N14, fonte de 2,45 MeV



Figura 3.21: Espectro Fase I, célula N14, fonte de 14,1 MeV



Figura 3.22: Espectro Fase I, célula P10, fonte de 2,45 MeV



Figura 3.23: Espectro Fase I, célula P10, fonte de 14,1 MeV



Figura 3.24: Espectro Fase I, célula R8, fonte de 2,45 MeV



Figura 3.25: Espectro Fase I, célula R8, fonte de 14,1 MeV



Figura 3.26: Espectro Fase I, célula R14, fonte de 2,45 MeV



Figura 3.27: Espectro Fase I, célula R14, fonte de 14,1 MeV

Hyperbolic interval INTERVATION INTERVAL Image: Point strain interval Image: Point interval Image: Point st	$ \frac{\sigma}{0,00006} $ $ 4 $ $ 8 $							
Image: Normal state in the image: Normal	$ T \sigma 0,00006 4 8 $							
valor σ valor σ valor σ valor σ k_{src} 0,99914 0,00004 0,99901 0,0005 0,9956 0,0005 0,9952 0,0007 Potência 487 16 426 13 222 5 205 4 reatividade -152 6 -105 5 A <t< td=""><td></td></t<>								
k_{src} $0,99914$ $0,0004$ $0,9901$ $0,0005$ $0,9956$ $0,0005$ $0,9952$ $0,0007$ Potência 487 16 426 13 222 5 205 4 reatividade -152 6 -105 5 $_{asc}$ <td>0,00006 4 8</td>	0,00006 4 8							
Potência 487 16 426 13 222 5 205 4 reatividade -152 6 -105 5 ,	4 8							
reatividade -152 6 -105 5 A A 757* 8 757* 8 β_{eff} 809 14 809 14 757* 8 757* 8 keff 990 14 757* 8 757* 8 keff String keff String Valor String keff 0,9938 0,0009 0,9895 0,0015 0,9888 0,000 Potência 67,10 0,600 60,500 0,400 94,24 0,70000 87,74 0,55 βeff 779 14 779 14 757* 8 757* <	8							
β_{eff} 8091480914757*8757*8 $k_{eff} = 0,9900$ $k_{eff} = 0,9900$ k_{eff} k	8							
Image: constraint of the strength of the strengt of the strength of the strength of the stre								
$k_{eff} = 0,9900$ $k_{eff} = 0,9900$ $\mathbf{Argentina}$ \mathbf{Brazil} \mathbf{DD} \mathbf{DT} \mathbf{Valor} σ \mathbf{Valor} \mathbf{Valor} $\mathbf{\sigma}$								
Image: Here	$k_{eff} = 0,9900$							
Image: Defension of the state of the s								
valor σ valor σ valor σ valor σ k_{src} 0,9938 0,0009 0,99371 0,0009 0,9895 0,00015 0,9888 0,000 Potência 67,10 0,60 60,50 0,40 94,24 0,7000 87,74 0,55 reatividade -991 25 -922 31 μ	Г							
k_{src} 0,99380,00090,993710,00090,98950,000150,98880,000Potência67,100,6060,500,4094,240,7000087,740,55reatividade-99125-92231 μ μ μ μ μ β_{eff} 7791477914757*8757*8 Λ 311311 μ μ μ	σ							
Potência67,100,6060,500,4094,240,7000087,740,55reatividade-99125-92231 $\ \ \ \ \ \ \ \ \ \ \ \ \ $	0,0001							
reatividade -991 25 -922 31 μ	$0,\!55$							
$ \begin{array}{c c c c c c c c c c c c c c c c c c c $								
Δ 31 1 31 1	8							
$k_{eff} = 0,9800$								
Argentina Brazil								
DD DT DD DT	Г							
valor σ valor σ valor σ	σ							
k_{src} 0,9875 0,0009 0,98693 0,0009 0,9831 0,0002 0,9820 0,000	0,0001							
Potência 32,9 0,2 30,7 0,1 57,9 0,3 54,4 0,3	$0,\!3$							
reatividade -2086 56 -2016 73								
β_{eff} 791 14 791 14 757* 8 757* 8								
Λ 33 1 33 1	8							

Tabela 3.12 - Resultados Fase II



Figura 3.28: Comparação das curvas obtidas para k_{eff} versus posição de BC1.



Figura 3.29: Curva k_{eff} versus posição de BC1 obtida pelo grupo coreano.

3.5 Análise

Uma vez que 5 dos 6 participantes utilizaram códigos MC (MCNP5, MCNP-X, Mc-Card), era esperado uma boa concordância entre os resultados. Observou-se algumas discrepâncias entre os resultados apresentados pelos participantes. É possível notar que a escolha da biblioteca possui uma grande importância, uma vez que observa, uma vez que observa-se que participantes que utilizaram a mesma biblioteca possuem maior concordância entre si.

A figura 3.30 compara os valores obtidos pelos participantes para o k_{eff} . Pode-se notar uma diferença no cálculo de k_{eff} de cerca de 300 pcm entre ENDF/B-VI e ENDF/B-VII, esta diferença posteriormente ao término do exercício, foi relatada em outros trabalhos, como Lee e Hugot (2011), onde foi observado que, para a simulação do reator IPEN/MB-01, na alteração entre a ENDF/B-VII, a produção de nêutrons por fissão nesta é aumentada em relação à ENDF/B-VI.

A partir dos resultados disponíveis no manual do programa ICSBEP para configurações críticas do reator IPEN/MB-01, sabe-se que a biblioteca ENDF/B-VI possui um desvio sistemático de cerca de -400 pcm nas estimativas do fator de multiplicação efetivo, enquanto que a ENDF/B-VII sobreestima os valores de k_{eff} em cerca de 50 pcm.

Uma discrepância maior foi verificada na comparação do fator de multiplicação de fonte k_{src} , como mostra a figura 3.31. Esses resultados sugerem que diferentes definições de k_{src} podem ter sido utilizadas pelos participantes.

Os resultados experimentais das medidas da fração efetiva de nêutrons atrasados foi utilizado na atualização da ENDF/B-VI.8 para a ENDF/B-VII. Desta maneira, esperase que os resultados obtidos por esta biblioteca produzam melhores resultados para este reator em particular, este fato pode ser notado na comparação dos resultados de Lee e Hugot (2011), com os dados experimentais obtidos por van der Marck (2006); Kuramoto et al. (2007b, 2008). O valor utilizado como referência no reator IPEN/MB-01 para β_{eff} é de 0,0075 ± 0,0005, sendo consistente com os valores encontrados neste trabalho.

As discrepâncias são maiores em parâmetros diferenciais, tais como a distribuição de fluxo. É esperado que os fluxos sejam aproximadamente proporcionais à multiplicação de nêutrons, ou seja, proporcionais à $\frac{1}{1-k_{eff}}$.

O espectro normalizado apresentou boa concordância entre os participantes.



Figura 3.30: Comparação dos valores obtidos para k_{eff} no exercício da fase I.



Figura 3.31: Comparação dos valores obtidos para k_{src} no exercício da fase I.

O único trabalho determinístico foi realizado pela equipe Indiana. Nota-se discrepâncias entre os espectros obtidos por MC com o obtido pelo código determinístico. Por outro lado, foi o único trabalho que realizou o cálculo dos parâmetros cinéticos utilizando a definição clássica de Henry (1958) e a definida por Dulla et al. (2010), nota-se diferenças entre as duas definições da ordem de 2% no parâmetro $\alpha = (\rho - \beta)/\Lambda$, sugerindo que os dois modelos irão fazer previsões distintas do comportamento dinâmico do sistema.

Para os resultados da fase 2, grande discrepâncias foram encontradas na definição de qual seria a posição crítica de BC1 caso BC2 estivesse na posição 50%. Comparando o resultado obtido neste trabalho (posição crítica BC1 \approx 65%) com os resultados do grupo coreano (posição crítica BC1 \approx 75%), que utilizou a mesma biblioteca, as diferenças foram significativas. Na comparação com os argentinos (posição crítica BC1 \approx 90%), que utilizaram a ENDF/B-VI, as discrepâncias são muito maiores.

3.6 Conclusões Parciais

A proposta de utilização de fontes de nêutrons em reatores de potência zero inspirou os colegas argentinos, Cintas et al. (2010) que participaram do trabalho colaborativo, a propor a utilização de fontes de nêutrons compactas no reator RA-8.

Medidas experimentais subcríticas estão sendo realizadas por Lee et al. (2011) no IPEN/MB-01 em uma configuração próxima a utilizada durante a fase II. Estas medidas mostram claramente que o modelo de cinética pontual não consegue descrever a reatividade medida. Além do mais, estas medidas, assim como os resultados obtidos neste trabalho de fluxo nos detetores e potência do núcleo, corroboram com a viabilidade da introdução de um gerador de nêutron compacto no reator IPEN/MB-01, ou seja, a potência do núcleo será menor que a potência licensiada e os fluxo de nêutrons nos detectores estará dentro do limiar de detecção.

126

Capítulo 4.

Cálculos neutrônicos do reator Yalina Booster no contexto do projeto coordenado de pesquisa sobre ADS da AIEA

A instalação YALINA Booster foi construída no *Joint Institute for Power and Nuclear Research* (JIPNR) da Academia Nacional de Ciências da Bielo-Rússia. O objetivo de longo prazo desta instalação é fomentar a utilização de aceleradores para transmutação de rejeitos radioativos. A instalação faz parte de uma cooperação entre o JINPR e o *Argonne National Laboratory*. O experimento foi o mais importante no contexto do Projeto Coordenado de Pesquisa da AIEA onde diferentes instituições, utilizando diferentes metodologias de cálculo, tentaram reproduzir os dados experimentais fornecidos pelo grupo do JIPNR.

Além das configurações discutidas neste trabalho, outras configurações subcríticas realizadas na instalação Yalina, sobretudo em um esforço para eliminar os combustíveis de Urânio altamente enriquecido, no contexto do programa RERTR, e de um trabalho colaborativo sobre a utilização de combustível de baixo enriquecimento, em ADS. Embora acompanhou-se os trabalhos que foram desenvolvidos, não foram realizadas simulações destas configurações, devido as limitações do tamanho do grupo de pesquisa e de capacidade computacional.

O foco deste trabalho foi o estudo das configurações 1141 e 902 da Yalina Booster, com as fontes utilizando acelerador. Estas configurações foram modeladas em detalhe no código ed Monte Carlo MCNP5.

Um trabalho adicional, foi fornecer seções de choque representativas deste sistema para estudos determinísticos de cinética de reatores subcríticos, em colaboração com o Instituto Politécnico de Torino. Este trabalho resultou em uma publicação no MC2007 (Dulla et al., 2007).

4.1Descrição

A descrição da instalação é baseada nas especificações técnicas fornecidas pelos coordenadores deste exercício do CRP (Bournos et al., 2008)¹.

O reator é um arranjo subcrítico acionado que pode ser acionado por 3 diferentes fontes externas de nêutrons: (i) fissão espontanêa do Califórnio-252, (ii) reação de fusão D-T, com nêutrons energia mais provável de 14,1 MeV e (ii) reação de fusão D-D, com nêutrons de energia mais provável de 2,45 MeV. No caso das reações de fusão, um feixe acelerado de deutério foi utilizado para induzir as reações. A descrição do tubo de deutêrons acelerados é mostrado na figura 4.1.



Figura 4.1: Projeto do tubo com deutérios acelerados, dimensões em mm, retirado de Bournos et al. (2008).

O arranjo recebe a denominação *Booster* devido à zona rápida contendo a fonte, e a matriz de chumbo com varetas de Urânio altamente enriquecido, com função de amplificar os nêutrons de fonte.

As fontes de nêutrons estão envoltas por uma região com chumbo. As fontes podem ser consideradas basicamente como pontuais, porém o bloco de chumbo espalha os nêutrons de fonte simulando uma distribuição espacial e um espectro similar a uma fonte de "spallation"

¹ A primeira versão da especificação técnica foi lançada em janeiro de 2007, a segunda em fevereiro do mesmo ano e a última em abril de 2008.

que esta sendo proposta para um ADS de potência. A figura 4.2 mostra uma visão frontal do núcleo da instalação Yalina, com as diferentes zonas. Uma visão esquemática do reator é exibido na figura 4.8 (pág. 140).



Figura 4.2: Foto da Yalina Booster exibindo as diferentes zonas, retirado de Bournos et al. (2008).

A instalação não possui sistema de resfriamento e consiste de quatro zonas quadradas concêntricas. A mais interna de aresta igual a 8 cm, sendo o alvo, a segunda, de aresta 16,4 cm consistindo a zona rápida interna, depois uma zona rápida, externa, de 49 cm e uma zona térmica de 98 cm.

A zona mais interna consiste de uma zona rápida constituída por Urânio altamente enriquecido, envolto por um zona onde as varetas combustíveis (varetas tipo EK-10, enriquecidas a 10% em massa de 235 U) são moderadas por uma matriz de polietileno.

Ao final da zona rápida existe duas camadas absorvedoras, a mais interna constituída de varetas de Urânio natural e a mais externa de varetas de Carbeto de Boro. As varetas de Carbeto de Boro são ilustradas pela figura 4.3 (pág. 130). Esta região absorvedora funciona como um portão de nêutrons que permite a fuga de nêutrons rápidos e absorve os nêutrons térmicos vindos da região externa. Estas camadas reduzem a corrente de nêutrons devido a alta secção de choque (n, α) do ¹⁰B; no espectro térmico. Este filtro de nêutron,



de certa maneira, desacopla as zonas térmicas e rápidas.

Figura 4.3: Desenho esquemático das vareta de B₄C entre a zona rápida e a zona térmica, com cortes XY e XZ, dimensões em mm, retirado de Bournos et al. (2008).

A zona rápida é constituída em sua região mais interna de 36 blocos de chumbo com com furos em reticulado quadrado. As varetas combustíveis são preenchidas por Urânio metálico com enriquecimento em massa de 90% de 235 U. O espaçamento entre as varetas é de 11.14 mm e a dimensão do bloco é de 78x78 cm.

A região externa da zona rápida consiste de 32 blocos de chumbo, com varetas preenchidas por varetas combustíveis de UO₂ com enriquecimento em massa de 36% em ²³⁵U. Um bloco de chumbo é ilustrado na figura 4.4 (pág. 131). A figura 4.5 (pág. 132)ilustra as varetas combustíveis da região da zona rápida(*booster*).



Figura 4.4: Foto do sub-arranjo de chumbo, retirado de Bournos et al. (2008).

A região térmica consiste de 108 sub-arranjos de polietileno, cada um contendo 16 furos para o carregamento com varetas combustível EK-10. Os furos estão distribuídos em um arranjo quadrado com um espaçamento de 20 mm. A figura 4.6 (pág. 138) ilustra um subarranjo de polietileno. As varetas desta região possuem Óxido de Urânio enriquecido à 10% em massa de ²³⁵U e Óxido de Magnésio. O comprimento ativo é de 500 mm e o comprimento total das varetas é de 590 mm. Um desenho esquemèatico da vareta combustível EK-10 é mostrado na figura 4.7. Duas configurações participam do benchmark, elas diferem no número de varetas combustível na zona térmica, uma com 902 e outra com 1141 elementos EK-10.



Capítulo 4. Cálculos neutrônicos do reator Yalina Booster no contexto do projeto coordenado de pesquisa sobre ADS da 32 AIEA

Figura 4.5: Desenho esquemático das vareta da região *booster*, com cortes XY e XZ, dimensões em mm, reetirado de Bournos et al. (2008).

O arranjo subcrítico é refletido radialmente por por uma zona quadrada de 25 cm de espessura de grafite. Axialmente, o arranjo é refletido por blocos de polietileno borado. Uma malha formada por chapas de aço de 0,4 cm de espessura garante a estabilidade mecânica do arranjo e suporta os subarranjos de chumbo e polietileno.

Existem 4 canais experimentais na zona rápida (EC1B, EC2B, EC3B, and EC4B), 3 na zona térmica e 2 nos refletores axiais (EC8R e EC9R) e um no refletor radial (EC10R).

O arranjo opera sob um k_{eff} menor que 0,98 em todas as condições por razões de segurança.

Vários experimentos foram realizados e os dados experimentais foram comparadados com os cálculos que foram solicitados na descrição do exercício de "*benchmark*".

4.2 Cálculos Solicitados

Em resumo os cálculos solicitados foram: fator de multiplicação, fração efetiva de nêutrons atrasados, espectro de nêutrons e distribuição de fluxo e taxa de reações (Gohar et al., 2010; Persson et al., 2005).

Duas configurações subcríticas foram utilizadas no CRP, diferindo entre elas no número de varetas combustíveis EK-10 na zona térmica, 902 e 1141. As figuras 4.9 (pág. 141) e 4.10 (pág. 142), mostram os padrões de carregamento de cada uma das configurações. Em ambas as configurações de espectro rápido é completamente preenchida. Assumiu-se que os deutérios foram acelerados até uma energia de 240 keV ao atingir o alvo localizado no centro do arranjo subcrítico. A fonte de ²⁴²Cf é assumida pontual no posição (x,y,z)=(0,0,62) mm com o tubo de deutérios mantido em sua posição. Para cada configuração e fonte, os seguintes resultados foram solicitados em Bournos et al. (2008):

1. Distribuição axial das seguintes taxas de reação:

a. ${}^{3}\text{He}(n,p)$ no canal experimental EC6T, normalizado para um nêutron de fonte e um átomo de ${}^{3}\text{He}$. As taxas de reação deveriam ser calculadas utilizando o fluxo médio nas células descritas na figura 4.11 (pág. 143), de z=-250 mm até 250mm em passos de 50 mm. O detetor não deve ser explicitamente modelado neste exercício.

b. 235 U(n,f) nos canais experimentais EC2B e EC6T, normalizado para um nêutron de fonte e um átomo de 235 U. Em ambos os casos, os valores de taxa de

reação deveriam ser calculados usando o fluxo médio nas células cilindricas especificadas na figura 4.11 e 4.12 (pág. 143) respectivamente, de z=-250 mm até z=250mm em passos de 50 mm. A folha de $^{235}\mathrm{U}$ não é modelada neste cálculo.

c. 115 In(n, γ) nos canais experimentais EC2B, EC5T, EC6T, e EC7T, normalizado para um nêutron de fonte e um átomo de ¹¹⁵In. Em ambos os casos, os valores de taxa de reação deveriam ser calculados amostras de ¹¹⁵In localizados nas posições, de z=-242 mm até z=208 mm em passos de 50 mm. As folhas de 115 In deveriam ser simuladas com o porta amostra de acrílico, de acordo com as figuras 4.13 (pág. 143) e 4.14 (pág. 144), sem nenhuma outra amostra.

- 2. Distribuição radial da taxa de reação do $^{115}In(n,\gamma)$ no canal experimental EC10R nas distâncias radiais de 480, 530, 580, 630, 680 and 730 mm. Todas as taxas de reação deveriam ser normalizadas para um átomo e um nêutron de fonte. As amostras deveriam ser simuladas juntamente com o porta-amostra de acrílico, conforme a figura 4.15 (pág. 144).
- 3. Distribuição radial das taxas de reações $^{197}Au(n,\gamma)$ e $^{55}Mn(n,\gamma)$ nos canais experimentais EC2B e EC6T, normalizados para um nêutron de fonte e um átomo do isótopo. As amostras deveriam ser simuladas com seu porta amostra, como solicitado no item 1-C. O carregamento das amostras deveria ser realizado de acordo com as figuras 4.13 e 4.14. Durante a simulação, o porta amostra deveria conter apenas um tipo de folha, ¹⁹⁷Au ou ⁵⁵Mn.
- 4. Espectro de nêutrons calculados em z=0 com 172 grupos de energia com estrutura dado pela tabela 4.1 (pág. 136). O espectro deveria ser normalizado de maneira que a integral seja a unidade:

$$\int_0^\infty \phi(E) dE = 1$$

5. O fluxo de nêutrons em função do tempo após a inserção de um pulso de nêutrons de duração $4\mu s$ de D-D ou D-T nêutrons em z=0. O cálculo do fluxo de nêutrons deveria ser realizado por um período de 20 ms com dois diferentes detectores:

Detector de ${}^{3}\text{He}(n,p)$ detector nos canais experimentais EC6T e EC8R *a*. sem modelar explícitamento os detectores na simulação. Os resultados deveriam ser normalizados para o resultado máximo no canal EC6T.

b. Detector de ²³⁵U(n,f) nos canais experimentais EC1B, EC2B, e EC3B sem modelar explicitamente os detectores na simulação. Os resultados deveriam ser normalizados para o resultado máximo no canal experimental EC1B. Os calculos deveriam ser realizados com intervalo de 10μ s de 0 a 1 ms e com 100μ s, de 1 ms até 20 ms.

6. Parâmetros Cinéticos para as duas configurações:

a. Fator de multiplicação efetivo, k_{eff} .

b. Fator de multiplicação de fonte, k_{src} .

c. Tempo médio de geração, Λ .

d. Tempo de vida dos nêutrons prontos, l_p e tempo médio de vida do nêutron, l.

e. Fração efetiva dos nêutrons atrasados, β_{eff}

4.3 Metodologia

O MCNP5 foi utilizado neste "benchmark". Inicialmente testou-se a biblioteca ENDFB-VII processada no IPEN, porém, a utilização da ENDFB-VI facilitou a intercomparação do k_{eff} com os obtido por outros participantes e foi utilizada no restante do exercício. A biblioteca ENDF/B-VI utilizada no MCNP contem todos os isotópos necessários na análise, com excessão do ²⁰⁷Pb, substituído pelo ²⁰⁴Pb, e do ¹³⁸Ba, substituído pelo Bário natural.

O tempo de cálculo usando o Método Monte Carlo é muito maior em sistemas rápidos comparativamente a sistemas térmicos, pois os nêutrons sofrem, em média, mais colisões antes de serem absorvidos ou escaparem do sistema.

Devido à falta de recursos computacionais, o cálculo da taxa de reação em folhas finas de amostras foi simplificado, não se modelando explicitamente as mesmas e realizando o cálculo da taxa de reação multiplicando o fluxo não pertubado, na posição onde a amostra deveria estar pela secção de choque da mesma. Essa aproximação superestima as taxas de reação pois ignora os efeitos de auto-blindagem (Zweifel, 1960; Martinho et al., 2003). AIEA

Grupo	Energia [MeV]	Gr.	En. [MeV]	Gr.	En. [MeV]	Gr.	En. [MeV]
1	1,96E+01	44	1,50E-02	87	8,32E-06	130	9,10E-07
2	1,73E+01	45	1,11E-02	88	7,52E-06	131	8,60E-07
3	1,49E+01	46	9,12E-03	89	6,16E-06	132	8,50E-07
4	1,38E+01	47	7,47E-03	90	5,35E-06	133	7,90E-07
5	1,16E+01	48	5,53E-03	91	5,04E-06	134	7,80E-07
6	1,00E+01	49	5,00E-03	92	4,13E-06	135	7,05E-07
7	8,19E+00	50	3,53E-03	93	4,00E-06	136	6,25E-07
8	6,70E+00	51	3,35E-03	94	3,38E-06	137	5,40E-07
9	6,07E+00	52	2,25E-03	95	3,30E-06	138	5,00E-07
10	5,49E+00	53	2,03E-03	96	2,77E-06	139	4,85E-07
11	4,49E+00	54	1,51E-03	97	2,72E-06	140	4,33E-07
12	3,68E+00	55	1,43E-03	98	2,60E-06	141	4,00E-07
13	3,01E+00	56	1,23E-03	99	2,55E-06	142	3,91E-07
14	2,47E+00	57	1,01E-03	100	2,36E-06	143	3,50E-07
15	2,23E+00	58	9,14E-04	101	2,13E-06	144	3,20E-07
16	2,02E+00	59	7,49E-04	102	2,10E-06	145	3,15E-07
17	1,65E+00	60	6,77E-04	103	2,02E-06	146	3,00E-07
18	1,35E+00	61	4,54E-04	104	1,93E-06	147	2,80E-07
19	1,22E+00	62	3,72E-04	105	1,84E-06	148	2,48E-07
20	1,11E+00	63	3,04E-04	106	1,76E-06	149	2,20E-07
21	1,00E+00	64	2,04E-04	107	1,67E-06	150	1,89E-07
22	9,07E-01	65	1,49E-04	108	1,59E-06	151	1,80E-07
23	8,21E-01	66	1,37E-04	109	1,50E-06	152	$1,\!60E-07$
24	6,08E-01	67	9,17E-05	110	1,48E-06	153	1,40E-07
25	5,50E-01	68	7,57E-05	111	1,44E-06	154	$1,\!34E-07$
26	4,98E-01	69	6,79E-05	112	1,37E-06	155	$1,\!15E-07$
27	4,50E-01	70	5,56E-05	113	1,34E-06	156	1,00E-07
28	4,08E-01	71	5,16E-05	114	1,30E-06	157	9,50E-08
29	3,02E-01	72	$4,\!83E-05$	115	1,24E-06	158	8,00E-08
30	2,73E-01	73	4,55E-05	116	$1,\!17E-06$	159	7,70E-08
31	2,47E-01	74	4,02E-05	117	$1,\!15E-06$	160	6,70E-08
32	1,83E-01	75	3,73E-05	118	$1,\!12E-06$	161	$5,\!80E-08$
33	1,23E-01	76	3,37E-05	119	1,11E-06	162	5,00E-08
34	1,11E-01	77	3,05E-05	120	1,10E-06	163	4,20E-08
35	8,23E-02	78	2,76E-05	121	1,07E-06	164	3,50E-08
36	6,74E-02	79	2,50E-05	122	1,05E-06	165	3,00E-08
37	5,52E-02	80	2,26E-05	123	1,04E-06	166	2,50E-08
38	4,09E-02	81	1,95E-05	124	1,02E-06	167	2,00E-08
39	3,70E-02	82	1,59E-05	125	9,96E-07	168	1,50E-08
40	2,93E-02	83	1,37E-05	126	9,86E-07	169	1,00E-08
41	2,74E-02	84	1,12E-05	127	9,72E-07	170	6,90E-09
42	2,48E-02	85	9,91E-06	128	9,50E-07	171	5,00E-09
43	1.66E-02	86	9.19E-06	129	9.30E-07	172	3.00E-09

 $Tabela\ 4.1$ - Limite superior dos 172 grupos de energia.

Foi realizado o tratamento das secções de choque para energias térmicas utilizando $S(\alpha, \beta)$ para o polietileno e o grafite (MacFarlane, 1994; Mattes e Keinert, 2005).

O k_{eff} foi calculado pelo modo KCODE do MCNP5, utilizando 500 ciclos de 10000 histórias, enquanto que o β_{eff} e o k_{src} foram calculados segundo as equações 2.3.3.2 e 2.13 respectivamente.

Taxas de reação e espectro foram calculados simulando as fontes de nêutron. A distribuição de fluxo foi calculada usando como estimativa a distância percorrida (Cartões F4:n e FMESH4:N do MCNP), espectros foram calculados utilizando o cartão de segmentação de energia, En, em conjunto com F4. A respostas do detector após um pulso de nêutrons foi realizada através do cartão segmentador de tempo utilizando a técnica de redução de variância de divisão por tempo, onde com o passar do tempo os nêutrons têm suas histórias divididas, com os pesos respectivos diminuídos.

Figuras mostrando a modelagem das configurações podem ser encontrados nas figuras 4.16, 4.17 e 4.18 (páginas 145, 146 e 147, respectivamente). No apêndice A.2 (pág. 246) encontra-se um exemplo da entrada de dados utilizada no MCNP.

Capítulo 4. Cálculos neutrônicos do reator	Yalina Booster no contexto do projeto	o coordenado de pesquisa sobre ADS da
138	AIEA	



Figura 4.6: Foto do sub-arranjo de polietileno, retirado de Bournos et al. (2008).



Figura 4.7: Desenho esquemático da vareta EK-10, com cortes XY e XZ, dimensões em mm, retirado de Bournos et al. (2008).



No lado de trás, os detetores não ultrapassam o polietileno borado ou o acrílico

Figura 4.8: Foto da Yalina Booster exibindo as diferentes zonas, retirado de Bournos et al. (2008).



Figura 4.9: Desenho esquemático com corte XY da configuração 902, dimensões em mm, retirado de Bournos et al. (2008).


AIEA



Figura 4.10: Desenho esquemático com corte XY da configuração 1141, dimensões em mm, retirado de Bournos et al. (2008).



Figura 4.11: Células de ar cilíndrica interno aos canais experimentais da zona térmica (EC5T-EC6T) e da zona do refletor (EC8R), dimensões em mm, retirado de Bournos et al. (2008).



Figura 4.12: Células de ar cilíndrica interno aos canais experimentais da zona rápida (EC1B-EC3B), dimensões em mm, retirado de Bournos et al. (2008).



Figura 4.13: Posição das amostras de 197 Au, 115 In e 55 Mn, nos canais experimentais da região térmica, dimensões em mm, retirado de Bournos et al. (2008).

Capítulo 4. Cálculos neutrônicos do reator Yalina Booster no contexto do projeto coordenado de pesquisa sobre ADS da 144 AIEA



Figura 4.14: Posição das amostras de 197 Au, 115 In e 55 Mn, no canal experimental EC2B, dimensões em mm, retirado de Bournos et al. (2008).



Figura 4.15: Posição das amostras de 115 In no canal experimental EC10R, dimensões em mm, retirado de Bournos et al. (2008).



Figura 4.16: Corte XZ do modelo da configuração 902 e 1141 modelado no MCNP.





 $Figura \ 4.17:$ Corte XY do modelo da configuração 902 modelado no MCNP.



Figura 4.18: Corte XY do modelo da configuração 1141 modelado no MCNP.

Capítulo 4. Cálculos neutrônicos do reator Yalina Booster no contexto do projeto coordenado de pesquisa sobre ADS da

 $AI\!E\!A$

4.4 Resultados

Os principais parâmetros neutrônicos integrais são exibidos na tabela 4.2.

Na figura 4.19 (pág. 151) são exibidos a distribuição da reação ${}^{3}He(n,p)$ no canal experimental 6 localizado na zona térmica, com as fontes DD e DT, para as configurações 902 e 1141.

Nas figuras 4.20, 4.21 e 4.22 são exibidos a distribuição da reação $^{115}In(n,\gamma)$ nos canais experimental 5, 6 e 7 respectivamente, localizados na zona de espectro térmico, com as fontes DD e DT, para as configurações 902 e 1141.

Na figura 4.23 é mostrado a distribuição das taxas de reação na direção axial, através dos valores simulados no canal experimental radial EC10R.

Na figura 4.24 são exibidos a distribuição da reação 235 U(n,f) no canal experimental 2 localizado na zona de espectro rápido, enquanto na figura 4.25 com as fontes DD e DT, para as configurações 902 e 1141.

Na figura 4.26 são exibidos a distribuição da reação $^{197}Au(n,\gamma)$ no canal experimental 6 localizado na zona de espectro térmico.

 $AI\!E\!A$

Parâmetros	Valor	Incerteza	Valor	Incerteza
Neutrônicos		Relativa		Relativa
	config.		config.	
	902 EK-10		1141 EK-10	
k_{eff} (Fonte de Fissão)	0,93697	0,00005	0,98758	0,00005
k_{prompt} (Fonte de Fissão)	0,92995	0,00004	0,98019	0,00010
k_{src} (Fonte DD)	0,98273	0,01	0,99519	0,01
k_{src} (Fonte DT)	0,98910	0,01	0,99698	0,01
tempo médio de geração dos				
nêutrons $[\mu s]$ (Fonte de Fissão)	93.5	1.8	86	2
tempo de vida médio dos				
nêutrons prontos $[\mu s]$ (Fonte de Fissão)	87.6	1.6	85.2	1.7
$\beta_{eff} \ [pcm]$				
(Fonte de Fissão)	749	16	748	15



Figura 4.19: Perfil axial da taxa de reação ${}^{3}He(n,p)$ no canal experimental EC6T



Figura 4.20: Perfil axial da taxa de reação 115 In(n, γ) no canal experimental EC5T



Figura 4.21: Perfil axial da taxa de reação 115 In(n, γ) no canal experimental EC6T



Figura 4.22: Perfil axial da taxa de reação 115 In(n, γ) no canal experimental EC7T



Figura 4.23: Perfil radial da taxa de reação $^{115}In(n,\gamma)$ no canal experimental radial EC10R



Figura 4.24: Perfil axial da taxa de reação 235 U(n,f) no canal experimental EC2B



Figura 4.25: Perfil axial da taxa de reação $^{235}\mathrm{U(n,f)}$ no canal experimental EC6T



Figura 4.26: Perfil axial da taxa de reação 197 Au(n, γ) no canal experimental EC6T

Nas figuras numeradas de 4.27 a 4.33 são mostrados os espectros obtidos para as duas configurações, para as fontes DD e DT nos canais experimentais EC2B e EC6T. Pode-se notar claramente a diferença no espectro entre as zonas térmicas e rápida, de maneira que o fluxo térmico na zona rápida é praticamente inexistente, evidenciando a eficiência da camada absorvedora de nêutrons térmicos. Nota-se também que os nêutrons da fonte DD são praticamente indistinguivéis dos nêutrons de fissão, o que não ocorre com os nêutrons da reação DT.



Figura 4.27: Espectro de nêutrons no canal experimental EC2B, configuração 1141, fonte DD



Figura 4.28: Espectro de nêutrons no canal experimental EC2B, configuração 1141, fonte DT



Figura 4.29: Espectro de nêutrons no canal experimental EC2B, configuração 902, fonte DD



Figura 4.30: Espectro de nêutrons no canal experimental EC2B, configuração 902, fonte DT



 $Figura \ 4.31:$ Espectro de nêutrons no canal experimental EC6T, configuração 1141, fonte DT



Figura 4.32: Espectro de nêutrons no canal experimental EC6T, configuração 902, fonte DT



Figura 4.33: Espectro de nêutrons no canal experimental EC6T, configuração 902, fonte DD

4.5Comparação com resultados obtidos por outros participantes

O relatório final

Em problemas de referência críticos, é muito mais fácil checar se o valor do k_{eff} obtido pela simulação está próximo da criticalidade. Além disto, não foi realizado pelos autores do benchmark uma análise de sensibilidade de quanto as aproximações e incertezas dos valores especificados impactam no valor do fator de multiplicação.

Na figura 4.34 é exibido o valor do fator de multiplicação k_{eff} obtido pelos participantes do *benchmark* para diferentes configurações, este trabalho contribuíu nas configurações 902 e 1141, que correspondem aos dois agrupamentos de pontos à esquerda respectivamente. Os mesmos dados podem ser comparadados através da tabela 4.4.



Yalina Booster configuration

Figura 4.34: Comparação dos resultados obtidos para o k_{eff} para diferentes participantes e métodos de cálculo, para as configurações YB-90-36-10-902, designada neste trabalho de 902, YB-90-36-10-1141, designada neste trabalho de 1141 e YB-36-10, fora do escopo deste trabalho, retirado do benchmark report

Para a comparação entre os fatores de multiplicação de fonte k_{src} , foi notado a mesma têndencia quando comparadado a
o k_{eff} , mais neste caso, acrescenta-se aos fatores provavé
is de discrepância, possíveis definições diferentes de k_{src} usados por cada participante, como

Tabela	4.4 - Compara	ição dos resultados	s de κ_{eff} d	buido pelos	participar	ites	
			Configuração Yalina Booster				
País Participante	Código	Biblioteca		90-3	6-10		
			902		1	1141	
			valor	incerteza	valor	incerteza	
Bielo-Rússia	MCNP4c	ENDF/B-VI.6					
Argentina	MCNP5	ENDF/B-VI.6	$0,\!92956$	0,00010	$0,\!98071$	0,00010	
China	MCNP5	ENDF/B VI.6	$0,\!93139$	0,00009	$0,\!98122$	0,00009	
Sérvia	MCNP51.2	ENDF/B-VI.6	$0,\!93648$	$0,\!00013$	$0,\!97645$	0,00013	
Brasil	MCNP51.4	ENDF/B-VI.6	$0,\!93697$	0,00005	$0,\!98758$	0,00005	
Espanha	MCNPX	ENDF/B-VI	$0,\!93344$	0,00043	$0,\!98376$	0,00043	
Ucrânia	MCNPX2.4	ENDF-B/VI	$0,\!92891$	0,00013	$0,\!97841$	0,00012	
EUA	MCNPX2.6	ENDF/B-VI.6	$0,\!92881$	0,00004	$0,\!97972$	0,00004	
República da Coréia	McCARD	ENDF/B-VII.0	$0,\!93462$	0,00007	0,98660	0,00007	
Índia	ATES3	WIMS	$0,\!9168$		$0,\!9717$		
Itália			0,93141		0,98198		
EUA	ERANOS	ENDF/B-VI.8	$0,\!93231$		0,97223		
EUA	ERANOS	JEF3.1	0,93284		$0,\!97303$		

Tabela 4.4 - Comparação dos resultados de k_{eff} obtido pelos participantes

por exemplo, a diferença entre os resultados obtidos pelo grupo coreano, que concorda com os resultados appresentados neste trabalho para o k_{eff} , mas diverge quanto ao k_{src} . A figura 4.35 ,retirada do *benchmark report*,compara os resultados obtidos pelos participantes.



Figura 4.35: Comparação dos resultados obtidos para o k_{src} para diferentes participantes e métodos de cálculo, para as configurações YB-90-36-10-902, apelidada neste trabalho de 902, YB-90-36-10-1141, apelidada neste trabalho de 902 e YB-36-10, fora do escopo deste trabalho, retirado do *benchmark report*

Na tabela 4.5 podem ser encontrados os valores do fator de multiplicação efetivo β_{eff} calculado pelos diferentes participantes do exercício.

Devido à grande discrepância entre os valores apresentados pelos participantes no cálculo de k_{eff} e k_{src} , uma grande discrepância nas taxas de reação era esperada. Para permitir a comparação da distribuição de taxas de reação, os coordenadores do projeto normalizaram as taxas de reação pelo ponto central, onde se espera o maior valor para as taxas de reação. Na figura 4.36 são exibidos as taxas de reação para a reação $^{235}U(n,\gamma)$ no canal EC2B (configuração 902) e no canal EC6T (configuração 1141), para a fonte DD.

			Configuração Yalina Booster					
Pais Participante	Código	Biblioteca	90-36-10					
			902		1141			
			valor (pcm)	incerteza	valor (pcm)	incerteza		
Argentina	MCNP5	ENDF/B-VI.6	751	14	751	10		
China	MCNP5	ENDF/B VI.6	770		771			
Brasil	MCNP51.4	ENDF/B-VI.6	749	16	748	15		
Ucrânia	MCNPX2.4	ENDF-B/VI	773	28	760	24		
EUA	MCNPX2.6	ENDF/B-VI.6	761		753			
República da Córea	McCARD	ENDF/B-VII.0	721	1	762	4		
Sérvia	MCNP51.2	ENDF/B-VI.6	741	19	698	18		
EUA	ERANOS	ENDF/B-VI.8	761		753			
EUA	ERANOS	JEF3.1	762	2	752	2		

Tabela 4.5 - Comparação dos resultados de β_{eff} obtidos pelos participantes



Figura 4.36: Taxas de reação para a reação 235 U(n, γ) no canal EC2B para a configuração 902 e no canal EC6T para a configuração 1141, em ambos os casos para a fonte DD, retirado do *benchmark report*.

4.6 Comparação com resultados experimentais

A tabela 4.6 compara os valores de k_{eff} obtidos na instalação Yalina-Booster, com os valores obtidos neste trabalho. Nota-se uma grande dispersão nos valores de k_{eff} para medidas realizadas em detectores distintos e utilizando dois métodos de medidas, o do ajuste do decaimento das contagens e o método das áreas. Considerando ambos os métodos o valor médio para o k_{eff} é foi de 0,97519, com um desvio padrão da média de 64 pcm. O valor médio das medidas experimentais para o método do ajuste para a configuração 1141 foi de 0,97439 com um desvio padrão da média de 71 pcm, enquanto o método das áreas forneceu 0,97582 com desvio padrão da média 105 pcm. O valor obtido por este trabalho superestima o valor medido por 1250 pcm.

Estas diferenças podem ser atribuídaa às deficiências na biblioteca ENDFB-VI.8, notadamente para a secção de choque dos isótopos de chumbo e às aproximações e incertezas na especificação técnica na composição e geometria, como por exemplo, assumir o grafite do refletor como sendo 100% carbono, ou assumir a densidade nominal do polietileno, enquanto na realidade, existiam pequenos vazios entre as varetas combustíveis e o bloco de polietileno.

Gohar e Smith (2010) quantificaram os possivéis desvios introduzidos por estas simplificações, porém estes resultados foram divulgados recentemente. Segundo Gohar e Smith, o desvio introduzido por estas simplificações é de cerca de 150 pcm devido às impurezas e 350 pcm devido ao uso da densidade nominal do polietileno.

Neste trabalho, tentou-se manter o mais fiél possível as especificações técnicas fornecidas, de modo que os resultados pudessem ser comparados entre os participantes, uma vez que havia uma expectativa que os coordenadores do exercício quantificassem os desvios introduzidos pelas simplificações na especificação técnica.

A comparação dos valores calculados pelos participantes do CRP das taxas de reação nas folhas de ativação com os dados experimentais medidos não foram realizadas pelos coordenadores do exercício, não sendo possível realizar esta comparação aqui. No entanto, dados foram publicados sobre a comparação entre os dados cálculados com MCNP e medidos (Tesinsky et al., 2011). Neste artigo, as seguintes conclusões foram extraídas: (*i*) com um nível de subcriticalidade medido de 0,98410 \pm 0,00008 as discrepâncias entre os valores experimentais e medidos atinge 20% nas reações nucleares com alto limiar de reação, principalmente na zona *booster*, onde o espectro é mais duro e os dados nucleares em todas as bibliotecas avaliadas utilizadas no estudo ENDFB-6.8, JEFF-3.1.1 e CENDL-3.1 são mais escassos; (*ii*) reações nucleares sem limiar, apresentam boa concordância com os dados experimentais quando a JEFF-3.1.1 foi utilizada, os valores medidos evidenciaram valores incorretos de secção de choque para a reação ¹¹⁵In(n, γ)¹¹⁶In na biblioteca CENDL-3.1; (*iii*) as incertezas experimentais, menores que 4%, não justificam os valores de C/E apresentados.

Em outro trabalho, Talamo et al. (2011) compara as taxas de reação calculadas pelos códigos MCNP, MONK e ERANOS e medidas para a reação 3 He(n,p) nos canais EC3B, EC5T EC6T, com a fonte de fissão espontânea do 252 Cf. Neste trabalhou, Talamo et al. mostrou que os resultados de taxa de reação, para a reação 3 He(n,p), concordam satisfatoriamente os dados experimentais. Além disto, Talamo comparou ainda os resultados obtidos quando não se modela explicitamente os detetores. A figura 4.37, retirada do artigo Talamo et al. (2011), ilustra estes resultados.



Figura 4.37: Taxas de reação para a reação ${}^{3}\text{He}(n,p)$ no canal EC3B, para a configuração 1141. Os valores estão normalizados por nêutron de fonte da fissão do ${}^{252}\text{Cf}$; o tubo do acelerador foi preenchido com um bloco de chumbo; retirado de Talamo et al. (2011).

Tabela 4.6 - Comparação com as medidas experimentais de k_{eff} com os valores obtidos neste trabalho, os valores experimentais marcados com † foram obtidos pelo método do ajuste da inclinação, enquanto os valores marcados com ‡ foram obtidos pelo método das áreas, assumindo $\beta_{eff} = 760$ pcm, dados experimentais retirados de Talamo et al. (2008).

Configuração	Fonte	canal	data	$k_{eff} \exp$.	1σ (pcm)	k_{eff} calc.	1σ (pcm)
902	DD	EC6T	Julho de 2006	0,93401†	220	0,93697	5
				0,93898‡	220		
1141	DD	EC6T	Dezembro de 2007	0,97754†	110	0,98758	5
				0,97956‡	110		
1141	DD	EC8R		0,97107†	140		
				0,97701‡	140		
1141	DD	EC5T	Julho de 2006	$0,97508^{+}$	220		
				0,97395‡	220		
1141	DD	EC6T		0,97475†	200		
				0,97956‡	200		
1141	DD	EC7T		0,97395†	220		
				0,97619‡	220		
1141	DT	EC1B	Fevereiro de 2008	$0,97280^{+}$	480		
				0,97139‡	480		
1141	DT	EC2B		$0,97370^{+}$	410		
				0,97286‡	410		
1141	DT	EC3B		0,97620†	160		
				0,97603‡	160		

4.7 Conclusões

A participação neste exercício permitiu ao IPEN colaborar nos esforços internacionais de pesquisa em ADS na instalação mais importante na atualidade. Métodos de cálculos e de análise dos resultados experimentais foram desenvolvidos pelos participantes do exercício e passarão a fazer parte da metodologia utilizada no IPEN. O grupo do IPEN participou das discussões sobre a análise dos dados experimentais.

Devido a um esforço de salvaguarda, um projeto de conversão da instalação Yalina Booster de HEU para LEU aconteceu durante a realização deste trabalho. Este objetivo foi alcançado pelo grupo americano. Como resultado, não estão previstos mais experimentos na Yalina Booster utilizando varetas combustíveis com HEU, de maneira que os dados analisados durante este CRP foram os únicos obtidos em uma instalação deste tipo.

Os resultados indicaram a dificuldade da realização de cálculos precisos de taxa de reação em amostras pelo MCNP em sistemas subcríticos utilizando as bibliotecas de dados avaliados atuais, sendo a dificuldade mais pronuciada para cálculos com nêutrons de alta energia. Melhorias devem ser introduzidos nas bibliotecas para obtenção do valor das taxas de reação dependentes da energia de maneira confiável.

Uma sugestão aos coordenadores deste exercício é fornecer uma entrada de dados padrão para MCNP ou outo código, assim como as incertezas e imprecisões do modelo geométrico e material utilizado, como é feito pelos *benchmarks* do *International Reactor Physics Evaluation Project* e pelo *International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project*, de forma que futuras análises, utilizando novos dados nucleares avaliados possam ser realizadas.

Capítulo 4. Cálculos neutrônicos do reator Yalina Booster no contexto do projeto coordenado de pesquisa sobre ADS da 170

Capítulo 5_____

Validação da metodologia de queima

A validação de metodologias, que determinam a evolução temporal das concentrações do combustível nuclear acopladas ao transporte de nêutrons, têm sido feita através de intercomparações de cálculos realizados por instituições independentemente, uma vez que os dados experimentais são escassos e de díficil acesso (DeHart et al., 1996).

Para validação da metodologia de queima, decidiu-se reproduzir o exercício de cálculo proposta pela NEA em 1999 (NEA/NSC, 2001).

Em 1999, no escopo do Comitê de Ciência Nuclear da Agência de Energia Nuclear da Organização para a Cooperação e Desenvolvimento Econômico (OECD), foi proposto um exercício internacional de cálculo para um ADS. O ADS escolhido foi um refrigerado por chumbo-bismuto Eutético, acionado por protóns de 1 GeV. Tal reator operaria como um incinerador de TRU em um cenário de ciclo de combustível com dois estratos, um composto por LWR e outro por icineradores (Takano et al., 2000; Warin, 2010).

Sete organizações de diferentes países participaram do exercício, utilizando tanto o Método de Monte Carlo tanto métodos determinísticos e diferentes bibliotecas. Várias discrepâncias foram encontradas, indicando a necessidade de se continuar melhorando as metodologias de cálculo e as bibliotecas nucleares.

Na figura 5.1 é mostrada a descrição geométrica do exercício.

Neste trabalho foi utilizado somente a biblioteca ENDFB-VI, com excessão dos isótopos de cúrio cujas secções de choque foram provenientes do JEF2.2, e também da ENDFB-VII.0. Na figura 5.2, retirado do relatório final, são exibidas as bibliotecas básicas utilizadas e os sistemas de códigos utilizados por cada participante.

As bibliotecas fornecidas com o MCB possuem um kerma para nêutrons modificadas,



Figura 5.1: Modelo R-Z do ADS icinerador do exercício do NEA/NSC(2001)13

de forma a incluir a contribuição dos raios gamas na deposição de energia dos nêutrons. Ao utilizar a ENDFB-VII, fornecida juntamente com o MCNP5.1.5, ajustes tiveram que ser feitos nas nomenclaturas atribuídas aos nuclideos meta-estavéis, assim como, ao simular com a ENDF-B/VII, a potência deveria ser reduzida para compensar a energia dos raios- γ que não estavam sendo levados em consideração no cálculo de transporte.

A região com combustível nuclear foi dividida em 25 zonas para o cálculo de secções de choque e cálculos de transmutação. As figuras 5.3 e 5.4 mostram os cortes XZ e XY do modelo criado no MCNP5.

Na tabela 5.2, também retirada do relatório final, são exibidos alguns dos principais resultados obtidos por cada participante. Nota-se uma grande discrepância entre os resultados obtidos pelos participantes em parâmetros integrais como k_{eff} . Uma das conclusões deste relatório foi que era necessário maior investigação das bibliotecas de dados nucleares para que as mesmas pudessem oferecer resultados confiavéis para ADS. Resultados obtidos

Organisation (country)	Basic data libraries	Codes/code systems
ANL	ENDF/B-VI	MC ² -2
(USA)	ENDF/B-V (lumped fission products)	TWODANT
		REBUS-3
CIEMAT	JENDL-3.2	EVOLCODE system
(Spain)	EAF-3.1 (burn-up)	(NJOY, MCNP-4B, ORIGEN-2.1)
	ENDF/B-VI (fission yields)	
KAERI	JEF-2.2	TRANSX-2.15 and TWODANT
(Korea)	JENDL-3.2 (Pb _{nat} , ^{242m} Am)	DIF3D-7.0
	· · · · · ·	REBUS-3
PSI/CEA	JEF-2.2 (based ERALIB1)	ERANOS
(Switzerland/France)		ORIHET (activity and decay heat)
JAERI	JENDL-3.2	ATRAS
(Japan)		(SCALE, TWODANT, BURNER,
		ORIGEN-2)
RIT	JEF-2.2	NJOY, MCNP-4B, MCB (burn-up)
(Sweden)		ORIGEN-2
SCK•CEN	JEF-2.2 (except for Pb and ²³³ U which	NJOY97.95, MCNP-4B,
(Belgium)	are from ENDF/B-VI)	ORIGEN-2, BATEMAN2

Figura 5.2: Participantes, Códigos e Bibiotecas NEA2001



Figura 5.3: Corte XZ do modelo MCNP do *benchmark* NEA/NSC(2001)13, com as zonas homogeneas para o cálculo de queima, o refletor de Chumbo-Bismuto (azul), o tubo do acelerado (branco) e alvo de *spallation* rosa

pelo Instituto de Tecnologia Real da Suécia (RIT), com um sistema que viria a dar origem ao MCB, mostram que as 3 bibliotecas de dados nucleares avaliados disponivéis à época levaram a fatores de multiplicação bastante diversos, mesmo usando o mesmo código para



Figura 5.4: Corte XY do modelo MCNP do *benchmark* NEA/NSC(2001)13, com as zonas homogeneas para o cálculo de queima

análise (NEA/NSC, 2001).

Este resultado corroborou para que iniciativas importantes fossem realizadas, como a medição de secção de choque para nêutrons pelo programa n-TOF (Borcea et al., 2003; Abbondanno e Aerts, 2005) e a criação de uma base de dados de testes voltadas para ADS e reatores inovadores (Aldama e Nichols, 2008).

Demonstern	Organisation						
rarameters	ANL	CIEMAT	KAERI	PSI/CEA	JAERI	RIT*	SCK•CEN
Library used	ENDF/B-VI	JENDL-3.2	JEF-2.2	JEF-2.2	JENDL-3.2	JEF-2.2	JEF-2.2
k _{eff} at BOL	0.98554	0.9570	0.94546	0.94795	0.9650	0.9590	0.9590
Production to absorption ratio	1.307	1.245	1.226	1.228	1.253	1.220	1.241
Burn-up after 5 cycles (GWd/t _{HM})	175.4	185.7	185.7	185.7	187.3	185.7	185.8
Source strength (n/s) BOL EOL	6.10E17 4.12E18	1.65E18 3.51E18	4.11E18 7.33E18	2.26E18 3.96E18	1.25E18 2.88E18	2.54E18 4.83E18	2.29E18 4.54E18
Coolant void reactivity at BOL/EOL (pcm) $k_{eff}^{voided} - k_{eff}^{ref}$	3 161/2 433	3 905/3 214	3 687/2 596	2 870/1 655	3 813/3 048	2 904/1 863	2 896/1 681
$\frac{\left(k_{eff}^{voided} - k_{eff}^{ref}\right)}{k_{eff}^{ref}}$	3 205/2 655	4 078/3 389	3 899/2 866	3 127/1 868	3 952/3 297	3 025/2 020	3 020/1 832
Fuel Doppler effect BOL/EOL (pcm) $\frac{k_{eff}^{980K} - k_{eff}^{1580K}}{k_{eff}^{980K} \cdot k_{eff}^{1580K}}$	0/13	38.2/323.7	16.5/27.2	6.2/12.4	20.2/31.9	48/53	11/48
$\beta_{\rm eff}$ at BOL (pcm)	156	246	-	184.0	173.5	195	_
Median energy of neutron spectrum (keV)	210	212	222	214	162	220	220

* RIT supplementary results: k_{eff} (BOL) using JENDL-3.2: 0.962 k_{eff} (BOL) using ENDF/B-VI: 0.998

Resumo dos resultados obtidos pelos participantes do exercício de cálculo, retirado de NEA/NSC(2001)13

5.1 Resultados

Na tabela 5.1 são exibidos os fatores de multiplicação e a fonte de nêutrons no ínicio e no final do ciclo simulado. Para efeito de comparação, estão exibidos os resultados obtidos por *Argonne National Laboratory* (ANL), que utilizou a mesma biblioteca, com excessão dos isótopos de cúrio.

Os resultados obtidos são consistentes com os resultados obtidos por ANL. A diferença encontrada também é consistente com a análise de sensibilidade realizada em NEA/NSC(2001)13. Nesta análise utilizou-se a ENDFB-VI como refêrencia e secção de choque cada nuclídeo foi substituída pela secção de choque proveniente da JEFF-2.2 e JENDL-3.2. A diferença em utilizar JEFF-2.2 para os isotópos de cúrio foi de +875 pcm. Portanto, estima-se uma diferença de cerca de -500 pcm entre a metodologia empregada neste trabalho e a utilizada por ANL em 2001. Esta diferença traz os resultados obtidos com a biblioteca ENDFB-VI mais próximo dos obtidos pelos outros participantes utilizando outras bibliotecas e códigos. Os valores obtidos pela ENDFB-VII diferem consideravelmente daqueles obtidos pela ENDFB-VI, mas aproximam-se bastante do obtidos pelas outras bibliotecas. Nota-se, com a evolução das bibliotecas, uma maior concordância entre as mesmas nos cálculos de parâmetros integrais.

	BOL	EOL	ANL EOL	ANL EOF
k_{eff}	0,98932	$0,\!90952$	$0,\!98554$	0,91654
k_{src}	$0,\!98954$	0,87018	-	-
Fonte $[n/s]$	2,46E+017	4,16E+018	1,39E+018	3,18E+018

Tabela 5.1 - Fatores de Multiplicação e Intensidade da Fonte

Na figura 5.5 são apresentadas as evoluções dos fatores de multiplicação de fonte e efetivo durante a queima. Note a grande discrepância entre os valores obtidos por duas versões da biblioteca de dados ENDF/B, a versão ENDF/B-VI.6 e ENDF/B-VII.0. A simulação com a ENDF/B-VI.6 foi realizada com menos partículas (1000) por ciclo de queima devido ao fato da simulação ter sido realizado em um computador pessoal, isso explica as oscilações nos valores de k_{eff} . A simulação com a biblioteca ENDF/B-VII foi realizada no *cluster* Silicon Graphics do CEN-IPEN, utilizando 7 nós com 35 processos MPI.

Na tabela 5.2 são exibidos as concentrações obtidas ao final do ciclo de 5 anos e as obtidas por ANL para comparação. Obteve-se uma concordância melhor que 2% ao final do ciclo nos nuclídeos mais importantes.

Na figura 5.6 é exibido a evolução da massa dos actinídeos durante a queima, os gráficos foram realizados a partir dos resultados obtidos com a ENDFB-VII.

A tabela 5.3 compara as massas ao final do ciclo utilizando ENDF/B-VI e ENDF/B-VII, embora fosse esperado que a massa obtida pela ENDF/B-VII fosse ligeiramente menor, devido ao cálculo não levar em consideração o aquecimento devido aos raios- γ , essa diferença não é uniforme quando se observa diferentes nuclídeos, evidenciando a diferença entre as bibliotecas.



Figura 5.5: Fatores de multiplicação durante a queima



Figura 5.6: Evolução temporal das concentrações de actinídeos durante o período de irradiação
Tabela 5.2 - Massa e Concentrações Principais Actinídeos, obtidos com ENDF/B-VI

	Massa EOL	Concentração EOL ANL Concentração	
	[g]	$[{ m \acute{a}tomos}~({ m barn.cm})^{-1}]$	$[{ m \acute{a}tomos}~({ m barn.cm})^{-1}]$
U235	$330,\!85$	3,35E-07	3,376E-07
Np237	2,71E+005	2,72E-04	2,695 E-07
Pu239	3,00E+005	2,98E-04	3,025E-04
Pu240	2,68E + 005	2,65E-04	2,639E-04

Tabela~5.3- Massa Principais Actinídeos, comparação ENDF/B-VI e ENDF/B-VII

	Massa EOL ENDF/B-VI	Massa EOL ENDF/B-VII	B-VI/B-VII
	[g]	[g]	
U235	$330,\!85$	313,04	1,057
Np237	2,71E+05	$2,5480 \text{E}{+}05$	1,063
Pu239	$3,00E{+}05$	2,8979E+05	1,035
Pu240	$2,\!68\mathrm{E}{+}05$	2,6377E+05	1,016

5.2 Conclusões

A metodologia de cálculo de sistemas subcríticos acionados por fonte acoplado com as equações de decaimento e transmutação utilizando o código MCB5 foi implementada e validada através da reprodução de um exercício de cálculo internacional para ADS. Observa-se claramente a forte dependência dos resultados obtidos com as bibliotecas de dados nucleares utilizados.

O volume das zonas em que as concentrações dos nuclídeos evoluem homogeneamente foi escolhido de maneira similar ao que foi realizado pelos participantes do exercício de cálculo (NEA/NSC, 2001) que utilizaram o método de Monte Carlo. Um estudo de sensibilidade sobre a influência do tamanho destes volumes no cálculo de grandezas integrais ainda necessita ser feito como trabalho futuro.

Quando utilizamos as mesmas bibliotecas de dados, os resultados foram próximos àqueles produzidos pelos participantes do exercício de cálculo.

Para a correta normalização da potência, utilizando as bibliotecas de dados atuais, um cálculo auxiliar para determinar a deposição de energia devido aos raios- γ faz-se necessário. Caso este estudo não seja realizado, a potência e o fluxo de nêutrons serão sobreestimados em cerca de ~ 5%.

Fica evidente a necessidade de melhoria dos dados nucleares para que o projeto destes sistemas nucleares inovadores possam ser realizados. $Capítulo \ 5. \ Validação \ da metodologia \ de queima$

Capítulo 6_____

Comparação Híbrido Fissão-Fusão com ADS

Embora a fissão nuclear seja uma tecnologia madura para a geração nucleoelétrica, a fusão nuclear é uma grande aposta para a geração de energia para os próximos séculos.

O ITER está sendo planejado para provar tecnológicamente a capacidade de confinar o plasma e produzir mais energia do que se consome para aquecê-lo. O ITER está sendo construído em Cadarache, no sul da França e espera-se que esteja em operação por volta de 2030.

Um reator de fusão é, em última instância, uma máquina térmica, onde a energia liberada na fusão, majoritariamente na forma de energia cinética dos nêutrons, é depositada no meio, que aquece um fluído de trabalho que irá produzir vapor para movimentar uma turbina que produz energia elétrica.

Atualmente não foi construído nenhum reator de fusão que produza mais energia do que a necessária para induzir a fusão. Um reator de fusão não é nada mais do que uma fonte de nêutrons, que interagem em um cobertor (*"blanket"*) de lítio para depositar energia. Nesta reação trítio pode ser produzido, através de uma reação de captura com lítio (eq. 6.1 e 6.2). É possível incluir transurânicos no cobertor, e utilizar a fissão para amplificar os nêutrons de fusão e queimar transurânicos por fissão, reduzindo tanto o volume quanto sua radiotoxidade.

$${}_{3}^{6}Li + n \rightarrow {}_{2}^{4}He + (2,05MeV) + {}_{1}^{3}H + (2,75\ MeV)$$

$$(6.1)$$

$${}_{3}^{7}Li + n \rightarrow {}_{2}^{4}He + {}_{1}^{3}H + n(-2, 466 \ MeV)$$
(6.2)

Por esta razão, a sinergia entre os reatores de fusão e fusão parece óbvia, enquanto um produz energia eficientemente, o outro produz nêutrons que incinera os rejeitos da outra. O sistema que combina a geração de nêutrons em um plasma aquecido de deutério e trítio confinados por um tokamak, com a produção de energia em um cerne subcrítico é conhecido come reator híbrido fusão-fissão (HFF), ou ainda *Fusion Driven Systems* (FDS), em analogia aos ADS (Gerstner, Gerstner).

Enquanto a reação (n,α) libera a energia de 4,8 MeV e desaparece com um nêutron do sistema, a reação de fissão produz cerca de 200 MeV e 2 a 3 nêutrons, de forma que o número de nêutrons de fusão é amplificado pela razão $1/(1 - k_{eff})$.

Embora exista um grande desafio tecnológico para que um sistema destes possa ser construído, muitos pesquisadores estão realizando pesquisas conceituais sobre assunto, sobretudo porque a geração elétrica pela fusão pura (sem fissão) parace muito distante, enquanto o inventário de TRU e LLFP continua a aumentar.

A despeito da fonte de nêutrons, um reator híbrido fusão-fissão e um ADS, descrito nos capítulos anteriores são muito similares no príncipio de prover um sistema subcrítico com uma fonte externa de nêutrons.

Este trabalho, pretende utilizar figuras de mérito e comparar dois sistemas híbridos (ADS e HFF) utilizando combustíveis similares, de forma que as performances destes sistemas quanto à capacidade de transmutação, sejam investigadas.

6.1 Figuras de Mérito

A comparação entre dois tipos de sistemas acionados por fontes externas de nêutrons, notadamente os ADS e os reatores híbridos fusão-fissão, pode ser realizada observando-se os seguientes critérios, conforme sugere Salvatores (2009):

- A energia gasta para abastecer o sistema subcrítico: medida do custo da fonte externa de nêutrons.
- Características neutrônicas do sistema subcrítico: compara potenciais de transmutação, o balanço de nêutrons e o controle de reatividade de cada sistema.

6.1.1 "Custo" das fontes externas de nêutrons

Esta subsessão tem por objetivo introduzir a figura de mérito que quantifica o custo de geração dos nêutrons de fonte. Para tanto será utilizada a fração da energia total do

sistema necessária para produzir este nêutron.

Este parâmetro pode ser estimado pela potência necessária para abastecer o sistema subcrítico e depende fortemente do nível de subcriticalidade. Para um reator com fonte de fusão este parâmetro pode ser escrito como sendo aproximadamente (Stacey, 2007):

$$W_{fusão} \approx \nu \times \frac{E_{fusão}}{E_{fissão}} \times \frac{1 - k_{eff}}{k_{eff}} \times W, \tag{6.3}$$

onde ν é o número médio de nêutrons emitido por fissão (~ 2 - 3), $E_{fissão}$ é a energia média emitida por fissão (~ 200MeV), $E_{fusão}$ é a energia emitida na fusão (= 17, 6MeV) e W é a potência do sistema subcrítico.

A equação 6.3 pode ser mais precisa se introduzirmos um fator α_w para levar em consideração as perdas de nêutrons na interface entre o cerne de fusão e o cerne de fissão, levando em consideração as perdas nos materiais estruturais e na reação com o cobertor de lítio, para manter a fração entre o trítio produzido e o consumido maior que 1. A fração m, ou $\frac{1}{Q}$, de eletricidade consumida e a energia gerada pela fonte de fissão também deve ser levada em consideração (Slessarev e Bokov, 2003), esta relacionado com o ganho do reator de fusão.

$$\frac{W_{fusão}}{W} \approx \nu \times \frac{E_{fusão}}{E_{fissão}} \times \frac{1 - k_{eff}}{k_{eff}} \times m \times \alpha_w, \tag{6.4}$$

Para os ADS, podemos escrever:

$$\frac{W_{ads}}{W} \approx \frac{1}{n_a n_e} \frac{\nu}{Z} \times \frac{E_p}{E_{fiss\tilde{a}o}} \times \frac{1 - k_{eff}}{k_{eff}},\tag{6.5}$$

onde n_a e n_e são as eficiências do acelerador e da geração elétrica, da ordem de 0,4; Z é o número de nêutrons de *spallation* por próton do acelerador; E_p é a energia do próton (~ 1GeV).

Finalmente, podemos melhorar as equações 6.4 e 6.5 considerando que os nêutrons de cada fonte se inserem no núcleo de fissão em diferentes pontos do espaço de fase e portanto com capacidade de alimentar a reação em cadeia diversa dos nêutrons de fissão. É possível quantificar esta diferença através da importância relativa integral φ^* das fontes de nêutrons, conforme proposto por Gandini (2002):

$$\varphi^* = \frac{\langle \phi^*, S \rangle}{\langle S \rangle} \frac{\langle \phi^*, F \phi_s \rangle}{\langle F \phi_s \rangle},\tag{6.6}$$

ou ainda:

$$\varphi^* = \frac{\left(\frac{1}{K_{eff}} - 1\right)}{\left(\frac{1}{k_{src}} - 1\right)}.$$
(6.7)

Observe que o fator de multiplicação efetivo foi utilizado na equação 6.7 está escrito com K maiúscula pois este possui uma definição diferente, porém próxima, da definição usual de k_{eff} , pois em sua definição aparece o fluxo ϕ_s solução da equação não-homogênea conforme a equação abaixo:

$$K_{eff} = \frac{\langle \phi_0^*, F \phi_s \rangle}{\langle \phi_0^*, A \phi_s \rangle},\tag{6.8}$$

onde ϕ_0^* é a solução da equação adjunta homogênea. Embora as definições precisas de K_{eff} e k_{eff} sejam diferentes, deste ponto em diante será feita a aproximação $K_{eff} = k_{eff}$ e será adotado a notação com k minúsculo.

Finalmente, as duas relações que devem ser comparadas para comparar o custo relativo a energia total gerada pelo sistema para se gerar os nêutrons nos dois sistemas são:

$$\frac{W_{fusão}}{W} \approx \nu \times \frac{E_{fusão}}{E_{fissão}} \times \frac{1 - k_{eff}}{k_{eff}} \times m \times \alpha_w \times \frac{1}{\varphi *}, \tag{6.9}$$

е

$$\frac{W_{ads}}{W} \approx \frac{1}{n_a n_e} \frac{\nu}{Z} \times \frac{E_p}{E_{fiss\tilde{a}o}} \times \frac{1 - k_{eff}}{k_{eff}} \times \frac{1}{\varphi^*}.$$
(6.10)

Neste trabalho, as grandezas k_{eff} , k_{src} , $\varphi^*_{fusão}$, $\varphi^*_{spallation}$ e α_w foram estimadas na comparação entre dois sistemas utilizando o mesmo tipo de combustível nuclear. Outras grandezas foram assumidas ou parametrizadas para avaliar o "custo" dos nêutrons de *spallation* e de um tokamak.

6.1.2 Potêncial de transmutação e balanço de nêutrons

Para um sistema transmutador dedicado, é esperado que o sistema consuma a máxima quantidade de TRU ou MA, dependendo da estratégia adotada. Transmutar significa essencialmente fissionar. Desta maneira, para comparar a eficiência da transmutação, devemos fazê-la com o sistema a uma mesma densidade de potência. Mais importânte que a taxa de fissão é estabelecer quais nuclídeos estão sendo majoritariamente fissionados, pois não faz sentido construir um transmutador dedicado que só fissione nuclídeos físseis com 235 U e 239 Pu, pois estes poderiam ser facilmente utilizados como combustíveis de reatores críticos, térmicos ou rápidos.

Uma vez que um grama de MA fissionado produz aproximadamente 1 MW.d, a massa total do nuclídeo i (em quilos) queimada por fissão é dada por:

$$M_{F,i} \simeq \frac{y}{f_i} \times W \times 365 \times 10^{-3},$$
(6.11)

onde y é o fator de carga; f_i é a fração do isótopo i fissionada entre todos os isótopos do reator, e W é a potência de operação.

A massa total consumida por fissão e captura é dada por:

$$M_{Tot,i} = M_{F,i} \times (1 + \alpha_i), \tag{6.12}$$

onde α_i é a razão entre a taxa de captura radioativa e fissão. Pode-se definir a efetividade da transmutação do isótopo *i* como:

$$tef_i = 1 - \frac{M_{Tot,i}}{M_{E,i}},$$
 (6.13)

de forma que o desejável é tef mais próximo de zero quanto possível, uma vez que a produção de MA de massa maior é altamente indesejável em um sistema que tenha por objetivo a destruição dos TRU.

Embora um alvo de *spallation* e um tokamak produzam nêutrons com espectro e importâncias distintas, os nêutrons de fontes perdem sua memória após alguns livres caminhos médios, além disso, a maioria dos nêutrons do sistema são nêutrons de fissão se $k_{eff} \sim 0,95$. Portando, o potêncial de transmutação dos nêutrons de fonte está mais fortemente relacionado com a configuração do núcleo subcrítico do que com o tipo de fonte de nêutrons.

A efetividade de transmutação é uma figura de mérito interessante para comparar sistemas subcríticos diversos, como refrigerados à sódio, chumbo-bismuto, hélio, etc. Neste trabalho, os valores de tef_i e α_i não serão utilizados como figura de mérito, pois ambos conceitos foram baseados no mesmo tipo de combustível.

6.2 Reatores Subcríticos Refrigerados à Gás

Esta sendo desenvolvido no Institudo de Tecnologia da Geórgia, Atlanta, EUA (GeorgiaTech) o conceito de um reator subcritico rápido, refrigerado a Hélio, com combustível predominantemente de transurânicos, provenientes dos combustíveis irradiados de reatores de água leve, acionado por uma fonte de nêutrons de fusão, geradas pela reação D - T em um tokamak (Stacey et al., 2005, 2002; Stacey, 2001, 2009a,b; Stacey et al., 2008).

Sob influência destes trabalhos, foi proposta, em colaboração com Argonne National Laboratory, a comparação entre este sistema acionados por tokamak, com um reator similar no que concerne a tipo de combustível, refrigerante e materiais, porém acionados neutrôns provenientes da reação de "spallation", produzidos por um feixe de prótons em um alvo de Chumbo. Este trabalho foi realizado sob supervisão parcial do Dr. Yousry Gohar, que havia trabalhado em um conceito de um tokamak com um cobertor de sal fundido de TRU, como alternativa à um repositório geológico (Gohar, 2000).

Os reatores foram modelados no MCB5 e foi simulado um ciclo de combustível até o equilíbrio.

O reator com fonte de fussão utiliza uma configuração inspirado na proposta de Stacey, com 245 elementos combustivéis disposto no entorno de um tokamak, conforme mostrado na figura 6.1, onde um quarto de um corte XY é exibido. A figura 6.2 mostra um corte XZ do reator a fusão.



Figura 6.1: Visão XY de um quarto do conceito de um GCSFR acionado por um tokamak.

Para o ADS, uma região vazia foi criada entre 72 EC para acomodar o alvo de spallation



Figura 6.2: Visão XZ do GCSFR acionado pela fonte de fusão.

e o tubo do acelerador com feixe de prótons de 1 GeV. Blocos refletores de Ba_2Pb com as mesmas dimensões dos EC foram utilizados para melhorar a eficiência neutrônica. A figura 6.3 mostra um corte XY do ADS proposto enquanto a figura 6.4 mostra um corte XZ.

Os EC são compostos por 384 varetas combustíveis encamisadas, preenchidas por uma matriz de carbeto de sílicio com partículas combustíveis dispersas. As partículas (TRISO) foram projetadas para resistirem a uma alta queima de extração sem falhar. A região mais interna da pastilha é composta por óxido de actinídeos com alta concentração de Pu e outros MA. A região que envolve o cerne das partículas combustível é composta por carbeto de sílicio de baixa densidade, tendo como finalidade suportar a compressão causada pela liberação de gases durante a queima (produtos de fissão e oxigênio do combustível fissionado). A terceira camada é composta por uma camada resistente de carbeto de sílicio, com a finalidade de suportar a enorme pressão que se forma nas camadas internas após a queima com a liberação de gases no interior do combustível, como ilustrado pela figura 6.5. A figura 6.6 mostra um corte de uma vareta em detalhe, a figura 6.7 mostra como as varetas estão arranjadas no EC e por fim a figura 6.8 ilustra o EC completo, todas estas figuras foram produzidas a partir do modelo MCB/MCNP.



Figura 6.3: Visão XY do GCSFR acionado por uma acelerador.



Figura~6.4:Visão XZ do GCSFR acionado por uma acelerador.



Figura 6.5: Partículas combustível TRISO na matriz de SiC.



Figura 6.6: Detalhe de uma vareta combustível.



Figura 6.7: Detalhe das varetas no EC.



Figura~6.8: Elemento combustível.

6.3 Resultados dos cálculos neutrônicos

A variação do valor do k_{eff} no início do ciclo com a fração de plutônio e neptúneo foi avaliada para a proposta para determinar as densidades necessárias para os combustíveis em cada sistema. Os valores obtidos encontram-se na figura 6.9.



Figura 6.9: Variação do valor do k_{eff} no início do ciclo com a fração de Plutônio e Neptúneo no conceito com fonte de fusão.

Comparam-se o aproveitamento do combustível, a intensidade das fontes ao longo do ciclo necessárias para manter constante a potência, as distribuições de fluxo e a densidades dos nuclídeos ao final do ciclo.

Ainda será análisado danos de radiação através do cálculo do número de dpa nos materiais e a produção de gás no interior do combustível.

Na figura 6.10 pode-se observar a evolução dos fatores de multiplicação k_{eff} e k_{src} durante o ciclo para o reator híbrido Fissão-Fusão. As discontinuidades na curva nos pontos devem-se ao reabastecimento e rearranjo dos elementos combustíveis.

Na figura 6.11 são mostrados os fatores de multiplicação para o reator com a fonte de *spallation*. Nota-se que, para este reator, o valor de k_{eff} e k_{src} estão bem mais próximos. Isso indica uma maior eficiência na multiplicação dos nêutrons. Supõe-se que essa maior eficiência deve-se principalmente a fatores geométricos.



Figura 6.10: fatores de multiplição - fusão



Figura 6.11: fatores de multiplição - ads

Nas figuras 6.12 e 6.13 são mostrados os valores das funções importâncias em função do tempo para o ADS e o reator fusão-fissão. Nota-se que a importância dos nêutrons de *spallation* é duas vezes maior que as importâncias do reator com fonte de fusão.

Um resumo da evolução das concentrações no reator Fissão-Fusão é apresentada na figura 6.14, onde a massa de Actinídeos é comparada com a massa de produtos de fissão durante o ciclo de 5 anos.

Na figura 6.15, ainda para o reator fusão-fissão, é exibido uma distribuição do fluxo de nêutrons por nêutron de fonte. Observa-se um fator de pico de aproximadamente 2. Este fator de pico deve ser atenuado na evolução deste conceito.

6.3.1 Custo do nêutron em cada sistema

Considerando as equações 6.10 e 6.9 e os parâmetros neutrônicos dos reatores estudados pode-se estimar o custo da fonte em termos da fração da energia gerada. Como os parâmetros neutrônicos variam ao longo do tempo, devido queima e ao reabastecimento, consideraram-se os parâmetros médios na métade do último ciclo, uma vez que considerouse que estes reatores tivessem atingindo o equilíbrio.

Para o caso do ADS, estimou-se o custo da fonte em 0,8% da energia gerada, enquanto que para a fonte de fusão, estimou-se em 0,5% dividido pela amplificação de energia do tokamak. Para comparação, no projeto do ITER, se espera que a amplificação seja de no mínimo 10. O toro experimental europeu JET, que já foi construído, atingiu um valor de Q máximo de 0,7. Neste caso o valor do *custo* do nêutron seria de aproximadamente 1,1%.

Desta análise, conclui-se que atualmente aceleradores são as melhores fontes para transmutação de MA. Porém, caso a tecnologia de fusão atinga um avanço (Q > 2), a transmutação utilizando reatores híbridos fusão-fissão passará a ser muito mais eficiente. É bom ressaltar que nesta análise, desconsideraram-se os custos de capital e de P&D.



Figura 6.12: Parâmetro importância do nêutron - ads



Figura 6.13: Parâmetro importância do Nêutron - fusão



Figura 6.14: Massa de Actinideos e produtos de fissão - fusão



Figura 6.15: Distribuição de fluxos

6.4 Análise termoluidodinâmica¹

Foi realizada a análise termoluidodinâmica do canal quente. O objetivo da análise foi determinar a vazão necessária para retirar o calor produzido na vareta combustível do GCFR e analisar a influência de três modelos de turbulência (*Eddy Viscosity Transport Equation, Standard e SSG Reynolds Stress*). O código ANSYS-CFX foi utilizado como ferramenta de análise CFD.

As temperaturas de fusão do óxido de TRU, do carbeto de sílicio e do aço do encamisamento (HT-9) são 2000, 2700 e 1450 Celsius, respectivamente. No entanto, a temperatura limitante é de 565 ^oC, que corresponde a temperatura de *creeping* do HT-9.

A figura 6.16 mostra um diagrama esquemático do canal de refrigeração e da simetria utilizados na análise termofluidodinâmica.



Figura 6.16: a) Varetas combustíveis em arranjo periódico, b) canal de refigeração c) dimensões do canal d) simetria utilizada no cálculo.

Um modelo tridimensional foi construído a partir da figura 6.16 utilizando método do volume finito com elementos hexaédricos estruturados, na simulação final utilizou-se uma malha de 3 milhões de elementos e estudou-se o efeito da malha nos resultados da análise

¹ Este trabalho foi elaborado em colaboração com o grupo de análises térmicas do CEN, especialmente do doutorando Gabriel Angelo, sendo que a contribuição do autor desta tese foi fornecer o termo de geração de calor.

com simulações intermediárias com 750 mil e 200 mil elementos. As equações consideravam a conservação de massa, momento e energia.

O hélio foi considerado um gás ideal e o sistema em estado estacionário. Uma aproximação de transferência de calor por filme fino estático foi realizada na interface entre o encamisamento e o refrigerante.

O termo médio de geração de calor no reator com fonte de fusão é de $43, 3MW/m^3$. A partir da distribuição de fluxo calculada com o MCB, encontrou-se um fator de pico de 1,96.

Na figura 6.17, é exibido a distribuição de temperaturas no canal e na figura 6.18, a temperatura de "creeping" no revestimento é análisada em função do número de Reynolds (neste caso diretamente proporcional à vazão) (Garner e Puigh, 1991).

6.5 Conclusões parciais

Seção 6.5. Conclusões parciais

A metodologia de cálculo implementada por esta tese foi aplicada no estudo de reatores inovadores subcríticos, tendo sido utilizada para na análise neutrônica acoplada com cálculos de decaimento e transmutação.

Aplicou-se a figura de mérito proposta por Salvatores (2009) para comparar as eficiências dos reatores subcríticos utilizados com fontes de nêutrons distintas.

Essa análise mostrou que, atualmente, os ADS são a melhor escolha para a transmutação em sistemas subcríticos, mas fica evidente que a tecnologia de fusão é promissora para fornecer nêutrons para a transmutação e geração de energia. Os requisitos de amplificação e intensidade da fonte de nêutrons do ITER superam as necessidades que um trasmutador dedicado fissão-fusão necessitaria ter.

A análise térmica e fluidodinâmica dos reatores refrigerados à gás foi realizada com sucesso, de maneira que os resultados, utilizando uma ferramenta de análise mais sofisticada, confirmam os cálculos preliminares realizados pelo grupo do Georgia Tech sobre a viabilidade de refrigerar estes reatores.



Figura 6.17: Distribuição de temperaturas



Figura 6.18: Temperaturas em função de Reynolds (Vazão), o limite $\theta_c = 1$ corresponde ao limite operacional e forne a vazão mínima necessária para a operação do sistema.

Capítulo 7.

Conclusões

Os programas MCNP-5 e MCB5 foram implementados no IPEN e qualificados através do CRP e do trabalho colaborativo, além disto, a participação nestes trabalhos incluíu o grupo de pesquisa na comunidade internacional que estuda reatores subcríticos.

Uma extensa revisão com os métodos númericos e as metodologias de cálculo fei feita no capítulo 2.

A participação neste exercício permitiu ao IPEN participar dos esforços internacionais de pesquisa em ADS na instalação mais importante na atualidade. Métodos de cálculos e de análise dos resultados experimentais foram desenvolvidos pelos participantes do exercício e passarão a fazer parte da metodologia utilizada no IPEN. O grupo do IPEN participou das discussões sobre a análise dos dados experimentais.

Devido a um esforço de salvaguarda, um projeto de conversão de HEU para LEU na instalação Yalina Booster aconteceu durante a realização deste trabalho. Este objetivo foi alcançado pelo grupo americano. Como resultado, não estão previstos mais experimentos na Yalina Booster utilizando varetas combustíveis com HEU, de maneira que os dados analisados durante este CRP foram os únicos obtidos em uma instalação deste tipo.

Os resultados indicaram a dificuldade de cálculos precisos de taxa de reação em amostras pelo MCNP em sistemas subcríticos utilizando as atuais bibliotecas de dados avaliados, sendo a dificuldade mais pronuciada para cálculos com nêutrons de alta energia. Melhorias devem ser introduzidos nas bibliotecas para prever corretamente as taxas de reação dependentes da energia de maneira confiável.

Uma sugestão aos coordenadores deste exercício é fornecer uma entrada de dados padrão para MCNP ou outo código, assim como as incertezas e imprecisões do modelo geométrico e material utilizado, como é feito pelos *benchmarks* do *International Reactor Physics Evaluation Project* e pelo *International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project*, de forma que futuras análises, utilizando novos dados nucleares avaliados, possam ser realizados.

Foi implementado o cálculo da evolução temporal das densidades de nuclídeos utilizando o estado da arte para o cálculo de transporte (MCNP5) e de solução das equações de decaimento e de trasmutação, através do método de Análise das Trajetórias de Transmutação. Essa metodologia foi validada através da solução de um exercício computacional internacional.

A metodologia de cálculo de sistemas subcríticos acionados por fonte acoplado com as equações de decaimento e transmutação. Observa-se claramente que forte dependência dos resultados obtidos com diferentes bibliotecas de dados nucleares utilizadas.

Quando utilizamos as mesmas bibliotecas de dados, os resultados foram próximos àqueles apresentados pelos participantes do *benchmark*.

Para a correta normalização da potência utilizando as bibliotecas de dados atuais, um cálculo auxiliar para determinar a deposição de energia devido aos raios- γ faz-se necessário. Caso este estudo não seja realizado, a potência e o fluxo de nêutrons serão sobreestimados em alguns porcentos.

Fica evidente a necessidade de melhoria dos dados nucleares para que o projeto destes sistemas nucleares inovadores possa ser realizado.

A comparação entre um sistema híbrido fusão-fissão utilizando o MCB é a aplicação original e poderá ajudar a tomada de decisão sobre qual é o melhor sistema transmutador.

Mais além, este trabalho faz um apelo às autoridades e à Academia brasileira para que não se implante um repositório definitivo não-recuperável, de forma que combustivéis nucleares irradiados possam ser reciclados e utilizados como fonte valiosa de energia pelas gerações futuras. Os nêutrons de fusão, embora tenham uma importância relativa menor que os nêutrons de *spallation*, são mais baratos que os nêutrons *spallation*, em termos da fração da energia gerada que é utilizada para a produção dos nêutrons de fontes. Esse fato sugere que quando esta tecnologia estiver madura, ela poderá não só resolver os problemas energéticos do futuro, mas também transmutar os TRU deixados como legado pelos reatores de fissão.

7.1 Sugestões para trabalhos futuros

Uma sugestão para trabalhos futuros é produzir dados experimentais em colaboração com o grupo de física de reatores do IPEN para fornecer uma melhor condição de avaliação dos resultados númericos obtidos no *benchmark* númerico do IPEN/MB-01, e contribuir com o experimento nos programs IRPhEP e ICSBEP.

Recentemente, foi obtida uma cópia de um código MC específico para física de reatores, o Serpent. Um dos possíveis trabalhos futuros é a repetição de algumas das simulações realizadas com este código.

Trabalhos futuros devem ser feitos para melhorar os valores calculados das taxas de reação em folhas finas, como as presentes no capítulo 4. Métodos de redução de variância, como a geração de importâncias automatizadas ou como o proposto por Siqueira et al. (2008) devem ser estudados para permitir que cálculos sejam realizados com as folhas reais com variância aceitável com a infraestrutura computacional do IPEN, e não apenas multiplicando-se o fluxo pela secção de choque da folha, como foi feito neste trabalho devido a limitações computacionais.

Sugere-se a metodologia de cálculo de queima com MC seja aplicada em problemas práticos no Brasil, como no projeto do reator multipropósito brasileiro.

Com a metodologia desenvolvida neste trabalho, será possível a simulação e o estudo e o *design* reatores subcríticos transmutadores além daqueles estudados no capítulo 6. Este trabalho não esgota as investigações com os reatores subcríticos refrigerados a gás, tal que tanto o conceito com com fonte de *"spallation"* como o *tokamak*, podem ser otimizados e melhor estudados no futuro.

A utilização de códigos de transporte determinísticos em problemas subcríticos ainda é um desafio com a metodologia atualmente disponível no IPEN e ,como um todo, no Brasil.

Embora o método de MC seja capaz de reproduzir a evolução temporal do sinal dos detetores em problemas com fonte, o cálculo dos parâmetros cinéticos, tal como sugerido por Dulla et al. (2010), ainda é um problema em aberto. Os trabalhos de Zhong et al. (2011) e Kiedrowski et al. (2009) devem ser melhor explorados.

 $Capítulo\ 7.\ Conclusões$

Referências Bibliográficas

- Abbondanno U., Aerts G., the n-TOF Collaboration, Nucl. Instrum. Meth. A, 2005, vol. 538, p. 692
- Abderrahim H., Kupschus P., Malambu E., Benoit P., Tichelen K. V., Arien B., Vermeersch F., D'hondt P., Jongen Y., Ternier S., Vandeplassche D., MYRRHA: A multipurpose accelerator driven system for research development, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, 2001, vol. 463, p. 487
- Agency O. N. E., Accelerator Driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles, 2002
- Ahlin A., Edenius M., CASMO: a fast transport theory assembly depletion code for LWR analysis, Trans. Am. Nucl. Soc.;(United States), 1977, vol. 26
- Al Geist A., Dongarra J., Jiang W., Manchek R., Sunderam V., PVM: Parallel Virtual Machine: a users' guide and tutorial for network parallel computing, 1994
- Alander A., Dufek J., Gudowski W., From once-through nuclear fuel cycle to acceleratordriven transmutation, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, 2006, vol. 562, p. 630
- Alcouffe R., Diffusion synthetic acceleration methods for the diamond-differenced discreteordinates equations, Nucl. Sci. Eng.;(United States), 1977, vol. 64

- Alcouffe R., Baker R., Dahl J., Turner S., Ward R., PARTISN: A time-dependent, parallel neutral particle transport code system, Los Alamos National Laboratory, LA-UR-05-3925, 2005
- Aldama D., Nichols A., ADS-V2.0: A Test Library for Accelerator Driven Systems and New Reactor Designs, 2008
- Anderson H., Metropolis, Monte Carlo, and the MANIAC, Los Alamos Science, 1986, vol. 14, p. 96
- Antunes A., 2008 Um estudo da física de sistemas multiplicativos subcríticos acionados por fontes ea utilização de códigos determinísticos no cálculo destes sistemas
- Antunes A., Carluccio T., Mendon, ca A. G., Santos A., Maiorino J. R., Reactor Physics Calculation for a Sub critical Core of the IPEN-MB-01 driven by an external neutron source, In: International Atlantic Nuclear Conference-INAC 2007, 2007
- AREVA, 2011 Recycling: Essential Element of a Sustainable Nuclear Fuel Cycle
- Askew J., Fayers F., Kemshell P., General description of the lattice code WIMS., 1966
- Azmy Y., Sartori E., Larsen E. W., Morel J. E., 2010 in Nuclear Computational Science: A Century in Review. Springer Netherlands pp 1–84
- Baker R., Koch K., An Sn algorithm for the massively parallel CM-200 computer, Nuclear science and engineering, 1998, vol. 128, p. 312
- Barber D., Joo H., PARCS: A Multi-dimensional Two-group Reactor Kinetics Code Based on the Nonlinear Analytic Nodal Method. Purdue University, School of Nuclear Engineering, 1998
- Barhen J., Rothenstein W., Taviv E., HAMMER code system, 1978
- Barry R., LEOPARD A spectrum-dependent non-spatial depletion code for the IBM-7094, 1963
- Bateman H., The solution of a system of differential equations occurring in the theory of radio-active transformations. In Proc. Cambridge Philosophical Soc. , vol. 15, 1910, p. 423

Bell G., Glasstone S., Nuclear Reactor Theory. Van Nostrand Reinhold Company, 1970

Bell M., ORIGEN: the ORNL isotope generation and depletion code, 1973

- Beller D., Van Tuyle G., Bennett D., Lawrence G., Thomas K., Pasamehmetoglu K., Li N., Hill D., Laidler J., Fink P., The US accelerator transmutation of waste program, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, 2001, vol. 463, p. 468
- Bencčik V. F. D. D. N., Application of the coupled code RELAP5-QUABOX/CUBBOX in the system analysis of nuclear power plants, Kerntechnik, 2002, vol. 67, p. 252
- Bernoulli J., Ars-conjectandi, 1713
- Bethe H., The fusion hybrid, Physics Today, 1979, vol. 32, p. 44
- Billebaud A., Brissot R., Le Brun C., Liatard E., Vollaire J., Prompt multiplication factor measurements in subcritical systems: From MUSE experiment to a demonstration ADS, Progress in Nuclear Energy, 2007, vol. 49, p. 142
- Bitelli U., Experimental utilization of the IPEN-MB-01, 9th Meeting of the International Group on Research Reactor, 2003, pp 3–8
- Bitelli U. d., Goncalves Martins F. P., Jerez R., Measurements of the Neutron Spectrum Energy in the IPEN/MB-01 Reactor Core, Brazilian Journal of Physics, 2009, vol. 39, p. 39
- Bohl Jr H., Gelbard E., Ryan G., MUFT-4 Fast neutron spectrum code for the IBM-704, 1957
- Bomboni E., Cerullo N., Fridman E., Lomonaco G., Shwageraus E., Comparison among MCNP-based depletion codes applied to burnup calculations of pebble-bed HTR lattices, Nuclear Engineering and Design, 2010, vol. 240, p. 918
- Borcea C., Cennini P., Dahlfors M., Ferrari A., Garcia-Munoz G., Haefner P., Herrera-Martínez A., Kadi Y., Lacoste V., Radermacher E., et al., Results from the commissioning of the n TOF spallation neutron source at CERN, Nuclear Instruments and

Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, 2003, vol. 513, p. 524

- Boudard A., Cugnon J., Leray S., Volant C., Intranuclear cascade model for a comprehensive description of spallation reaction data, Physical Review C, 2002, vol. 66, p. 044615
- Bournos V., Fokov A., Fokov Y., Kiyavitskaya H., Martsynkevich B., Routkovskaia C., Gohar Y., Persson C.-M., Gudowski W., YALINA-Booster Benchmark Specifications for the IAEA Coordinated Research Projects on Analytical and Experimental Benchmark Analysis on Accelerator Driven Systems, and Low Enriched Uranium Fuel Utilization in Accelerator Driven Sub-Critical Assembly Systems, 2008
- Bowman C., Arthur E., Lisowski P., Lawrence G., Jensen R., Anderson J., Blind B., Cappiello M., Davidson J., England T., et al., Nuclear energy generation and waste transmutation using an accelerator-driven intense thermal neutron source, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, 1992, vol. 320, p. 336
- Briggs J., et al., International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, Report NEA/DOC (95), 1995, vol. 4
- Brissenden R. J., Garlick A. R., Biases in the estimation of Keff and its error by Monte Carlo methods, Annals of Nuclear Energy, 1986, vol. 13, p. 63
- Brown F., Wielandt acceleration for MCNP 5 Monte Carlo eigenvalue calculations. In Joint International Topical Meeting on Mathematics & Computation and Supercomputing in Nuclear Applications (M&C+ SNA 2007), Monterey, California, April 15-19, 2007, 2007
- Brown F., A Review of Best Practices for Monte Carlo Criticality Calculations, 2009
- Brown F., Martin W., Mosteller R., Monte Carlo–Advances and Challenges. In Workshop at PHYSOR-2008, Interlaken, Switzerland , 2008, p. 14
- Brown F., Sweezy J., Bull J., Sood A., Verification of MCNP5–Version 1.50, 2008
- Bunn M., Fetter S., Holdren J., Van Der Zwaan B., The economics of reprocessing vs. direct disposal of spent nuclear fuel, Nuclear Technology, 2005, vol. 150, p. 209

- Burch W., Rodwell E., Taylor I., Thompson M., A Review of the Economic Potential of Plutonium in Spent Nuclear Fuel, Electric Power research Institute report, EPRI TR-106072, 1996
- Campolina D., Pereira V., Cavatoni A., Veloso M., GB A preliminary linking code between MCNP4C and ORIGEN2.1 - DEN/UFMG version, In: 2009 International Nuclear Atlantic Conference- INAC 2009, 2009
- Carlson B., Lathrop K., Transport theory-the method of discrete ordinates, Computing methods in reactor physics, 1968, pp 165–266
- Carluccio T., Maiorino J. R., Santos A., The utilization of MCNP code to simulate the YALINA Booster facility using the ADS Library, In: IX International Conference on Nucleus- Nucleus Collision, 2006
- Carluccio T., Rossi P., Maiorino J., The calculation of the YALINA BOOSTER zero power sub critical assembly driven by external neutron sources: Brazil contribution, In: XXXIII Brazilian Workshop on Nuclear Physics, 2010a
- Carluccio T., Rossi P., Maiorino J., The Calculation of the YALINA BOOSTER Zero Power Sub Critical Assembly Driven by Source in the Framework of the International Atomic Energy(IAEA) Coordinated Research Projects(CRP) on Analytical and Experimental Benchmark Analysis of ADS, In: 3rd RCM CRP meeting, 2010b
- Carluec B., Anzieu P., Proposal for a Gas-cooled ADS Demonstrator. In 3rd International Conference on Accelerator Driven Transmutation Technologies and Applications, Praha, Czech Republic, 1999
- Carta M., Dulla S., Peluso V., Ravetto P., Bianchini G., et al., Calculation of the Effective Delayed Neutron Fraction by Deterministic and Monte Carlo Methods, Science and Technology of Nuclear Installations, 2011, vol. 2011
- Carter L., Cashwell E., Particle-transport simulation with the Monte Carlo method, 1975
- Case K., Zweifel P., Linear transport theory. vol. 29, Addison-Wesley Reading, MA, 1967
- Cercignani C., The Boltzmann equation and its applications. vol. 67, Springer, 1988

- Cercignani C., Penrose R., Ludwig Boltzmann: the man who trusted atoms. Oxford University Press, USA, 2006
- Cetnar J., General solution of Bateman equations for nuclear transmutations, Annals of Nuclear Energy, 2006a, vol. 33, p. 640
- Cetnar J., General solution of Bateman equations for nuclear transmutations, Annals of Nuclear Energy, 2006b, vol. 33, p. 640
- Cetnar J., Gudowski W., Wallenius J., User manual for Monte-Carlo continuous energy burnup (MCB) code—version 1C, Department of Nuclear and Reactor Physics, Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, 2002
- Chadwick M., Oblozinski P., Herman M., Greene N., McKnight R., Smith D., Young P., MacFarlane R., Hale G., Frankle S., et al., ENDF/B-VII. 0: Next generation evaluated nuclear data library for nuclear science and technology, Nuclear Data Sheets, 2006, vol. 107, p. 2931
- Chandrasekhar S., Radiative transfer. Dover Pubns, 1960
- Chang G., MCWO-Linking MCNP And ORIGEN2 For Fuel Burnup Analysis, 2005
- Chiba G., Okumura K., Sugino K., Nagaya Y., Yokoyama K., Kugo T., Ishikawa M., Okajima S., JENDL-4.0 benchmarking for fission reactor applications, Journal of Nuclear Science and Technology, 2011, vol. 48, p. 172
- Cinotti L., Giraud B., Abderrahim H., The experimental accelerator driven system (XADS) designs in the EURATOM 5th framework programme, Journal of Nuclear Materials, 2004, vol. 335, p. 148
- Cintas A., Damián J. M., Lopasso E., Neutronic design of a sub-critical, source driven reactor at the RA-8 facility, Nuclear Engineering and Design, 2010, vol. 240, p. 771
- Coppa G., Lapenta G., Ravetto P., Angular finite element techniques in neutron transport, Annals of Nuclear Energy, 1990, vol. 17, p. 363
- Croff A., , ORIGEN2 A Revised and Updated Version of the Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code, 1980a

- Croff A., A user's manual for the ORIGEN2 computer code, A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code, 1980b
- Croff A., ORIGEN2: A versatile computer code for calculating the nuclide compositions and characteristics of nuclear materials, Nucl. Technol., 1983, vol. 62, p. 335
- Dagum L., Menon R., OpenMP: an industry standard API for shared-memory programming, Computational Science & Engineering, IEEE, 1998, vol. 5, p. 46
- Davis A., Turner A., Comparison of global variance reduction techniques for Monte Carlo radiation transport simulations of ITER, Fusion Engineering and Design, 2011
- De Barros R., Larsen E., A spectral nodal method for one-group x, y-geometry discrete ordinates problems, Nuclear Science and Engineering; (United States), 1992, vol. 111
- De Oliveira C., An arbitrary geometry finite element method for multigroup neutron transport with anisotropic scattering, Progress in Nuclear Energy, 1986, vol. 18, p. 227
- de Oliveira F., Solução analítica da cinética espacial do modelo de difusão para sistemas homogêneos subcríticos acionados por fonte externa, Universidade de São Paulo, 2008, Tese de Doutorado
- de Oliveira F., Maiorino J., Santos R., The Analytical Benchmark Solution of Spatial Diffusion Kinetics in Source Driven Systems for Homogeneous Media, In: 2007 International Nuclear Atlantic Conference- INAC 2007, 2007
- DeHart M., Gauld I., Williams M., High-fidelity lattice physics capabilities of the SCALE code system using TRITON. In Joint International Topical Meeting on Mathematics & Computation and Supercomputing in Nuclear Applications, Monterey, California, April , 2007a, p. 15
- DeHart M., Gauld I., Williams M., High-fidelity lattice physics capabilities of the scale code system using triton , 2007b
- DeHart M., Parks C., Brady M., OECD/NEA burnup credit calculational criticality benchmark Phase IB results. Oak Ridge National Laboratory, 1996
- DeHart M., Pritchard M., Validation of scale and the TRITON depletion sequence for gas-cooled reactor analysis, vol. 99, 2008, p. 683
- Delp D., et al., FLARE-A Three-Dimensional Boiling Water Reactor Simulator, 1964
- Derstine K., DIF3D: a code to solve one-, two-, and three-dimensional finite-difference diffusion theory problems.[LMFBR], 1984
- dos Santos A., Abe A., Mendon, ca A., Fanaro L., Andrade e Silva G., Criticality analyses based on the coupled NJOY/AMPX-II/TORT systems, 2000
- dos Santos A., de Andrade e Silva G. S., Mendonca A. G., Fuga R., Abe A. Y., New experimental results for the inversion point of the isothermal reactivity coefficient of the IPEN/MB-01 reactor, Annals of Nuclear Energy, 2009, vol. 36, p. 1740
- dos Santos A., Diniz R., Fanaro L. C. C. B., de Andrade e Silva R. J. G. S., Yamaguchi M., A proposal of a benchmark for beta(eff), beta(eff)/Lambda, and Lambda of thermal reactors fueled with slightly enriched uranium, Annals of Nuclear Energy, 2006, vol. 33, p. 848
- dos Santos A., Diniz R., Jerez R., Mai L. A., Yamaguchi M., The application of the multiple transient technique for the experimental determination of the relative abundances and decay constants of delayed neutrons of the IPEN/MB-01 reactor, Annals of Nuclear Energy, 2006, vol. 33, p. 917
- dos Santos A., Fanaro L., de Andrade e Silva G., Mendonça A., The experimental determination and evaluation of the three-dimensional fission density distribution of the IPEN/MB-01 research reactor facility for the IRPhE project, Annals of Nuclear Energy, 2010
- Dovbnya A., Ayzatsky M., Biller Y., Boriskin V., Kushnir V., Mitrochenko V., Popenko V., Tur Y., Uvarov V., Zlunitsyn E., et al., Electron-linac-based radiation facilities of the Ukrainian National Science Center "KIPT". In Particle Accelerator Conference, 1997. Proceedings of the 1997, vol. 3, 1997, p. 3810
- Dufek J. H. J., Numerical stability of existing monte carlo burnup codes in cycle calculations of critical reactors, Nuclear Science and Engineering, 2009, vol. 162, p. 307

- Dulla S., Picca P., Ravetto P., Tomatis D., Carta M., Integral parameters in source-driven systems, Progress in Nuclear Energy, 2010
- Dulla S., Ravetto P., Picca P., Tomatis D., Maiorino J., Carluccio T., Antunes A., Santos A., de Oliveira F., Santos R., Analytical Benchmarks for the Kinetics of Accelerator-Driven Systems. In Joint International Topical Meeting on Mathematics & Computation and Supercomputing in Nuclear Applications (M&C SNA 2007), 2007, p. 15
- Dunn M., Fox P., Greene N., Petrie L., ENDF/B-VI library generation and testing for the SCALE code system, Trans. Am. Nucl. Soc, 2005, vol. 92
- Dunn M., Greene N., AMPX-2000: A cross-section processing system for generating nuclear data for criticality safety applications, Trans. Am. Nucl. Soc, 2002, vol. 86, p. 118
- Dunn M., Greene N., Petrie L., Point KENO Va: Continuous-energy Monte Carlo Code for Transport Applications, 2004
- Engle Jr W., A users manual for ANISN: a one dimensional discrete ordinates transport code with anisotropic scattering, 1967
- Fensin M., Hendricks J., Anghaie S., Enhanced Monte-Carlo-Linked Depletion Capabilities in MCNPX, 2006
- Fernandes M., Análise de experimentos críticos de UO₂-PuO₂ utilizando os sistemas NJOY/AMPX-II/HAMMER-TECHNION, Universidade de São Paulo, 1990, Tese de Doutorado
- Fowler T., Vondy D., Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION., 1969
- Gabrielli F., D'Angelo A., Analyses of operational transients in the TRADE experimental program, Nuclear Engineering and Design, 2009, vol. 239, p. 2349
- Ganapol B., Analytical Benchmarks for Nuclear Engineering Applications. OECD NEA/Data bank, 2008
- Gandini A., On the multiplication factor and reactivity definitions for subcritical reactor systems, Annals of Nuclear Energy, 2002, vol. 29, p. 645

- Garner F., Puigh R., Irradiation creep and swelling of the fusion heats of PCA, HT9 and 9Cr-1Mo irradiated to high neutron fluence, Journal of Nuclear Materials, 1991, vol. 179, p. 577
- Geist A., Gropp W., Huss-Lederman S., Lumsdaine A., Lusk E., Saphir W., Skjellum T., Snir M., MPI-2: Extending the message-passing interface. In Euro-Par'96 Parallel Processing, 1996, p. 128
- Gelbard E., Simplified spherical harmonics equations and their use in shielding problems, 1961
- Gerstner E., Nuclear energy: The hybrid returns
- Gilks W., Richardson S., Spiegelhalter D., Markov chain Monte Carlo in practice. Chapman & Hall/CRC, 1996
- Gohar Y., Fusion option to dispose of spent nuclear fuel and transuranic elements, 2000
- Gohar Y., Smith D., et al., YALINA facility a sub-critical Accelerator-Driven System (ADS) for nuclear energy research facility description and an overview of the reserach program (1997-2008)., 2010
- Gohar Y., Smith D. L., YALINA Facility, A Sub-Critical Accelerator-Driven System (ADS) for Nuclear-Energy Research Facility Description and an Overview of the Research Program (1997-2008), 2010
- Goluoglu S., Performance of the New Continuous Energy Capability in KENO Va, Trans. Am. Nucl. Soc, 2008, vol. 99, p. 407
- Gonzalez-Romero E., Impact of partitioning and transmutation on the high level waste management, Nuclear Engineering and Design, 2011, vol. In Press, Corrected Proof, p.
- Greene N., Lucius J., Petrie L., Ford III W., White J., Wright R., AMPX: A Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron-Gamma Libraries from ENDF/B, 1976
- Greene N., Petrie L., XSDRNPM-S: A One-Dimensional Discrete-Ordinates Code for Transport Analysis. Oak Ridge National Laboratory, 1983

- Greenman G., Smith K., Henry A., Recent advances in an analytic nodal method for static and transient reactor analysis. In Proceedings of the Topical Meeting on Computational Methods in Nuclear Engineering: Hospitality House Motor Inn, Williamsburg, Virginia, April 23-25, 1979, 1979
- Gregg G., Putman R., Gomola J., 1990 Training simulator for a nuclear power plant
- Grimmett G., Stirzaker D., Probability and random processes. Oxford University Press, USA, 2001
- Gropp W., Lusk E., Doss N., Skjellum A., A high-performance, portable implementation of the MPI message passing interface standard, Parallel computing, 1996, vol. 22, p. 789
- Gudowski W., Nuclear waste management, Nuclear Physics A, 2005, vol. 752, p. 623
- Gulevich A., Chekunov V., Fokina O., Komlev O., Kukharchuk O., Melnikov C., Novikova N., Ponomarev L., Zemskov E., Concept of electron accelerator-driven system based on subcritical cascade reactor, Progress in Nuclear Energy, 2008, vol. 50, p. 347
- Gupta N., Nodal methods for three-dimensional simulators, Progress in Nuclear Energy, 1981, vol. 7, p. 127
- Hanan N., Olson A., Pond R., Matos J., A Monte Carlo Burnup Code Linking MCNP and REBUS. In Proc. 1998 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, São Paulo, Brazil, 1998
- Henry A., The application of reactor kinetics to the analysis of experiments, Nuclear Sci. and Eng., 1958, vol. 3
- Hergenreder D., Lecot C., Villarino E., Kinetic parameters calculation and measurements during the OPAL commissioning, Proceedings of the RRFM—IGORR, 2007
- Hermann O., Westfall R., ORIGEN-S: SCALE system module to calculate fuel depletion, actinide transmutation, fission product buildup and decay, and associated radiation source terms, 2005, vol. 7
- Hermann O.W. W. R., ORIGEN-S: SCALE system module to calculate fuel depletion, actinide transmutation, fission product buildup and decay, and associated radiation

source terms, SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, 2009

- Hill D., Van Tuyle G., Beller D., A roadmap for the development ATW technology: Systems scenarios and integration, 1999
- Hoffman A., The code APOLLO. A general description, 1971
- Honeck H., THERMOS. A thermalization transport theory code for reactor lattice calculations, 1961
- Hughes H., Prael R., Little R., MCNPX-the LAHET/MCNP code merger, XTM-RN (U), 1997, vol. 97
- Ibrahim A., Peplow D., Evans T., Wilson P., Wagner J., Improving the Sn Adjoint Source and Geometry Representation Capabilities in the SCALE Hybrid Shielding Analysis Sequence. In American Nuclear Society Radiation Protection and Shielding Division 2010 Topical Meeting, Las Vegas, Nev, 2010
- Isotalo A., Aarnio P., Comparison of depletion algorithms for large systems of nuclides, Annals of Nuclear Energy, 2011, vol. 38, p. 261
- Janczyszyn J., Pohorecki W., Domananska G., Taczanowski S., Maiorino J., David J.-C., Velaverde F., Benchmark on Radionuclides Production and Heat Generation Rates in Lead Target Exposed to 660 MeV Protons, 2011
- Jevremovic T., Vujic J., Tsuda K., ANEMONA a neutron transport code for general geometry reactor assemblies based on the method of characteristics and R-function solid modeler, Annals of Nuclear Energy, 2001, vol. 28, p. 125
- Joo H., Barber D., Jiang G., Downar T., "PARCS Purdue Advanced Core Simulator", 2002
- Kadioglu S., Knoll D., de Oliveira C., Multiphysics Analysis of Spherical Fast Burst Reactors, Nuclear Science and Engineering, 2009, vol. 163
- Keepin G., Cox C., General Solution of the Reactor Kinetic Equations, Nuclear Sci. and Eng., 1960, vol. 8

- Kiedrowski B., Brown F., Using Wielandt's Method to Eliminate Confidence Interval Underprediction Bias in MCNP5 Criticality Calculations, Transactions of the American Nuclear Society, 2008, vol. 99, p. 338
- Kiedrowski B., Brown F., Wilson P., Calculating kinetics parameters and reactivity changes with continuous-energy Monte Carlo, 2009
- Kirk B., Overview of Monte Carlo Radiation Transport Codes, Radiation Measurements, 2010
- Kirschenmann W., Plagne L., Ploix S., Ponçot A., Vialle S., Massively Parallel Solving of 3D Simplified PN Equations on Graphics Processing Units, 2009
- Kirschenmann W., Plagne L., Pon, cot A., Vialle S., Parallel SPN on Multi-Core CPUS and Many-Core GPUS, Transport Theory and Statistical Physics, 2011, vol. 39, p. 255
- Kobayashi K., Physical meaning of kinetics parameter "lifetime" used in the new multipoint reactor kinetics equations derived using Green's function, Annals of Nuclear Energy, 1996, vol. 23, p. 827
- Kobayashi K., Nishihara K., Definition of subcriticality using the importance function for the production of fission neutrons, Nuclear Science and Engineering, 2000, vol. 136, p. 272
- Koning A., Avrigeanu M., Avrigeanu V., Batistoni P., Bauge E., Bé M., Bem P., Bernard D., Bersillon O., Bidaud A., et al., The JEFF evaluated nuclear data project, ND2007, 2007, pp 721–726
- Krieger T., Nelkin M., Slow-neutron scattering by molecules, Physical Review, 1957, vol. 106, p. 290
- Kuramoto R., Desenvolvimento de uma metodologia baseada no modelo de duas regioes e em tecnicas de analise de ruido microscopico para a medida absoluta de β_{eff} , $\Lambda \in \beta_{eff}$ sobre Λ do reator IPEN/MB-01, Universidade de São Paulo, 2007, Tese de Doutorado
- Kuramoto R., dos Santos A., Jerez R., Diniz R., Absolute measurement of β_{eff} based on Feynman- α experiments and the two-region model in the IPEN/MB-01 research reactor, Annals of Nuclear Energy, 2007a, vol. 34, p. 433

- Kuramoto R. Y. R., dos Santos A., Jerez R., Diniz R., Absolute measurement of beta(eff) based on Feynman-alpha experiments and the two-region model in the IPEN/MB-01 research reactor, Annals of Nuclear Energy, 2007b, vol. 34, p. 433
- Kuramoto R. Y. R., dos Santos A., Jerez R., Diniz R., Absolute measurement of beta(eff) based on Rossi-alpha experiments and the two-region model in the IPEN/MB-01 Research Reactor, Nuclear Science and Engineering, 2008, vol. 158, p. 272
- Lambert F., Yang W., Gelbard E., Palmiotti G., Preliminary development of multi-group cross sections for full deterministic ADS calculations, 2003, p. 505
- Landweber L., An iteration formula for Fredholm integral equations of the first kind, American journal of mathematics, 1951, vol. 73, p. 615
- Larsen E., Morel J., McGhee J., Asymptotic derivation of the simplified Pn equations. In Proceedings of the Joint International Conference on Mathematical Methods and Supercomputing in Nuclear Applications , vol. 1, 1993
- Larsen E. W., Thommes G., Klar A., SeaId M., Gotz T., Simplified PN Approximations to the Equations of Radiative Heat Transfer and Applications, Journal of Computational Physics, 2002, vol. 183, p. 652
- Lawrence E., McMillan E., Alvarez L., Electronuclear Reactor, 1960
- Lawrence R., Progress in nodal methods for the solution of the neutron diffusion and transport equations, Progress in Nuclear Energy, 1986, vol. 17, p. 271
- Lee C., Joo H., Yang W., Taiwo T., Implementation of nodal equivalence parameters in DIF3D-VARIANT for core analysis of prismatic Very High Temperature Reactor (VHTR)., 2007
- Lee S., Um estudo sobre métodos de cálculo e medidas experimentais de parâmetros cinéticos em sistemas subcríticos acionados por fonte, São Paulo: Universidade 1, 2009, Dissertação de Mestrado, 74 p.
- Lee S., Maiorino J., Study of the Kinetics Parameters for Subcritical Media Driven by Source, In: 2009 International Nuclear Atlantic Conference- INAC 2009, 2009

- Lee S. M., dos Santos F. X., Diniz R., Jerez R., Experimental subcritical reactivity determinations employing APSD measurements with pulse mode detectors in the IPEN/MB-01 reactor, International Conference on Mathematics and Computational Methods Applied to Nuclear Science and Engineering (MC 2011), 2011, pp –
- Lee Y. K., Hugot F. X., Calculation of the effective delayed neutron fraction by TRIPOLI-4 code for IPEN/MB-01 research reactor, International Conference on Mathematics and Computational Methods Applied to Nuclear Science and Engineering (MC 2011), 2011, pp –
- Leppänen J., PSG2/Serpent A Continuous-Energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code, User's Manual (February 13, 2010), 2010
- Leppänen J., Pusa M., Burnup Calculation Capability in the PSG2/Serpent Monte Carlo Reactor Physics Code, Proc. M&C Conf., 2009, pp 3–7
- Lesaint P., Raviart P., On a finite element method for solving the neutron transport equation. Univ. Paris VI, Labo. Analyse Numérique, 1974
- McCormick N., Kuscer I., Singular eigenfunction expansions in neutron transport theory, Advan. Nucl. Sci. Technol., v. 7, pp. 181-282, 1973, vol. 7
- MacFarlane R.E. M. D., The NJOY nuclear data processing system, version 91, The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 91, 1994
- MacFarlane R., New thermal neutron scattering files for ENDF/B-VI release 2, 1994
- Maiorino J.R. C. T. S. A. B. U., Specification of the sub core of the IPEN/MB-01 driven by a neutron generator within the IAEA sub CRP on low enrichment uranium (LEU) fuel utilization in accelerator driven sub-critical assembly system (ADS): Subcriticl core without control rods, one source point, IAEA, collaborative work on utilization of LEU in ADS, 2006, pp 2–23
- Maiorino J.R. C. T. S. A. B. U., Specification of the sub core of the IPEN/MB-01 driven by a neutron generator within the IAEA sub CRP on low enrichment uranium (LEU) fuel utilization in accelerator driven sub-critical assembly system (ADS): Phase II, with control rods, IAEA, collaborative work on utilization of LEU in ADS, 2007, pp 2–19

- Maiorino J., Accelerator Driven System (ADS): an Innovative Reactor to be used as Dedicated Waste Burner and a Multipurpose Neutron Source. The Status of the Art. In International Nuclear Atlantic Conference–INAC, 2005
- Maiorino J., A equação de transporte de Boltzmann e sua importância para a física de reatores nucleares, Revista Brasileira de Ensino de Física, 2007, vol. 29, p. 1
- Maiorino J., Carluccio T., The Subcritical Core of IPEN-MB-01 Driven by a Neutron Source in the Framework of the IAEA Collaborative Work on Low Enrichment Uranium(LEU) Fuel Utilization in Accelerator Driven Sub Assembly System, In: RERTR 2009-31st International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, 2009
- Maiorino J., Carluccio T., The sub critical core of IPEN-MB-01 driven by a neutron source in the IAEA collaborative work on LEU fuel utilization in accelerator driven system- final results, International Conference on Mathematics and Computational Methods Applied to Nuclear Science and Engineering (MC 2011), 2011, pp –
- Maiorino J., Pereira S., Silva A., Santos A., New proposal for the fast energy amplifier, Radiation Physics and Chemistry, 2001, vol. 61, p. 789
- Maiorino J., Santos A., Carluccio T., Rossi P., Antunes A., de Oliveira F., Lee S., The Participation of IPEN in the IAEA Coordinated Research Projects on Accelerator Driven Systems (ADS). In International Nuclear Atlantic Conference–INAC2009, 2009
- Maiorino J., Santos A., Pereira S., The utilization of accelerators in subcritical systems for energy generation and nuclear waste transmutation: the world status and a proposal of a national R&D program, Brazilian journal of physics, 2003, vol. 33, p. 267
- Maiorino J. R., K L., Bitelli U. D., Santos A., Filho T., Carluccio T., The Utilization of a Compact Neutron Generator to drive a sub-critical Core for Reactor Physics Experiments, In: IX International Conference on Nucleus- Nucleus Collision, 2006
- Marashi M., Maiorino J., Mendonca A., Santos A., IRAN. LIB (mproved ange of ISN/PC rary): a P-3 coupled neutron-gamma cross-section library in ISOTXS format to be used by ANISN/PC (CCC-0514/02), Annals of Nuclear Energy, 1991, vol. 18, p. 597

- Marleau G., Roy R., Hébert A., DRAGON: A Collision Probability Transport Code for Cell and Supercell Calculations, Report IGE-157, École Polytechnique de Montréal, 1993
- Martin N., Hébert A., Marleau G., DRAGON solutions to the 3D transport benchmark over a range in parameter space, Annals of Nuclear Energy, 2010
- Martinho E., Gonçalves I., Salgado J., Universal curve of epithermal neutron resonance self-shielding factors in foils, wires and spheres, Applied Radiation and Isotopes, 2003, vol. 58, p. 371
- Mattes M., Keinert J., Thermal neutron scattering data for the moderator materials H2O, D2O and ZrHx in ENDF-6 format and as ACE library for MCNP (X) codes, IAEA report INDC (NDS)-0470, 2005
- Maurer W. W. W., Use of Higher Order Polynomials for Spatial Approximation of Neutron Flux in the Coarse Mesh Method QUABOX/CUBBOX. [Die verwendung von polynomen hoeheren grades fuer die approximation des flussverlaufs in dem grobgitterverfahren QUABOX/CUBBOX.], Atomkernenergie, 1977, vol. 30, p. 117
- Metropolis N., The beginning of the Monte Carlo method, Los Alamos Science, 1987, vol. 15, p. 125
- Metropolis N., Ulam S., The monte carlo method, Journal of the American Statistical Association, 1949, vol. 44, p. 335
- Meulekamp R., Van Der Marck S., Calculating the effective delayed neutron fraction with Monte Carlo, Nuclear science and engineering, 2006, vol. 152, p. 142
- Moler C., Loan C., Nineteen dubious ways to compute the matrix exponential, SIAM Review, 1978, vol. 20, p. 801
- Moler C., Loan C. V., Nineteen Dubious Ways to Compute the Exponential of a Matrix, Twenty-Five Years Later, SIAM Review, 2003, vol. 45, p. pp. 3
- Mollerach R., Leszczynski F., Fink J., Validation of updated neutronic calculation models proposed for atucha-II PHWR. Part I: Benchmark comparisons of WIMS-D5 and DRAGON cell and control rod parameters with MCNP5, vol. 2006, 2006

- Mongelli S., Maiorino J., Pereira S., Deppman A., Carluccio T., Spallation physics and the ADS target design, Brazilian journal of physics, 2005, vol. 35, p. 894
- Morel J., Wareing T., Lowrie R., Parsons D., Analysis of ray-effect mitigation techniques, Nuclear Science and Engineering, 2003, vol. 144
- Mura L. F. L., Bitelli U. d., Fanaro L. C. C. B., Measurements of Fission and Radioactive Capture Reaction Rates Inside the Fuel of the Ipen/MB-01, Brazilian Journal of Physics, 2011, vol. 41, p. 38
- Nagaya Y., Chiba G., Mori T., Irwanto D., Nakajima K., Comparison of Monte Carlo calculation methods for effective delayed neutron fraction, Annals of Nuclear Energy, 2010, vol. 37, p. 1308
- Nauchi Y., Kameyama T., Proposal of Direct Calculation of Kinetic Parameters β eff and Λ Based on Continuous Energy Monte Carlo Method, Journal of Nuclear Science and Technology, 2005, vol. 42, p. 503
- NEA/NSC Comparison Calculations for an Accelerator-Driven Minor Actinide Burner, 2001
- Newton J., Perry T., Powney R., Hutton D., Validation of WIMS9, 2004, p. 315
- Nifenecker H., Meplan O., David S., Accelerator driven subcritical reactors. Taylor & Francis, 2003
- Nishihara K., Iwasaki T., Udagawa Y., A new static and dynamic one-point equation and analytic and numerical calculations for a subcritical system, Journal of Nuclear Science and Technology, 2003, vol. 40, p. 481
- OECD/NEA The JEFF-3.1. 1 Nuclear Data Library, 2009
- Palmiotti G., Carrico C., Lewis E., Variational nodal transport methods with anisotropic scattering, 1993, p. 233
- Palmiotti G., Carrico C., Lewis E., VARIANT: VARIational anisotropic nodal transport for multidimensional Cartesian and hexadgonal geometry calculation, 1995

- Palmiotti G., Salvatores M., Impact of nuclear data uncertainties on innovative fast reactors and required target accuracies, Journal of Nuclear Science and Technology, 2011, vol. 48, p. 612
- Parma E., BURNCAL: A Nuclear Reactor Burnup Code Using MCNP Tallies, 2002
- Pautz S., An algorithm for parallel Sn sweeps on unstructured meshes, 2001
- Pereira S., Um conceito alternativo de reator hibrido (conjunto subcritico acoplado com acelerador), Universidade de São Paulo, 2002, Tese de Doutorado, 131 p.
- Pereira S., Deppman A., da Silva G., Maiorino J., Dos Santos A., Garcia F., Development of the CRISP package for spallation studies and accelerator-driven systems, Nuclear science and engineering, 2005, vol. 151, p. 82
- Pereira S., Deppman A., Silva G., Maiorino J., dos Santos A., Duarte S., Tavares O., Garcia F., Spallation Product Distributions and Neutron Multiplicities for Accelerator-Driven System Using the CRISP Code, Nuclear science and engineering, 2008, vol. 159, p. 102
- Persson C., Seltborg P., Åhlander A., Gudowski W., Stummer T., Kiyavitskaya H., Bournos V., Fokov Y., Serafimovich I., Chigrinov S., Analysis of reactivity determination methods in the subcritical experiment Yalina, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, 2005, vol. 554, p. 374
- Plimpton S., Hendrickson B., Burns S., McLendon III W., Parallel algorithms for radiation transport on unstructured grids. In Supercomputing, ACM/IEEE 2000 Conference , 2006, p. 25
- Pomraning G., Asymptotic and variational derivations of the simplified PN equations, Annals of Nuclear Energy, 1993, vol. 20, p. 623
- Poston D., Trellue H., Users manual, version 1.00 for Monteburns, version 3.01, 1998
- Pusa M., Leppänen J., Computing the matrix exponential in burnup calculations, Nuclear Science and Engineering, 2010, vol. 164, p. 140

- Reijonen J., Gicquel F., Hahto S., King M., Lou T., Leung K., D–D neutron generator development at LBNL, Applied Radiation and Isotopes, 2005, vol. 63, p. 757
- Reijonen J., Lou T., Leung K., Compact neutron source development at LBNL, Compact neutron source development at LBNL, 2001, pp 80–87
- Rhoades W., Childs R., The TORT three-dimensional discrete ordinates neutron/photon transport code, 1987
- Rhodes J., Smith K., Lee D., Xu Z., CASMO-5 ENDF/B-VII R0 Comparison to BW criticals series 1810, vol. 97, 2007, p. 577
- Rimpault G., Bouland O., Rahlfs S., Rowlands J., Validation of Recent Ecco Methods for Treating Temperature Distributions bin Neutronics Calculation, JAHRESTAGUNG KERNTECHNIK, 1993, pp 7–7
- Romanello V., Salvatores M., Schwenk-Ferrero A., Gabrielli F., Maschek W., Vezzoni B., Comparative study of fast critical burner reactors and subcritical accelerator driven systems and the impact on transuranics inventory in a regional fuel cycle, Nuclear Engineering and Design, 2011, vol. 241, p. 433
- Rossi P., Carluccio T., Maiorino J., Accelerator Driven Subcritical Research Facility H5B Calculation, In: 2009 International Nuclear Atlantic Conference- INAC 2009, 2009
- Roy R., Marleau G., Tajmouati J., Rozon D., Modelling of CANDU reactivity control devices with the lattice code DRAGON, Annals of Nuclear Energy, 1994, vol. 21, p. 115
- Rubbia C., Buono S., Kadi Y., Rubio J., Fast Neutron Incineration in the Energy Amplifier as Alternative to Geologic Storage: The Case of Spain, CERNLHC97-01 EET, 1997
- Rubbia C., et al., Experimental Verification of the Concept of Energy Amplification by High Energy Induced Cascade, CERN/ISC, CERN, 1993, vol. 93, p. 31
- Russo Rossi P., Reações Nucleares de Alta energia ("Spallation") e Sua Aplicação em calculo de Sistemas Nucleares Acionados por Fonte, Universidade de São Paulo, 2011, Tese de Doutorado, 322 p.

- Rydin R.A. S. T., New approach to the QUABOX-CUBBOX coarse-mesh methods., 1978, pp 131–144
- Salvatores M., Nuclear fuel cycle strategies including partitioning and transmutation, Nuclear Engineering and Design, 2005, vol. 235, p. 805
- Salvatores M., Physics features comparison of TRU burners: Fusion/Fission Hybrids, Accelerator-Driven Systems and low conversion ratio critical fast reactors, Annals of Nuclear Energy, 2009, vol. 235, p. 1653
- Santos A., de Andrade e Silva G., Mendonça A., Fuga R., Abe A., New experimental results for the inversion point of the isothermal reactivity coefficient of the IPEN/MB-01 reactor, Annals of Nuclear Energy, 2009, vol. 36, p. 1740
- Santos A., Fanaro L. C. C. B., de Andrade e Silva G. S., Mendonca A. G., The experimental determination and evaluation of the three-dimensional fission density distribution of the IPEN/MB-01 research reactor facility for the IRPhE project, Annals of Nuclear Energy, 2011, vol. 38, p. 418
- Santos R., Maiorino J., On the Application of SIRER-ADS in the simulation of transients in Accelerator Driven System, In: 2007 International Nuclear Atlantic Conference- INAC 2007, 2007
- Seed T., Miller Jr W., Brinkley Jr F., TRIDENT: a two-dimensional, multigroup, triangular mesh discrete ordinates, explicit neutron transport code, 1977
- Shahbunder H., Pyeon C. H., Misawa T., Lim J.-Y., Shiroya S., Subcritical multiplication factor and source efficiency in accelerator-driven system, Annals of Nuclear Energy, 2010, vol. 37, p. 1214
- Shannon C., A mathematical theory of communication, ACM SIGMOBILE Mobile Computing and Communications Review, 2001, vol. 5, p. 3
- Sheffield R., Increasing the Acceptance of Spent Nuclear Fuel Disposal by the Transmutation of Minor Actinides Using an Accelerator. In APS Meeting Abstracts , vol. 1, 2010, p. 6001

- Shibata K., Iwamoto O., Nakagawa T., Iwamoto N., Ichihara A., Kunieda S., Chiba S., Furutaka K., Otuka N., Ohsawa T., Murata T., Matsunobu H., Zukeran A., Kamada S., Katakura J.-I., JENDL-4.0: A new library for nuclear science and engineering, Journal of Nuclear Science and Technology, 2011, vol. 48, p. 1
- Shibata K., Kawano T., Nakagawa T., Iwamoto O., Katakura J., Fukahori T., Chiba S., Hasegawa A., Murata T., Matsunobu H., et al., Japanese evaluated nuclear data library version 3 revision-3: JENDL-3.3, Journal of Nuclear Science and Technology, 2002, vol. 39, p. 1125
- Shim H., Kim C., Error Propagation Module Implemented in the MCCARD Monte Carlo Code, Trans. Am. Nucl. Soc, 2002, vol. 86, p. 325
- Siewert C., Benoist P., The F_n Method in Neutron-Transport Theory. Part I: Theory and Applications, Nuclear Science and Engineering, 1979, vol. 69, p. 156
- Siqueira P., Yoriyaz H., Santos A., Pascholati P., Numerical analysis of an incremented statistical sampling procedure in MCNP, Annals of Nuclear Energy, 2008, vol. 35, p. 1073
- Slessarev I., Bokov P., On potential of thermo-nuclear fusion as a candidate for external neutron source in hybrid systems (applied to the "WISE" concept), Annals of Nuclear Energy, 2003, vol. 30, p. 1691
- Smith K., Rhodes J., CASMO-4 characteristics method for two-dimensional PWR and BWR core calculations, Trans. Am. Nucl. Soc, 2000, vol. 83, p. 294
- Smith M., Lewis E., Palmiotti G., Yang W., A first-order integral method developed for the VARIANT code , vol. 2006, 2006
- Souza R., Moreira J., Power peak factor for protection systems-Experimental data for developing a correlation, Annals of Nuclear Energy, 2006a, vol. 33, p. 609
- Souza R. M. G., Moreira J. M., Neural network correlation for power peak factor estimation, Annals of Nuclear Energy, 2006b, vol. 33, p. 594

- Spanier J., Gelbard E., Bell G., Monte Carlo principles and neutron transport problems, Physics Today, 1970, vol. 23, p. 56
- Stacey W., Capabilities of a DT tokamak fusion neutron source for driving a spent nuclear fuel transmutation reactor, Nuclear Fusion, 2001, vol. 41, p. 135
- Stacey W., Nuclear Reactor Physics. Wiley-VCH, 2007
- Stacey W., A Tokamak Neutron Source for FFH Based on Iter Physics and Technology, 2009a
- Stacey W., Georgia Tech Studies of Sub-Critical Advanced Burner Reactors with a DT Fusion Tokamak Neutron Source for the Transmutation of Spent Nuclear Fuel, Journal of fusion energy, 2009b, vol. 28, p. 328
- Stacey W., Beavers V., Casino W., Cheatham J., Friis Z., Green R., Hamilton W., Haufler K., Hutchinson J., Lackey W., et al., A subcritical, gas-cooled fast transmutation reactor with a fusion neutron source, Nuclear Technology, 2005, vol. 150
- Stacey W., Mandrekas J., Hoffman E., Kessler G., Kirby C., Mauer A., Noble J., Stopp D., Ulevich D., A fusion transmutation of waste reactor, Fusion Engineering and Design, 2002, vol. 63, p. 81
- Stacey W., Van Rooijen W., Bates T., Colvin E., Dion J., Feener J., Gayton E., Gibbs D., Grennor C., Head J., et al., A TRU-Zr Metal-Fuel Sodium-Cooled Fast Subcritical Advanced Burner Reactor, Nuclear technology, 2008, vol. 162, p. 53
- Stanculescu A., IAEA activities in the area of partitioning and transmutation, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, 2006, vol. 562, p. 614
- Stanculescu A., Overview of members states and IAEA activities in the field of accelerator driven systems (ADS). In Applications of High Intensity Proton Accelerators-Proceedings of the Workshop , 2010, p. 303
- Sublet J., JEFF-3.1, ENDF/B-VII and JENDL-3.3 Critical Assemblies Benchmarking With the Monte Carlo Code TRIPOLI, Nuclear Science, IEEE Transactions on, 2008, vol. 55, p. 604

- Takano H., Nishihara K., Tsujimoto K., Sasa T., Oigawa H., Takizuka T., Transmutation of long-lived radioactive waste based on double-strata concept, Progress in Nuclear Energy, 2000, vol. 37, p. 371
- Takeda T. H. N. N. T., Estimation of error propagation in Monte-Carlo burnup calculations, Journal of Nuclear Science and Technology, 1999, vol. 36, p. 738
- Talamo A., Talk about adjoint weighted kinetic parameters by Monte Carlo using Dulla aproach, 2011, Comunicação pessoal
- Talamo A., Gohar M., Rabiti C., Monte Carlo modeling and analyses of YALINA-booster subcritical assembly part 2: pulsed neutron source., 2008
- Talamo A., Gohar Y., Deterministic and Monte Carlo modeling and analyses of YALINA THERMAL subcritical assembly., 2010
- Talamo A., Gohar Y., Aliberti G., Cao Y., Smith D., Zhong Z., Kiyavitskaya H., Bournos V., Fokov Y., Routkovskaya C., Serafimovich I., MCNPX, MONK, and ERANOS analyses of the YALINA Booster subcritical assembly, Nuclear Engineering and Design, 2011, vol. 241, p. 1606
- Talamo A., Gohar Y., Dulla S., Ravetto P., Importance of (n,xn) reactions in evaluating kinetic parameters of subcritical assemblies: from classic to modern formalism, International Conference on Mathematics and Computational Methods Applied to Nuclear Science and Engineering (MC 2011), 2011, pp –
- Talamo A., Ji W., Cetnar J., Gudowski W., Comparison of MCB and MONTEBURNS Monte Carlo burnup codes on a one-pass deep burn, Annals of Nuclear Energy, 2006, vol. 33, p. 1176
- Tesinsky M., Berglöf C., Bäck T., Martsynkevich B., Serafimovich I., Bournos V., Khilmanovich A., Fokov Y., Korneev S., Kiyavitskaya H., Gudowski W., Comparison of calculated and measured reaction rates obtained through foil activation in the subcritical dual spectrum facility YALINA-Booster, Annals of Nuclear Energy, 2011, vol. 38, p. 1412

- Tsujimoto K., Sasa T., Nishihara K., Oigawa H., Takano H., Neutronics Design for Lead– Bismuth Cooled Accelerator-Driven System for Transmutation of Minor Actinide, Journal of Nuclear Science and Technology, 2004, vol. 41, p. 21
- Ueki T. M. T. N. M., Error estimations and their biases in Monte Carlo eigenvalue calculations, Nuclear Science and Engineering, 1996, vol. 125, p. 1
- Ueki T., Intergenerational Correlation in Monte Carlo k-Eigenvalue Calculation, Nuclear Science and Engineering, 2002, vol. 141, p. 101
- Ueki T., Information Theory and Undersampling Diagnostics for Monte Carlo Simulation of Nuclear Criticality, Nuclear science and engineering, 2005, vol. 151, p. 283
- Ueki T., Brown F., Stationary Modeling and Informatics-Based Diagnostics in Monte Carlo Criticality Calculations, Nuclear science and engineering, 2005, vol. 151, p. 38
- van der Marck S., Meulekamp R., Hogenbirk A., Koning A., Benchmark results for delayed neutron data. In AIP Conference Proceedings, vol. 769, 2005, p. 531
- van der Marck S. C., Benchmarking ENDF/B-VII.0, Nuclear Data Sheets, 2006, vol. 107, p. 3061
- von Lensa W., Nabbi R., Rossbach M., RED-IMPACT Impact of Partitioning, Transmutation and Waste Reduction Technologies on the Final Nuclear Waste Disposal. Forschungszentrum Jülich, 2008
- Von Neumann J., Richtmyer R., ULAM S., Statistical methods in neutron diffusion, Los Alamos Scientific report, 1947, vol. 511, p. 751
- Wagner R., SOFOCATE A code to determine thermal constants on the IBM-650, 1962
- Warin D., Future nuclear fuel cycles: Prospect and challenges for actinide recycling. In IOP Conference Series: Materials Science and Engineering , vol. 9, 2010, p. 012063
- Warsa J., Wareing T., Morel J., Krylov iterative methods and the degraded effectiveness of diffusion synthetic acceleration for multidimensional SN calculations in problems with material discontinuities, Nuclear science and engineering, 2004, vol. 147, p. 218

- Wiarda D., Arbanas G., Leal L., Dunn M., Recent Advances with the AMPX Covariance Processing Capabilities in PUFF-IV, Nuclear Data Sheets, 2008, vol. 109, p. 2791
- Williams M., Ilas G., Hilton Head S., ENDF/B-VII Nuclear Data Libraries for SCALE 6, CD Proceedings, Advances in Nuclear Fuel Management IV, 2009
- Wilson W., England T., Arthur E., Accelerator transmutation studies at Los Alamos with LAHET, MCNP, and CINDER90, 1993
- Wilson W., England T., George D., Muir D., Young P., Recent development of the CIN-DER90 transmutation code and data library for actinide transmutation studies, 1995
- Wu G. J., Roy R., A new characteristics algorithm for 3D transport calculations, Annals of Nuclear Energy, 2003, vol. 30, p. 1
- Xu Z., Hejzlar P., Kazimi M., MCODE, Version 2.2-An MCNP-ORIGEN DEpletion Program, 2006
- Young J., Koppel J., Slow neutron scattering by molecular hydrogen and deuterium, Physical Review, 1964, vol. 135, p. A603
- Zhang H. L. P. W. H.-C., Benchmark CENDL-3.1 with international handbook of evaluated criticality safety benchmark experiments, Hedongli Gongcheng/Nuclear Power Engineering, 2010, vol. 31, p. 145
- Zhong Z., Gohar Y., Talamo A., Analysis of fuel management in the KIPT neutron source facility, Annals of Nuclear Energy, 2011
- Zhong Z., Talamo A., Gohar One-run monte carlo calculation of effective delayed neutron fraction and area-ratio reactivity, International Conference on Mathematics and Computational Methods Applied to Nuclear Science and Engineering (MC 2011), 2011, pp –
- Zweifel P., Neutron self-shielding, Nucleonics (US) Ceased publication, 1960, vol. 18

Apêndice

Apêndice A_____

Entradas de dados Utilizadas no MCNP/MCB

A.1 IPEN/MB-01

c Cri	tical Facilty 4.3	w/o u-23	5 en	richme	ent						
с											
c Configuração Subcritica do IPENMB-01											
c Entrada de dados MCNP											
с	: Thiago Carluccio										
с											
c fuel rod definition (material density and geometry)											
c bottom part of fuel rod> -9.00 up to 0.00 cm											
10	5 1.11860e-01	-1	-8		u=2	\$	aluminum	(bottom)			
20	2 -0.0001	1 -2	-8		u=2	\$	gap	(bottom)			
30	3 8.655893e-02	2 -3	-8		u=2	\$	clad	(bottom)			
c active fuel rod> 0.0 up to 54.84 cm											
40	1 6.81901e-02	-1	8	-9	u=2	\$	uo2(pelle	t)			
50	2 -0.0001	1 -2	8	-9	u=2	\$	gap				
60	3 8.655893e-02	2 -3	8	-9	u=2	\$	clad	(SS)			
с	c upper part of fuel rod> 54.84 up to 60.24 cm										
70	5 1.11860e-01	-1	9	-23	u=2	\$	aluminum	(top)			
80	2 -0.0001	1 -2	9	-23	u=2	\$	gap	(top)			
90	3 8.655893e-02	2 -3	9	-23	u=2	\$	clad	(top)			
с	c spacer tube - upper part> 60.24 up to 98.84 cm										
100	0	-28	23	-24	u=2	\$	void (tub	e espac.)			
110	7 8.79012e-02	28 -1	23	-24	u=2	\$	ss (tub	e espac.)			
120	3 8.655893e-02	2 -3	23	-24	u=2	\$	clad (tub	e espac.)			
130	2 -0.0001	1 -2	23	-24	u=2	\$	gap (tub	e espac.)			
с	water outside of	fuel ro	d	-> mode	erator						

```
140
      4 1.00104e-01
                         3
                                        u=2
с
      guide tube definition
С
150
      4 1.00104e-01
                         -18
                                  -24
                                        u=3
                                                $ guide tube (inside water)
160
      9 8.429047e-02 18 -17
                                  -24
                                                $ guide tube (tube)
                                        u=3
170
      4 1.00104e-01
                                                $ guide tube (outside water)
                          17
                                        u=3
с
      neutron generator tube
с
                                                $ guide tube (inside vacum)
470
      0
                         -18
                               51 -24 u=8
      4 1.00104e-01
475
                         -17
                                  -51
                                       u=8
                                                $ guide tube (outside water)
      9 8.429047e-02 18 -17 51 -24
480
                                                $ guide tube (tube)
                                        u=8
490
      4 1.00104e-01
                          17
                                        u=8
                                                $ guide tube (outside water)
с
      SS control rod #1 definition --> surface 31 define active length
с
      6 5.823351e-02
c 180
                       -29
                                 31 -24
                                          u=5 $ control rod BC#1
        2 -0.0001
                         29 -2 31 -24
c 190
                                          u=5 $ gap
c 200
        3 8.655893e-02
                         2 -3
                                 31 -24
                                          u=5 $ clad
c 210
      4 1.00104e-01
                        3 -18
                                    -24
                                          u=5 $ water inside
      9 8.429047e-02
c 220
                        18 -17
                                    -24
                                          u=5 $ guide tube (SS)
c 230
        4 1.00104e-01
                         17
                                          u=5 $ water outside
      plug of control rod#1
С
c 240
        3 8.655893e-02
                       -3
                                 30 -31
                                          u=5 $ control rod plug
c 250
      4 1.00104e-01
                         -3
                                    -30
                                          u=5 $ water below control rod
с
      SS control rod #2 definition --> surface 41 define active length
с
c 260
        6 5.823351e-02 -29
                                 41 -24
                                          u=6 $ control rod BC#2
c 270
        2 -0.0001
                        29 -2
                                 41 -24
                                          u=6 $ gap
      3 8.655893e-02
c 280
                         2 -3 41 -24
                                          u=6 $ clad
c 290
        4 1.00104e-01
                         3 -18
                                    -24
                                          u=6 $ water inside
c 300
        9 8.429047e-02
                         18 -17
                                    -24
                                          u=6 $ guide tube (SS)
c 310
      4 1.00104e-01
                         17
                                          u=6 $ water outside
с
      plug of control rod#2
       3 8.655893e-02
c 320
                         -3
                                 40 -41
                                          u=6 $ control rod plug
c 330
        4 1.00104e-01
                        -3
                                    -40
                                          u=6 $ water below control rod
С
      single water cell
с
        4 1.00104e-01
340
                                    -24
                                          u=7 $ water
с
```

236

burnable poison rod с void + acrylic tube + gap + SS clad с c 350 0 -19 -8 u=4 \$ void (bottom) c 360 12 1.06657e-01 19 -20 -8 u=4 \$ acrylic (bottom) 2 -0.0001 c 370 20 -2 -8 u=4 \$ gap 3 8.655893e-02 c 380 2 -3 -8 u=4 \$ clad (bottom) active AL203-B4C rod -----> 0.0 up to 54.60 cm С c 390 11 9.85389e-02 -10 8 -11 u=4 \$ Al2O3-B4C (pellet) 2 -0.0001 c 400 10 -2 8 -11 u=4 \$ gap c 410 3 8.655893e-02 2 -3 8 -11 u=4 \$ clad (SS) upper part of burnable poison rod ----> 54.60 up to 60.24 cm с c 420 0 -2 11 -23 u=4 \$ void (top) c 430 3 8.655893e-02 2 -3 11 -23 u=4 \$ clad (top) с upper part of burnable poison ---> 60.24 up to 98.84 cm c 440 0 -2 23 -24 u=4 \$ void 3 8.655893e-02 2 -3 23 -24 c 450 u=4 \$ clad (SS) water outside of burnable poison rod --> moderator с c 460 4 1.00104e-01 3 u=4 с fuel rods array 28x26 configuration с Universe u=2 means entire fuel rods с Universe u=3 means guide tube С Universe u=4 means burnable poison rod С Universe u=5 means control rod #1 (BC#1) с Universe u=6 means control rod #2 (BC#2) с Universe u=7 means cell water с с 0 -4 5 7 -6 u=15 lat=1 fill=-14:13 -12:13 0:0 500 1 2 3 4 5 6 7 8 9 0 1 2 3 4 5 6 7 8 9 0 1 2 3 4 5 6 7 8 с ab A B C D E F G H I J K L M N O P Q R S T U V W X Y Z za с 7 7 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 2 2 2 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 7 7 \$ROW 4 7722222222222222222222222222277 \$ROW 5 772322232232223222322232277 \$ROW 6 772223223222222222222322277 \$ROW 8

```
7 7 2 3 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 3 2 7 7 $ROW 10
   77222322322222222223222322277 $ROW 12
   772222222222222222222222222222277 $ROW 15
   7 7 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 2 2 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 7 7 $ROW 17
   7722222222222222222222222222222277 $ROW 18
   7 7 2 3 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 3 2 7 7 $ROW 19
   7 7 2 3 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 3 2 2 3 2 7 7 $ROW 23
   boundary of 28x26 fuel rod array - windows must fit tightly
с
    0 -13 14 -15 16 25 -24
560
                   fill=15
    bottom plate (2.20 cm)
С
570
   10 8.669072e-02 -34 35 -36 37 -25 32
c 601 0 -61 25 -24 $ detector 1
c 602 0 -62 25 -24 $ detector 2
c 603 0 -63 25 -24 $ detector3
c 701 0 -71 25 -50 $ control detector
c 702 0 -72 25 -50 $ control detector
c 703 0 -73 25 -50 $ control detector
c 704 0 -74 25 -50 $ control detector
c 705 0 -75 25 -50 $ control detector
c 706 0 -76 25 -50 $ control detector
c 707 0 -77 25 -50 $ control detector
c 708 0 -78 25 -50 $ control detector
601 0 -61 8 -79 $ detector 1
602 0 -62 8 -79 $ detector 2
603 0 -63 8 -79 $ detector3
```

```
701 0 -71 8 -79 $ control detector
702 0 -72 8 -79 $ control detector
703 0 -73 8 -79 $ control detector
704 0 -74 8 -79 $ control detector
705 0 -75 8 -79 $ control detector
706 0 -76 8 -79 $ control detector
707 0 -77 8 -79 $ control detector
708 0 -78 8 -79 $ control detector
с
       water around of 28x26 fuel rod array
с
        4 1.00104e-01 -12 33 -50
580
                                      #560 #570 #601 #602 #603&
 #701 #702 #703 #704 #705 #706 #707 #708
                                           $ water around world
с
        outside of reactor tank
             12:50:-33
999
        0
                                                   $ outside of world
     SURFACE DEFINITIONS - SIZE in Centimeters
с
с
с
       Surface cards ----> cz cylinder
                             px, py and pz planes
с
с
                          $ uo2 pellet radius
1
     cz .42447
2
     cz .42873
                          $ clad inner radius
3
     cz .49037
                          $ clad outer radius
                          $ half pitch
4
    px 0.75
5
    px -0.75
                          $ half pitch
    ру 0.75
                          $ half pitch
6
7
    ру -0.75
                          $ half pitch
8
    pz .0000
                          $ axial origin
9
     pz 54.840
                          $ fuel rod length
     cz 0.4155
                          $ poison pellet radius
10
11
    pz 54.60
                          $ poison rod length
12
     cz 100.00
                          $ reactor tank radius
                          $ window boundary ( 20.25/1.5=13.5 )
13
    px 20.25
                          $ window boundary ( 21.75/1.5=14.5 )
14
    px -21.75
    py 18.75
                          $ window boundary ( 18.75/1.5=12.5 )
15
16
    py -20.25
                          $ window boundary ( 20.25/1.5=13.5 )
                          $ guide tube outer radius
17
     cz 0.6000
                          $ guide tube inner radius
     cz 0.565
18
```

19	cz 0.2350	<pre>\$ acrylic tube inner radius</pre>					
20	cz 0.4000	<pre>\$ acrylic tube outer radius</pre>					
23	pz 60.24	<pre>\$ top aluminum height</pre>					
24	pz 98.84	<pre>\$ spacer tube heigth</pre>					
25	pz -9.00	<pre>\$ bottom aluminum height</pre>					
28	cz 0.365	<pre>\$ spacer tube inner radius</pre>					
29	cz 0.416	<pre>\$ control rod inner radius</pre>					
30	pz 53.17	$\$ end of plug (2/3 of 2.50 cm - cone shaped)					
31	pz 54.84	<pre>\$ active length of control rod</pre>					
32	pz -11.20	<pre>\$ bottom SS grid plate</pre>					
33	pz -50.00	<pre>\$ bottom of reactor tank</pre>					
34	px 29.400	<pre>\$ bottom grid plate +X</pre>					
35	px -29.400	<pre>\$ bottom grid plate -X</pre>					
36	ру 29.400	<pre>\$ bottom grid plate +Y</pre>					
37	py -29.400	<pre>\$ bottom grid plate -Y</pre>					
40	pz 53.17	<pre>\$ end of plug</pre>					
41	pz 54.84	<pre>\$ active length of control rod</pre>					
42	pz 23.00	<pre>\$ bottom aluminium block</pre>					
43	pz 32.00	<pre>\$ top aluminium block</pre>					
50	pz 150.00	<pre>\$ top of reactor tank</pre>					
51	pz 27.30	<pre>\$ top of reactor tank</pre>					
61	c/z 37.1 -	-0.75 5 \$ detector 1					
62	c/z -35.5 -	-0.75 5 \$ detector 2					
63	c/z 80.75 -	-0.75 5 \$ detector 3					
71	c/z -21.75 3	36.25 5 \$ control detector 1					
72	c/z -7.75 3	36.25 5 \$ control detector 2					
73	c/z 6.25 3	36.25 5 \$ control detector 3					
74	c/z 20.25 3	36.25 5 \$ control detector 4					
75	c/z -21.75 -3	30.25 5 \$ control detector 1					
76	c/z -7.75 -3	30.25 5 \$ control detector 2					
77	c/z 6.25 -3	30.25 5 \$ control detector 3					
78	c/z 20.25 -3	30.25 5 \$ control detector 4					
79	pz 20	\$ detector length					
с	Cell importance	e definitions - Default values must be ONE					
c							
imp:n 111111111 1111111111							
	1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 0					

```
с
с
     material definitions
      ----> density can be atom/barn.cm
с
с
       uo2
    92235.00c 9.99240e-04 92238.00c 2.1694e-02 8016.00c 4.54890e-02
m1
     92234.00c 7.84620e-06
m2 8016.00c 0.0001
       SS304 - clad
с
mЗ
     26054.00c 3.57366e-03 26056.00c 5.40491e-02 26057.00c 1.22693e-03
     26058.00c 1.59256e-04
     24050.00c 7.61902e-04 24052.00c 1.41123e-02 24053.00c 1.56980e-03
     24054.00c 3.82755e-04
     28058.00c 5.62942e-03 28060.00c 2.09590e-03 28061.00c 8.96301e-05
     28062.00c 2.80805e-04 28064.00c 6.96915e-05
     14028.00c 6.28990e-04 14029.00c 3.07498e-05 14030.00c 1.97329e-05
     16032.00c 1.48849e-05 16033.00c 1.13926e-07 16034.00c 6.20747e-07
     16036.00c 2.78500e-09
     42092.00c 1.30932e-05 42094.00c 7.98754e-06 42095.00c 1.36022e-05
     42096.00c 1.41032e-05 42097.00c 7.99122e-06 42098.00c 1.99853e-05
     42100.00c 7.81608e-06
     25055.00c 1.46450e-03 15031.00c 4.00400e-05 6000.00c 1.12390e-04
     27059.00c 1.74020e-04
с
        water
m4 1001.00c 6.67360e-02 8016.00c 3.33680e-02
mt4 h2o20.01t
        al2o3
с
m5 8016.00c 6.71160e-02 13027.00c 4.47440e-02
с
       Ag-In-Cd rod
       47107.50c 2.31810e-02 47109.50c 2.11480e-02
cm6
       49000.60c 7.85170e-03 48000.50c 2.58940e-03
с
       6000.50c 1.50520e-03 16032.50c 1.87910e-04
с
с
       8016.50c 1.77030e-03
с
        spacer tube
     26054.00c 3.74872e-03 26056.00c 5.66967e-02 26057.00c 1.28703e-03
m7
     26058.00c 1.67057e-04
     24050.00c 7.59839e-04 24052.00c 1.40741e-02 24053.00c 1.56555e-03
     24054.00c 3.81719e-04
     28058.00c 4.53128e-03 28060.00c 1.68705e-03 28061.00c 7.21458e-05
```

```
28062.00c 2.26028e-04 28064.00c 5.60967e-05
     25055.00c 1.15810e-03
     14028.00c 1.03286e-03 14029.00c 5.04940e-05 14030.00c 3.24033e-05
     15031.00c 3.11240e-05 6000.00c 2.40780e-04 27059.00c 1.14500e-04
        guide tube
с
    26054.00c 3.44894e-03 26056.00c 5.21628e-02 26057.00c 1.18411e-03
m9
     26058.00c 1.53698e-04
     24050.00c 7.38069e-04 24052.00c 1.36708e-02 24053.00c 1.52070e-03
     24054.00c 3.70782e-04
     28058.00c 6.27853e-03 28060.00c 2.33757e-03 28061.00c 9.99650e-05
     28062.00c 3.13183e-04 28064.00c 7.77273e-05
     25055.00c 1.15010e-03
     14028.00c 6.12655e-04 14029.00c 2.99512e-05 14030.00c 1.92205e-05
     15031.00c 4.50000e-05 6000.00c 8.89680e-05
        bottom grid plate
с
m10 26054.00c 3.63630e-03 26056.00c 5.49964e-02 26057.00c 1.24843e-03
     26058.00c 1.62047e-04
     24050.00c 7.56501e-04 24052.00c 1.40122e-02 24053.00c 1.55868e-03
     24054.00c 3.80042e-04
     28058.00c 5.28566e-03 28060.00c 1.96791e-03 28061.00c 8.41568e-05
     28062.00c 2.63658e-04 28064.00c 6.54358e-05
     14028.00c 8.01962e-04 14029.00c 3.92060e-05 14030.00c 2.51595e-05
     16032.00c 4.25282e-06 16033.00c 3.25504e-08 16034.00c 1.77356e-07
     16036.00c 7.95715e-10
     42092.00c 4.62114e-06 42094.00c 2.81913e-06 42095.00c 4.80079e-06
     42096.00c 4.97759e-06 42097.00c 2.82043e-06 42098.00c 7.05364e-06
     42100.00c 2.75861e-06
     25055.00c 1.25030e-03 15031.00c 5.54400e-05 6000.00c 7.94260e-05
sdef erg=14 pos=-1.50001 0.000001 27.42
с
С
FC4 Potencia em Fissões por neutron de fonte
SD4 14247.04803
F4:n 40
c volume varetas*24x22-1-48=14889.85626
c volume [cm3] * conc[atom/barn*cm]
FM4 (6.81901e-02 1 -6)&
    (6.81901e-02 1 -6 -8)
```

```
c F14:n (560<500[-12:11 -10:11 0:0])
F24:n 601 602 603
c F34:n (560<500[0 0 0]) (560<500[4 0 0]) (560<500[2 -4 0]) &
с
    (560<500[1 -3 0]) (560<500[4 -6 0])
c E34 2.15E-09 4.65E-09 1.00E-08 2.15E-08 &
    4.65E-08 1.00E-07 2.15E-07 4.65E-07 &
с
     1.00E-06 2.15E-06 4.65E-06 1.00E-05 &
с
    2.15E-05 4.65E-05 1.00E-04 2.15E-04 &
с
    4.65E-04 1.00E-03 2.15E-03 4.65E-03 &
с
    1.00E-02 2.15E-02 4.65E-02 1.00E-01 &
с
    2.00E-01 4.00E-01 8.00E-01 1.40E+00 &
с
     2.50E+00 4.00E+00 6.50E+00 1.05E+01 &
с
    1.40E+01 2.00E+01
С
c n14
FMESH44:n geom=xyz origin= -0.75,-0.75,-9
          imesh=0.75 iints=1
          jmesh=0.75 jints=1
          kmesh=98.84
          kints=108
c r14
FMESH54:n geom=xyz origin= 5.25,-0.75,-9
          imesh=6.75 iints=1
          jmesh=0.75 jints=1
          kmesh=98.84
          kints=108
c p10
FMESH64:n geom=xyz origin= 2.25,5.25,-9
          imesh=3.75 iints=1
          jmesh=6.75 jints=1
          kmesh=98.84
          kints=108
c o11
FMESH74:n geom=xyz origin= 0.75,3.75,-9
          imesh=2.25 iints=1
          jmesh=5.25 jints=1
          kmesh=98.84
          kints=108
```

c r8

```
FMESH84:n geom=xyz origin= 5.25,8.25,-9
          imesh=6.75 iints=1
          jmesh=9.75 jints=1
          kmesh=98.84
         kints=108
c task 3 (average flux in each cell(active core))
FMESH94:n geom=xyz origin= -21.75,-20.25,0
          imesh=20.25 iints=28
          jmesh=18.75 jints=26
         kmesh=54.84
         kints=1
с
С
c n14 active core spectra
FMESH104:n geom=xyz origin= -0.75,-0.75,0
          imesh=0.75 iints=1
          jmesh=0.75 jints=1
         kmesh=54.84 kints=1
     emesh= 2.15E-09 4.65E-09 1.00E-08 2.15E-08 &
     4.65E-08 1.00E-07 2.15E-07 4.65E-07 &
     1.00E-06 2.15E-06 4.65E-06 1.00E-05 &
     2.15E-05 4.65E-05 1.00E-04 2.15E-04 &
     4.65E-04 1.00E-03 2.15E-03 4.65E-03 &
     1.00E-02 2.15E-02 4.65E-02 1.00E-01 &
     2.00E-01 4.00E-01 8.00E-01 1.40E+00 &
     2.50E+00 4.00E+00 6.50E+00 1.05E+01 &
     1.40E+01 2.00E+01
     eints= 1 1 1 1 1 1 1 1 1 8
     1 1 1 1 1 1 1 1 1 8
     1 1 1 1 1 1 1 1 1 8
     1 1 1 1
c r14 active core spectra
FMESH114:n geom=xyz
                    origin= 5.25,-0.75,0
          imesh=6.75 iints=1
          jmesh=0.75 jints=1
         kmesh=54.84 kints=1
     emesh= 2.15E-09 4.65E-09 1.00E-08 2.15E-08 &
     4.65E-08 1.00E-07 2.15E-07 4.65E-07 &
```

```
1.00E-06 2.15E-06 4.65E-06 1.00E-05 &
     2.15E-05 4.65E-05 1.00E-04 2.15E-04 &
     4.65E-04 1.00E-03 2.15E-03 4.65E-03 &
     1.00E-02 2.15E-02 4.65E-02 1.00E-01 &
     2.00E-01 4.00E-01 8.00E-01 1.40E+00 &
     2.50E+00 4.00E+00 6.50E+00 1.05E+01 &
     1.40E+01 2.00E+01
     eints= 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 &
     1 1 1 1 1 1 1 1 1 8
     1 1 1 1 1 1 1 1 1 2
     1 1 1 1
c p10 active core spectra
FMESH124:n geom=xyz origin= 2.25,5.25,0
          imesh=3.75
                     iints=1
          jmesh=6.75 jints=1
         kmesh=54.84 kints=1
     emesh= 2.15E-09 4.65E-09 1.00E-08 2.15E-08 &
     4.65E-08 1.00E-07 2.15E-07 4.65E-07 &
     1.00E-06 2.15E-06 4.65E-06 1.00E-05 &
     2.15E-05 4.65E-05 1.00E-04 2.15E-04 &
     4.65E-04 1.00E-03 2.15E-03 4.65E-03 &
     1.00E-02 2.15E-02 4.65E-02 1.00E-01 &
     2.00E-01 4.00E-01 8.00E-01 1.40E+00 &
     2.50E+00 4.00E+00 6.50E+00 1.05E+01 &
     1.40E+01 2.00E+01
     eints= 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 &
     1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 8
     1 1 1 1 1 1 1 1 1 8
     1 1 1 1
c oll active core spectra
FMESH134:n geom=xyz origin= 0.75,3.75,0
          imesh=2.25
                     iints=1
          jmesh=5.25 jints=1
         kmesh=54.84 kints=1
     emesh= 2.15E-09 4.65E-09 1.00E-08 2.15E-08&
     4.65E-08 1.00E-07 2.15E-07 4.65E-07&
     1.00E-06 2.15E-06 4.65E-06 1.00E-05&
     2.15E-05 4.65E-05 1.00E-04 2.15E-04&
```

```
4.65E-04 1.00E-03 2.15E-03 4.65E-03&
     1.00E-02 2.15E-02 4.65E-02 1.00E-01&
     2.00E-01 4.00E-01 8.00E-01 1.40E+00&
     2.50E+00 4.00E+00 6.50E+00 1.05E+01&
     1.40E+01 2.00E+01
     eints= 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 &
     1 1 1 1 1 1 1 1 1 8
     1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 &
     1 1 1 1
c r8 active core spectra
FMESH144:n geom=xyz origin= 5.25,8.25,0
     imesh=6.75 iints=1
     jmesh=9.75 jints=1
     kmesh=54.84 kints=1
     emesh= 2.15E-09 4.65E-09 1.00E-08 2.15E-08&
     4.65E-08 1.00E-07 2.15E-07 4.65E-07&
     1.00E-06 2.15E-06 4.65E-06 1.00E-05&
     2.15E-05 4.65E-05 1.00E-04 2.15E-04&
     4.65E-04 1.00E-03 2.15E-03 4.65E-03&
     1.00E-02 2.15E-02 4.65E-02 1.00E-01&
     2.00E-01 4.00E-01 8.00E-01 1.40E+00&
     2.50E+00 4.00E+00 6.50E+00 1.05E+01&
     1.40E+01 2.00E+01
     eints= 1 1 1 1 1 1 1 1 1 8
     1 1 1 1 1 1 1 1 1 8
     1 1 1 1 1 1 1 1 1 2
     1 1 1 1
nps 1000000
prdmp 100000 100000 -1 10 100000
print
```

A.2 YALINA Booster-902

```
c Yalina with 1141 EK-10 fuel rods
c Autor: Thiago Carlucco (carluccio@usp.br)
c Entrada de dados MCNP
c Input baseado nas especificações técnicas do CRP
c
```

c0											
c CELULASu=1											
c											
1 1 -11.34 1 -2 3 -4 323 -304	1 imp:n=1	\$alvo d	le chumbo ol	k							
81 0 (1 -2 3 -4 132 314 -323)):(1 -2 3 -4 12	5 322 -323	3) imp:n=1	\$ar em torno o tubo							
82 6 -7.9 (314 -318 129 -130):(314 -318 131 -132):(129 -132 318 -322):&											
(-129 321 -322):(322 -323 -125):(320 -321 -126) imp:n=1 \$ Steel 12X18H10T of											
83 20 -8.96 -317 316 -129	imp:n=1	\$alvo de cobre ok									
84 14 -1.0 (317 -318 -129):	imp:n=1	\$water ok									
85 15 -0.05 -129 -321 318 #82	imp:n=1	\$cellular polystyrene ok									
86 0 314 -316 -129			imp:n=1	\$vacum							
2 0 (20 -1 22 -23 303 -304)):&										
(2 -21 22 -23 303 -304)):&										
(20 -21 22 -3 303 -304):&											
(20 -21 4 -23 303 -304)) imp:n=1 fill=:	15	\$booste:	r 1							
cdetectores EC1B - EC4	4B										
c											
3 0 -115 303 -304	u=18	imp:n=1	\$ECB1								
4 6 -7.9 115 -114 303 -304	u=18	imp:n=1	\$ECB1 ok								
214 1 -11.34 114 303 -304	u=18	imp:n=1	\$ECB1 ok								
5 0 -117 303 -304	u=19	imp:n=1	\$ECB2								
6 6 -7.9 117 -116 303 -304	u=19	imp:n=1	\$ECB2 ok								
215 1 -11.34 116 303 -304	u=19	imp:n=1	\$ECB2								
7 0 -119 303 -311 303 -304	u=20	imp:n=1	\$ECB3								
8 6 -7.9 119 -118 303 -304	u=20	imp:n=1	\$ECB3 ok								
216 1 -11.34 118 303 -304	u=20	imp:n=1	\$ECB3 ok								
9 0 -121 303 -304	u=21	imp:n=1	\$ECB4								
90 6 -7.9 121 -120 303 -304	u=21	imp:n=1	\$ECB4								
217 1 -11.34 120 303 -304	u=21	imp:n=1	\$ECB4 ok								
210 0 80 -81 82 -83 303 -304	fill=18	imp:n=1	\$ECB1								
211 0 84 -85 86 -87 303 -304	fill=19	imp:n=1	\$ECB2								
212 0 88 -89 90 -91 303 -304	fill=20	imp:n=1	\$ECB3								
213 0 92 -93 94 -95 303 -304	fill=21	imp:n=1	\$ECB4								
cestrutura											
c											
c											
c booster 2											
110 0 (25 -84 55 -27 303 -304):& \$excluindo ECB2											

```
(85 -46 55 -27 303 -304):&
    (25 -46 55 -86 303 -304):&
    (25 -46 87 -27 303 -304):&
    (45 -46 27 -56 303 -304) fill=16 (.4 .4 0) imp:n=1
111 0 (45 -88 53 -26 303 -304):& $excluindo ECB3
    (89 -46 53 -26 303 -304):&
    (45 -46 53 -90 303 -304):&
    (45 -46 91 -26 303 -304):&
    (25 -46 26 -54 303 -304) fill=16 (.4 -.4 0) imp:n=1
112 0 (43 -92 53 -26 303 -304):& $excluindo ECB4
    (93 -44 53 -26 303 -304):&
    (43 -44 53 -94 303 -304):&
    (43 -44 95 -26 303 -304):&
    (43 -24 26 -54 303 -304) fill=16 (-.4 -.4 0) imp:n=1
113 0 (43 -80 27 -56 303 -304):&
                            $excluindo ECB1
    (81 -44 27 -56 303 -304):&
    (43 -44 27 -82 303 -304):&
    (43 -44 83 -56 303 -304):&
    (43 -24 55 -27 303 -304) fill=16 (-.4 .4 0) imp:n=1
c -----
c -----detectores EC5T - EC7T -----
c -----
91 0 -122 303 -327 imp:n=1 u=22
                                      $EC5T
92 2 -0.859 122 303 -327
                     imp:n=1 u=22
                                      $EC5T ok
93 0 -123 303 -327 imp:n=1 u=23
                                      $EC6T
94 2 -0.859 123 303 -327
                     imp:n=1 u=23
                                      $EC6T ok
95 0 -124 303 -327
                imp:n=1 u=24
                                      $EC7T
96 2 -0.859 124 303 -327
                     imp:n=1 u=24
                                      $EC7T ok
97 0 101 -102 103 -104 303 -327 fill=22 imp:n=1 $EC5T
98 0 105 -106 107 -108 303 -327 fill=23 imp:n=1 $EC6T
99 0 109 -110 111 -412 303 -327 fill=24 imp:n=1 $EC7T
c -----
c -----Zona Termica-----
c -----
114 0 45 -46 57 -58 303 -327 fill=17 (.2 .8 0) imp:n=1
                        fill=17 (.8 .8 0) imp:n=1
115 0 47 -48 57 -58 303 -327
116 0 (47 -101 55 -56 303 -327):&
    (102 -48 55 -56 303 -327):&
```

(47 -48 55 -103 303 -327):& (47 -48 104 -56 303 -327) fill=17 (.8 .2 0) imp:n=1 117 0 47 -48 53 -54 303 -327 fill=17 (.8 -.2 0) imp:n=1 118 0 47 -48 51 -52 303 -327 fill=17 (.8 -.8 0) imp:n=1 119 0 45 -46 51 -52 303 -327 fill=17 (.2 -.8 0) imp:n=1 120 0 43 -44 51 -52 303 -327 fill=17 (-.2 -.8 0) imp:n=1 121 0 41 -42 51 -52 303 -327 fill=17 (-.8 -.8 0) imp:n=1 122 0 (41 -105 53 -54 303 -327):& (106 -42 53 -54 303 -327):& (41 -42 53 -107 303 -327):& (41 -42 108 -54 303 -327) fill=17 (-.8 -.2 0) imp:n=1 123 0 41 -42 55 -56 303 -327 fill=17 (-.8 .2 0) imp:n=1 124 0 41 -42 57 -58 303 -327 fill=17 (-.8 .8 0) imp:n=1 125 0 (43 -109 57 -58 303 -327):& (110 -44 57 -58 303 -327):& (43 -44 57 -111 303 -327):& (43 -44 412 -58 303 -327) fill=17 (-.2 .8 0) imp:n=1 c -----c -----detectores MC1 - MC4 EC8R ----c -----310 0 -428 328 -329 imp:n=1 \$MC2 311 0 428 420 -421 422 -423 328 -329 imp:n=1 \$MC2 312 0 -429 328 -329 imp:n=1 \$MC4 314 0 429 420 -421 425 -424 328 -329 imp:n=1 \$MC4 315 0 -430 328 -329 imp:n=1 \$MC3 316 0 430 427 -426 425 -424 328 -329 imp:n=1 \$MC3 317 0 -431 328 -329 imp:n=1 \$MC1 318 0 431 427 -426 422 -423 328 -329 imp:n=1 \$MC1 319 0 -432 328 -329 imp:n=1 \$EC8R 320 0 -433 49 -71 imp:n=1 \$EC10R c -----126 3 -1.666 432 #(420 -421 422 -423 328 -329) & #(420 -421 425 -424 328 -329) & С #312 #314 & #(427 -426 425 -424 328 -329) & #(427 -426 422 -423 328 -329) & #(-433 49 -71) & ((70 -40 72 -73 328 -329):(70 -71 59 -73 328 -329):&
```
(49 -71 72 -73 328 -329):(70 -71 -50 72 328 -329)) imp:n=1 $grafite
c ---grade-----
201 1 -11.34 &
                                $refletor axial chumbo
     (314 -303 52 -3 42 -47):&
     (314 -303 4 -57 42 -47):&
    (314 -303 53 -57 42 -1):&
    (314 -303 53 -57 2 -47) &
    #(92 -93 94 -95 303 -304) imp:n=1 $refletor axial chumbo ok
c 202 23 -11.34 314 -303 40 -49 50 -59 #201 imp:n=1 $refletor axial chumbo
202 1 -11.34 &
                                      $refletor axial chumbo ok
      (40 -42 50 -59 314 -303):&
      (47 -49 50 -59 314 -303):&
      (40 -49 50 -52 314 -303):&
      (40 -49 57 -59 314 -303) imp:n=1
203 0 (314 -303 74 -40 76 -77):&
      (314 -303 49 -75 76 -77):&
      (314 -303 74 -75 76 -50):&
      (314 -303 74 -75 59 -77) imp:n=1 $ar
204 1 -11.34 304 -325 43 -46 53 -56 imp:n=1 $refletor axial chumbo ok
c 205 1 -11.34 327 -326 40 -49 50 -59 #(304 -325 42 -47 52 -57)&
     #2 #110 #111 #112 #113 imp:n=1 $refletor axial chumbo
С
205 1 -11.34 &
                               $refletor axial chumbo inf ok
    (327 - 326 40 - 43 50 - 59):&
     (327 - 326 46 - 49 50 - 59):&
     (327 - 326 40 - 49 50 - 53):&
     (327 -326 40 -49 56 -59) imp:n=1 $refletor axial chumbo inf
206 0 304 -325 74 -75 76 -77 #(304 -325 43 -46 53 -56) #(-326 40 -49 50 -59)&
    imp:n=1 $ar
101 6 -7.9 74 -12 76 -77 303 -304 122 #1 #2 #81 #82 #83 #84& ok
    #85 #86 &
    #((43 -44 53 -26):(43 -24 26 -54))& $ #112 e det
    #((43 -44 27 -56):(43 -24 55 -27))& $ #113 e det
    #(427 -426 425 -424 328 -329) & $MC3
    #(427 -426 422 -423 328 -329) & $MC1
    #(-432 328 -329) & $ECR8
    #126 #400 #(327 -326 40 -43 50 -59 )& $ #128
    #120 #121 #122 #123 #98 #99 #124 #125 #12 #201&
    #204 #205 imp:n=1 $grade ss
```

```
301 6 -7.9 12 -75 76 -77 303 -304 #1 #2 #81 #82 #83 #84&
    #85 #86&
    #((45 -46 27 -56):(25 -46 55 -27))&
    #((45 -46 53 -26):(25 -46 26 -54))&
    #126 #400& $ #128
    #(-433 49 -71) & $ #320 EC10R
    #(420 -421 422 -423 328 -329) & $MC2
    #(420 -421 425 -424 328 -329) & $MC4
    #(45 -46 57 -58 303 -327)& $ #114
    #(47 -48 57 -58 303 -327)& $ #115
    #(47 -48 55 -56 303 -327)& $ #116 e 91
    #(47 -48 53 -54 303 -327)& $ #117
    #(47 -48 51 -52 303 -327)& $ #118
    #(45 -46 51 -52 303 -327)& $ #119&
    #12 #201 #97&
    #204 #205 imp:n=1 $grade ss
c -----mundo exterior-----
127 0 -99 (-74:75:-76:77:-314:325) imp:n=1
128 0 99 imp:n=0
c -----
c celulas do booster 1 (u=2)
10 5 -17.95 -9 5 -6
                                   u=2 imp:n=1
                                                 $Umet 90 ok
11 0 9 -10 5 -6
                                   u=2 imp:n=1
                                                 $gap ar?
12 6 -7.9 10 -11 301 -302
                                                 $cladding SS X18H10T? ok
                                   u=2 imp:n=1
13 0 11 -112 301 -302 #18
                                   u=2 imp:n=1
                                                 $gap ar?
14 6 -7.9 112 -113 303 -304 #18
                                   u=2 imp:n=1
                                                 $tubo guia SS X18H10T ok
15 1 -11.34 113 303 -304
                                  u=2 imp:n=1
                                                 $chumbo ok
16 6 -7.9 -10 301 -5
                                   u=2 imp:n=1
                                                 $plugs SS X18H10T? ok
19 6 -7.9 -10 6 -302
                                   u=2 imp:n=1
                                                 $plugs SS X18H10T? ok
17 11 -7.8 -112 303 -301
                                 u=2 imp:n=1
                                                $plugs fe-56 ok
18 11 -7.8 -113 302 -304
                                 u=2 imp:n=1
                                                $plugs fe-56 ok
c u=15 booster 1
100 0 12 -13 14 -15
                   imp:n=1 lat=1 u=15 fill=-6:7 -6:7 0:0 2 195r
c -----
c celulas booster 2 (u=3)
20 7 -9.694 -209 5 -6
                             u=3 imp:n=1
                                            $uo2 0.36 ok
21 0 209 -210 5 -6
                             u=3 imp:n=1
                                            $gap ar
22 6 -7.9 210 -211 301 -302
                             u=3 imp:n=1
                                           $cladding SS X18H10T ok
```

23 0 211 -212 301 -302 u=3 imp:n=1 \$gap ar u=3 imp:n=1 24 6 -7.9 212 -214 303 -304 \$tubo guia SS X18H10T ok 25 1 -11.34 214 303 -304 u=3 imp:n=1 \$chumbo 26 6 -7.9 -210 6 -302 u=3 imp:n=1 \$plug SS X18H10T sup ok 27 6 -7.9 -210 301 -5 u=3 imp:n=1 \$plug SS X18H10T inf ok 28 11 -7.8 -212 302 -304 u=3 imp:n=1 \$plug SS fe-56 sup ok 29 11 -7.8 -212 303 -301 u=3 imp:n=1 \$plug SS fe-46 inf ok c _____ c zona absorvedora interna u met nat (u=4) 30 9 -18.41 -209 5 -6 u=4 imp:n=1 \$u.met nat. ok 31 0 209 -210 5 -6 u=4 imp:n=1 \$gap ar 32 6 -7.9 210 -211 301 -302 u=4 imp:n=1 \$cladding SS X18H10T ok 33 0 211 -212 301 -302 u=4 imp:n=1 \$gap ar 34 6 -7.9 212 -214 303 -304 u=4 imp:n=1 \$tubo guia SS X18H10T ok 35 1 -11.34 214 303 -304 u=4 imp:n=1 \$chumbo ok 36 6 -7.9 -210 6 -302 u=4 imp:n=1 \$plug SS X18H10T sup ok 37 6 -7.9 -210 301 -5 u=4 imp:n=1 \$plug SS X18H10T inf ok 38 11 -7.8 -212 302 -304 u=4 imp:n=1 \$plug fe-56 sup ok 39 11 -7.8 -212 303 -301 u=4 imp:n=1 \$plug fe-46 inf ok с -----_____ c zona absorvedora externa B4C (u=5) 40 13 -1.38 -210 5 -6 u=5 imp:n=1 \$B4C ok 41 6 -7.9 210 -211 301 -302 u=5 imp:n=1 \$cladding SS X18H10T ok 42 0 211 -213 301 -302 u=5 imp:n=1 \$gap ar 43 6 -7.9 213 -215 303 -304 u=5 imp:n=1 \$tubo guia SS X18H10T 44 1 -11.34 215 303 -304 u=5 imp:n=1 \$chumbo ok 45 6 -7.9 -210 6 -302 u=5 imp:n=1 \$plug SS X18H10T sup ok 46 6 -7.9 -210 301 -5 u=5 imp:n=1 \$plug SS X18H10T inf ok 47 0 -207 302 -304 u=5 imp:n=1 \$ar sup 48 0 -207 303 -301 u=5 imp:n=1 \$ar inf 49 11 -7.8 207 -213 302 -304 u=5 imp:n=1 \$plug fe-56 sup ok 401 11 -7.8 207 -213 303 -301 u=5 imp:n=1 \$plug fe-56 inf ok c -----

c u=16 booster

c ----c zona termica (u=6) 50 8 -5.042 -61 5 -6 u=6 imp:n=1 \$uo2+Mg ok 51 10 -2.7 61 -62 5 -6 u=6 imp:n=1 \$CAB ok 52 10 -2.7 -62 6 -307 u=6 imp:n=1 \$CAB sup ok 53 10 -2.7 -62 306 -5 u=6 imp:n=1 \$CAB inf ok \$CAB inf ok 55 10 -2.7 -60 303 -306 u=6 imp:n=1 56 0 62 -163 306 -307 u=6 imp:n=1 \$gap ar vacuo ok 57 0 60 -163 303 -306 u=6 imp:n=1 \$gap ar vacuo inf ok 58 21 -2.7 -163 307 -327 u=6 imp:n=1 \$aluminio ok 59 2 -0.859 163 303 -307 u=6 imp:n=1 \$polyethylene ok

```
510 0 163 307 -327
          u=6 imp:n=1
                 $air
C 511 0 60 163
с -----
c zona termica (u=7)
60 0 -61 5 -6
           u=7 imp:n=1
                 $air
61 0 61 -62 5 -6
           u=7 imp:n=1
                 $air
62 0 -62 6 -307
           u=7 imp:n=1
                 $air
63 0 -62 306 -5
           u=7 imp:n=1
                 $air
65 0 -60 303 -306
           u=7 imp:n=1
                 $air
66 0 62 -163 306 -307
           u=7 imp:n=1
                 $air
67 0 60 -163 303 -306
          u=7 imp:n=1
                 $air
68 0 -163 307 -327
           u=7 imp:n=1
                 $air
69 2 -0.859 163 303 -307 u=7 imp:n=1
                 $polyethylene
610 0 163 307 -327
           u=7 imp:n=1
                 $air
c -----
c u=17 booster
c with 902 EK-10 fuel rods -> pg11
400 0 12 -64 14 -66 imp:n=1 lat=1 u=17 fill=-23:24 -23:24 0:0
 7777777777777777777766
 77777777777777776666666
 77777777766666666666666666
```

7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7
7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7
7	7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7	7
7	7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7	7
7	7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7	7
7	7	7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7	7	7
7	7	7	7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7	7	7	7
7	7	7	7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7	7	7	7
7	7	7	7	7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7	7	7	7	7
7	7	7	7	7	7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7	7	7	7	7	7
7	7	7	7	7	7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7	7	7	7	7	7
7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7
7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7
7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7
7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7
7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7
7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	6	6
6	6	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7
7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7
7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7
7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7
7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7

с

c		
c SU	PERFICIES	
c		
c su	perficies da	alvo
1	px -4.571	
2	px 4.571	
3	py -4.571	
4	py 4.571	
с		
99	so 145	
с		
c li	mites sup e i	nferior
5	pz -25	<pre>\$volume ativo</pre>
6	pz 25	<pre>\$volume ativo</pre>
301	pz -31	\$booster
302	pz 31	\$booster
303	pz -32	\$booster e detector EC1B-EC4B
304	pz 32	\$booster
305	pz -31.5	\$booster
306	pz -27.7	\$termica
307	pz 27.7	\$termica
308	pz -32.2	\$termica
309	pz 32.2	\$termica
311	pz 32.5	\$detector EC1B-EC4B
312	pz -29.5	\$detector EC5T-EC7T e EC8R
313	pz 28.0	\$detector EC5T-EC7T e EC8R
314	pz -38.4	
315	pz -0.60	
316	pz 0.00	
317	pz 0.15	
318	pz 0.75	
319	pz 1.35	
320	pz 2.80	
321	pz 4.80	
322	pz 5.50	
323	pz 6.50	

324 pz 0.2 325 pz 41.5 326 pz 38.3 327 pz 29.1 328 pz -30.4 329 pz 30.4 c sup cel booster zona 1 9 c/z 0.5715 0.5715 0.32 c/z 0.5715 0.5715 0.33 10 11 c/z 0.5715 0.5715 0.35 112 c/z 0.5715 0.5715 0.38 113 c/z 0.5715 0.5715 0.45 c detectors booster 114 c/z -3.600 11.600 1.80 \$EC1B 115 c/z -3.600 11.600 1.70 \$EC1B С 116 c/z 13.200 3.600 1.80 \$EC2B 117 c/z 13.200 3.600 1.70 \$EC2B с 118 c/z 3.600 -19.600 1.80 \$EC3B 119 c/z 3.600 -19.600 1.70 \$EC3B с 120 c/z -12.400 -12.400 0.60 \$EC4B 121 c/z -12.400 -12.400 0.45 \$EC2B c detectores termico 122 c/z 27.80 5.20 1.2 \$EC5T 123 c/z -35.80 -11.20 1.2 \$EC6T 124 c/z -5.20 43.80 1.2 \$EC7T c foil samples c 501 c/z 13.200 3.60 0.5 \$EC2B c 502 c/z 27.80 5.20 0.5 \$EC5T c 503 c/z -35.80 -11.20 0.5 \$EC6T c 504 c/z -5.20 43.80 0.5 \$EC7T с c 505 pz -29.5 c 506 pz -25.0 508 pz -24.2 509 pz -23.1648

c 510 pz -23.4 c 512 pz -20.0 514 pz -19.2 515 pz -19.1648 c 516 pz -18.4 c 518 pz -15.0 520 pz -14.2 521 pz -14.1648 c 522 pz -13.4 c 524 pz -10.0 525 pz -9.2 527 pz -9.1648 c 528 pz -8.4 c 530 pz -5.0 532 pz -4.2 533 pz -4.1648 c 534 pz -3.4 c 536 pz 0 538 pz .8 539 pz .8352 c 540 pz 1.6 c 542 pz 5.0 544 pz 5.8 545 pz 5.8352 c 546 pz 6.6 c 548 pz 10.0 550 pz 10.8 551 pz 10.8352 c 552 pz 11.6 c 554 pz 15.0 556 pz 15.8 557 pz 15.8352 c 558 pz 16.6 c 560 pz 20.0 562 pz 20.8 563 pz 20.8352 c 564 pz 21.6 c 566 pz 25.0

```
c 567 pz 28.0
c acelerator tube
125 cz 0.6
126 cz 0.975
127 cz 2.0
128 cz 2.25
129 cz 2.5
130 cz 2.8
131 cz 3.35
132 cz 3.5
c limites da celula da regiao 1
12
    рх О
13
   px 1.143
    ру О
14
15
    py 1.143
c janela zona 1
20
    px -8
21
    px 8
22
    ру -8
23
    ру 8
c estrutura aluminio zona 1
24
   px -8.4
   px 8.4
25
    ру -8.4
26
27
    py 8.4
c superf cel zona 2
207 c/z 0.8 0.8 0.20
208 c/z 0.8 0.8 0.25
209 c/z 0.8 0.8 0.32
210 c/z 0.8 0.8 0.33
211 c/z 0.8 0.8 0.35
212 c/z 0.8 0.8 0.38
213 c/z 0.8 0.8 0.40
214 c/z 0.8 0.8 0.45
215 c/z 0.8 0.8 0.50
c limites da celula zona 2
c 12 px 0
31
   px 1.6
```

c 14 py 0
33 py 1.6
c estrutura de aluminio
40 px -49
41 px -48.6
42 px -24.6
43 px -24.2
44 px -0.2
45 px 0.2
46 px 24.2
47 px 24.6
48 px 48.6
49 px 49
50 py -49
51 py -48.6
52 py -24.6
53 py -24.2
54 py -0.2
55 py 0.2
56 py 24.2
57 py 24.6
58 py 48.6
59 py 49
c superf cel zona 3 termica
60 c/z 1. 1. 0.2
61 c/z 1. 1. 0.35
62 c/z 1. 1. 0.50
163 c/z 1. 1. 0.55
c limites da celula zona 3 termica
c 12 px 0
64 px 2
c 14 py 0
66 py 2
c limite refletor grafite
70 px -74.0
71 px 74.0
72 py -74
73 py 74

74 px -74.4 75 px 74.4 76 py -74.4 77 py 74.4 c limites detectores 80 px -5.4201 81 px -1.78 82 py 9.78 83 py 13.41 84 px 11.38 85 px 15.01 86 py 1.79 87 py 5.41 88 px 1.79 89 px 5.41 90 py -21.41 91 py -17.79 92 px -13.01 93 px -11.79 94 py -13.01 95 py -11.79 101 px 26.5 102 px 29.1 103 py 3.9 104 py 6.5 105 px -37.1 106 px -34.5 107 py -12.5 108 py -9.9 109 px -6.5 110 px -3.9 111 py 42.5 412 py 45.1 с 420 px 49.05 421 px 54.55 422 py 49.05 423 py 54.55

```
424 py -49.05
425 py -54.55
426 px -49.05
427 px -54.55
428 c/z 51.8 51.8 2.5
429 c/z 51.8 -51.8 2.5
430 c/z -51.8 -51.8 2.5
431 c/z -51.8 51.8 2.5
432 c/z -51.8 -3.0 1.2
433 c/x 0.0 0.0 1.2 $
c -----
c Bloco 3-----
c ------
tr4 24 0 0
tr5 72 0 0
tr6 96 0 0
tr8 0 56 0
tr101 16 0 0
tr103 0 24 0
tr104 0 72 0
tr105 0 96 0
tr107 56 0 0
tr109 0 16 0
tr110 0.2 0.2 0
c Materials --- colors follow MCNP5 scheme (names are case sensitive)
c Lead booster: rho=-11.34 --- Pink
    82206.66c -0.23937483
m1
     82207.66c
            -0.23459850 $ +82204
    82208.66c
             -0.52579977
     26054.66c
             -0.0000055
     26056.66c
             -0.00000901
     26057.66c
             -0.0000021
     26058.66c
             -0.0000003
     47107.66c
             -0.0000358
     47109.66c
             -0.0000332
     83209.66c
             -0.00011100
```

```
20000.66c
                  -0.0000280
      29063.66c
                  -0.00000466
      29065.66c
                  -0.00000214
      12000.66c
                  -0.0000330
      11023.66c -0.00001570
       51000.66c -0.00006910 arruamar
с
      51121.03c -0.00003953
      51123.03c -0.00002957
      30000.42c -0.00000150
c Polyethylene: rho=-0.859 --- Purple
c density diminished by 2.0304% because of the 0.04 cm air gap
m2
       6000.66c
                  -0.85714
       1001.66c
                  -0.14286
m2t
       poly.60t
c Graphite: rho=-1.666 --- wheat
       6000.66c
mЗ
                   -1.0
m3t
       grph.60t
c Air: rho=-1.29e-3 (rho=-1.29e-9 for Vacuum) --- yellow
       7014.66c -0.7885
m4
       8016.66c -0.2115
c Umet(90%): rho=-17.95 --- blue
m5
       92235.66c -0.9
       92238.66c -0.1
c Steel 12X18H10T: rho=-7.9 --- green
m6
        6000.66c -0.00082000
       24050.66c -0.00783052
       24052.66c -0.15685511
       24053.66c -0.01812647
       24054.66c -0.00458790
       28058.66c -0.07842230
       28060.66c -0.03124467
       28061.66c -0.00138111
       28062.66c -0.00446982
       28064.66c -0.00118210
       22000.66c -0.00512500
       14028.66c -0.00029860
       14029.66c -0.00001570
       14030.66c -0.00001080
```

	25055.66c	-0.00800000
	16000.66c	-0.00066300
	15031.66c	-0.00086300
	29063.66c	-0.00132890
	29065.66c	-0.00061110
	26054.66c	-0.03763000
	26056.66c	-0.61196000
	26057.66c	-0.01439000
	26058.66c	-0.00193000
	13027.66c	-0.00038800
	33075.03c	-0.00045400
	20000.66c	-0.00012500
	12000.66c	-0.00001300
	42000.66c	-0.00157500
	82206.66c	-0.00121582
	82207.66c	-0.00119156 \$ +82204
	82208.66c	-0.00267062
с	51000.66c	-0.00367500 arrumar
	51121.03c	-0.00210247
	51123.03c	-0.00157253
	30000.42c	-0.00094100
c UO2(3	85.73%): rho=	-9.694 dodgerblue
m7	92235.66c	-0.31479
	92238.66c	-0.56624
	8016.66c	-0.11897
c UO2(1	10%)+ Mg: rho	p=-5.042 khaki
m8	92235.66c	-0.079691
	92238.66c	-0.728557
	8016.66c	-0.142022
	12000.66c	-0.049730
c Umet((0.7%): rho=-	-18.41 darkolivegreen
m9	92235.66c	-0.007202
	92238.66c	-0.992741
	92234.66c	-0.000057
c Al fo	D IK-10 GOST	4784-74: rho=-2.7 rosybrown
m10	12000.66c	-0.00004000
	14028.66c	-0.00011025
	14029.66c	-0.0000578

	14030.66c	-0.00000397	
	26054.66c	-0.00002882	
	26056.66c	-0.00046868	
	26057.66c	-0.00001102	
	26058.66c	-0.00000148	
	29063.66c	-0.00006850	
	29065.66c	-0.00003150	
	25055.66c	-0.00001000	
с	30000.66c	-0.00009400	arrumar
	22000.66c	-0.00014100	
	28058.66c	-0.00000269	
	28060.66c	-0.0000107	
	28061.66c	-0.0000005	
	28062.66c	-0.00000015	
	28064.66c	-0.0000004	
	5010.66c	-0.00000151	
	5011.66c	-0.00000669	
	16000.66c	-0.00312000	
	56138.66c	-0.00000220	
	20000.66c	-0.00003930	
	24050.66c	-0.00000019	
	24052.66c	-0.0000377	
	24053.66c	-0.0000044	
	24054.66c	-0.00000011	
	11023.66c	-0.00038000	
	15031.66c	-0.00013500	
	13027.66c	-0.99529179	
c Fe56	"Fe360-B" :	rho=-7.8	red
m11	6000.66c	-0.0014000	
	24050.66c	-0.0000418	
	24052.66c	-0.0008380	
	24053.66c	-0.0000968	
	24054.66c	-0.0000245	
	28058.66c	-0.0000672	
	28060.66c	-0.0000268	
	28061.66c	-0.0000012	
	28062.66c	-0.000038	
	28064.66c	-0.0000010	

arrumar

	14028.66c	-0.0004594
	14029.66c	-0.0000241
	14030.66c	-0.0000165
	25055.66c	-0.0040000
	16000.66c	-0.0001000
	15031.66c	-0.0001000
	29063.66c	-0.0000685
	29065.66c	-0.0000315
	26054.66c	-0.0560858
	26056.66c	-0.9122159
	26057.66c	-0.0214543
	26058.66c	-0.0028833
	7014.66c	-0.0000100
	33075.03c	-0.0000500
c Lead	target: rho=	=-11.34 pink
m12	82206.66c	-0.23937727
	82207.66c	-0.23460089 \$ +82204
	82208.66c	-0.52580513
	26054.66c	-0.0000035
	26056.66c	-0.00000570
	26057.66c	-0.0000013
	26058.66c	-0.0000002
	47107.66c	-0.00000337
	47109.66c	-0.00000313
	83209.66c	-0.00010640
	20000.66c	-0.00000410
	29063.66c	-0.00000432
	29065.66c	-0.0000198
	12000.66c	-0.00000290
	11023.66c	-0.00001740
С	51000.66c	-0.00006440
	51121.03c	-0.00003684
	51123.03c	-0.00002756
	30000.42c	-0.00000250
c B4C:	rho=-1.38	salmon
m13	5010.66c	-0.14424
	5011.66c	-0.63854

6000.66c -0.21722

```
c H2O: rho=-1.0 --- lightblue
m14
       1001.66c
                 -0.1111110
       8016.66c
                  -0.8888890
m14t
       lwtr.60t
c Cellular Polystyrene: rho=0.05 --- maroon
m15
       6000.66c -0.049846
       1001.66c -0.004154
       7014.66c -0.441467
       8016.66c -0.504533
c Cd: rho=-8.65 --- darkslategray
m16
       48106.66c -0.0125
       48108.66c -0.0089
       48110.66c -0.1249
       48111.66c -0.1280
       48112.66c -0.2413
       48113.66c -0.1222
       48114.66c -0.2873
       48116.66c -0.0749
c Borated polyethylene: rho=-0.983 --- palegreen
m18
       6000.66c
                 -0.8051000
       1001.66c -0.1364000
       5010.66c
                 -0.0015000
       5011.66c
                 -0.0064000
       8016.66c
                 -0.0351000
      20000.66c
                  -0.0128000
      26056.66c
                 -0.0026000
      82206.66c
                  -0.000023942915669255255 $ fractions from target lead
      82207.66c
                  -0.000023465174137887
      82208.66c
                  -0.000052591910192858
m18t
       poly.60t
c organic glass: rho=-1.19 --- gold
m19
       6000.66c
                 -0.59985
       1001.66c
                 -0.08054
       8016.66c -0.31961
c Cu: rho=-8.96
                  --- orange
m20
      29063.66c -0.68500
      29065.66c
                 -0.31500
c Duraluminum: rho=-2.7 --- red
```

```
m21
    12000.66c
            -0.00050000
    14028.66c
            -0.00275620
    14029.66c
            -0.00014454
    14030.66c
            -0.00009926
    26054.66c
            -0.00005650
    26056.66c
            -0.00091898
    26057.66c
            -0.00002161
    26058.66c
            -0.00000290
    29063.66c
            -0.00034250
    29065.66c
            -0.00015750
    25055.66c
            -0.00025000
    30000.42c
            -0.00050000
    22000.66c
            -0.00100000
    13027.66c
            -0.99325000
m203 2003 1
m925 92235 1
m495 49000.66c 1
с
mode n
c spdtl off
print
rand gen=2 seed=2147483647
c Source mode
nps 200000
SDEF pos=0 0 0.001 AXS=0 0 1 RAD=D1 vec=0 0 1 DIR=D2 ERG=FDIR D3
с
SI1 2.5
SP1 -21 1
с
SI2 A -1.0 -0.965926 -0.866025 -0.707107 &
    -0.500000 -0.258819 0.000000 0.258819 &
    0.500000 0.707107 0.866025 0.965926 1.000000
с -----
c D-D
с -----
```

```
SP2 D 4.75 4.50 4.10 3.60&
   3.00 2.50 2.30 2.50&
   3.20 4.25 5.70 6.90&
   7.30
с
DS3 2.01 2.03 2.07 2.14 &
   2.24 2.37 2.51 0.66 &
   0.80 2.94 3.04 3.11 3.14
c ------
c D-T
С -----
c SP2 D 122.0 122.5 124.0 125.0 &
    127.0 129.5 132.0 135.0 &
с
    137.0 139.0 141.0 142.0 142.5
с
c DS3 13.100 13.125 13.230 13.400&
    13.600 13.830 14.130 14.400&
С
    14.675 14.900 15.075 15.200 15.240
с
c Tally
c EC6T task 1a
FMESH4:n geom=cyl origin= -35.8 ,-11.20, -25.5
     axs= 0., 0., 1.
     imesh=1.0 iints= 1
     jmesh=1 4 5 9 10 14 15 19 20 24 25 29 30 34 35 39 40 44 45 49 50
     kmesh=1 kints=1
с
c teste detector
с
c task 1c
FMESH104:n geom=cyl origin= -35.8 ,-11.20, -24.3
     axs= 0., 0., 1.
     imesh=1.0 iints= 1
     jmesh=45.2
     jints=226
     kmesh=1 kints=1
```

```
с
FM104 (1 495 (-2))
с
c EC6T task 1b
FMESH14:n geom=cyl origin= -35.8 ,-11.20, -25.5
        axs= 0., 0., 1.
        imesh=1.0 iints= 1
        jmesh=1 4 5 9 10 14 15 19 20 24 25 29 30 34 35 39 40 44 45 49 50
        kmesh=1 kints=1
c EC2B task 1b
FMESH24:n geom=cyl origin= 13.2 ,3.6 , -25.5
        axs= 0., 0., 1.
        imesh=1.0 iints= 1
        jmesh=1 4 5 9 10 14 15 19 20 24 25 29 30 34 35 39 40 44 45 49 50
        kmesh=1 kints=1
С
c task 2
FMESH34:n geom=cyl origin= 49.0 , 0.0, 0.0
        axs= 1., 0., 0.
        vec= 0., 0., 1.
        imesh=.5 iints= 1
        jmesh=0 1 4.5 5.5 9.5 10.5 14.5 15.5 19.5 20.5 24.5 25.5
        jints=1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
        kmesh=1 kints=1
FM34 (1 495 (-2))
с
c task 4
F64:n 93 5 319
                  $EC6T EC2B EC8R
с
E64 3.00E-09 5.00E-09 6.90E-09 1.00E-08 1.50E-08 &
2.00E-08 2.50E-08 3.00E-08 3.50E-08 4.20E-08 &
5.00E-08 5.80E-08 6.70E-08 7.70E-08 8.00E-08 &
9.50E-08 1.00E-07 1.15E-07 1.34E-07 1.40E-07 &
1.60E-07 1.80E-07 1.89E-07 2.20E-07 2.48E-07 &
2.80E-07 3.00E-07 3.15E-07 3.20E-07 3.50E-07 &
3.91E-07 4.00E-07 4.33E-07 4.85E-07 5.00E-07 &
```

5.40E-07	6.25E-07	7.05E-07	7.80E-07	7.90E-07 &
8.50E-07	8.60E-07	9.10E-07	9.30E-07	9.50E-07 &
9.72E-07	9.86E-07	9.96E-07	1.02E-06	1.04E-06 &
1.05E-06	1.07E-06	1.10E-06	1.11E-06	1.12E-06 &
1.15E-06	1.17E-06	1.24E-06	1.30E-06	1.34E-06 &
1.37E-06	1.44E-06	1.48E-06	1.50E-06	1.59E-06 &
1.67E-06	1.76E-06	1.84E-06	1.93E-06	2.02E-06 &
2.10E-06	2.13E-06	2.36E-06	2.55E-06	2.60E-06 &
2.72E-06	2.77E-06	3.30E-06	3.38E-06	4.00E-06 &
4.13E-06	5.04E-06	5.35E-06	6.16E-06	7.52E-06 &
8.32E-06	9.19E-06	9.91E-06	1.12E-05	1.37E-05 &
1.59E-05	1.95E-05	2.26E-05	2.50E-05	2.76E-05 &
3.05E-05	3.37E-05	3.73E-05	4.02E-05	4.55E-05 &
4.83E-05	5.16E-05	5.56E-05	6.79E-05	7.57E-05 &
9.17E-05	1.37E-04	1.49E-04	2.04E-04	3.04E-04 &
3.72E-04	4.54E-04	6.77E-04	7.49E-04	9.14E-04 &
1.01E-03	1.23E-03	1.43E-03	1.51E-03	2.03E-03 &
2.25E-03	3.35E-03	3.53E-03	5.00E-03	5.53E-03 &
7.47E-03	9.12E-03	1.11E-02	1.50E-02	1.66E-02 &
2.48E-02	2.74E-02	2.93E-02	3.70E-02	4.09E-02 &
5.52E-02	6.74E-02	8.23E-02	1.11E-01	1.23E-01 &
1.83E-01	2.47E-01	2.73E-01	3.02E-01	4.08E-01 &
4.50E-01	4.98E-01	5.50E-01	6.08E-01	8.21E-01 &
9.07E-01	1.00E+00	1.11E+00	1.22E+00	1.35E+00 &
1.65E+00	2.02E+00	2.23E+00	2.47E+00	3.01E+00 &
3.68E+00	4.49E+00	5.49E+00	6.07E+00	6.70E+00 &
8.19E+00	1.00E+01	1.16E+01	1.38E+01	1.49E+01 &
1.73E+01	1.96E+01			
c Task 5				
F74:n 93	319 3 5 7	\$EC6T EC2	B EC8R	
c T74 -1	1000 100I	100000 190	I 2000000	
c TSPLT:n	2 58000 2	174000 2	232000 2	348000 2 464000 &
c 2	638000 2	754000 2	812000 2	580000 2 870000 &
c 2	1044000 2	1160000 2	1218000 2	986000 2 1334000 &
c 1	1450000 1	1566000 1	1682000 1	1740000 1 1856000
FM4 (1 2	03 (-2))			
FM14 (1 9	25 (-6))			
FM24 (1 9	25 (-6))			

```
C FM64 (1 203 (103))
c FM74 (1 925 (19))
prdmp 10000 10000 -1 5 10000
```

A.3 YALINA Booster-1141

```
c Yalina with 1141 EK-10 fuel rods
c Autor: Thiago Carlucco (carluccio@usp.br)
c Entrada de dados MCNP
c Input baseado nas especificações técnicas do CRP
c -----
1 1 -11.34 1 -2 3 -4 323 -304
                             imp:n=1
                                     $alvo de chumbo ok
81 0 (1 -2 3 -4 132 314 -323):(1 -2 3 -4 125 322 -323) imp:n=1
                                                    $ar em torno o tubo
82 6 -7.9 (314 -318 129 -130):(314 -318 131 -132):(129 -132 318 -322):&
     (-129 321 -322):(322 -323 -125):(320 -321 -126)
                                                  imp:n=1 $ Steel 12X18H10T ok
83 20 -8.96 -317 316 -129
                                            imp:n=1 $alvo de cobre ok
84 14 -1.0 (317 -318 -129):(130 -131 314 -318)
                                            imp:n=1 $water ok
85 15 -0.05 -129 -321 318 #82
                                            imp:n=1 $cellular polystyrene ok
86 0 314 -316 -129
                                            imp:n=1 $vacum
2 0
   (20 -1 22 -23 303 -304):&
    (2 -21 22 -23 303 -304):&
     (20 -21 22 -3 303 -304):&
     (20 -21 4 -23 303 -304) imp:n=1 fill=15
                                             $booster 1
c -----detectores EC1B - EC4B-----
с -----
3 0 -115 303 -304
                       u=18
                                   imp:n=1 $ECB1
4 6 -7.9 115 -114 303 -304 u=18
                                   imp:n=1 $ECB1 ok
214 1 -11.34 114
               303 -304 u=18
                                   imp:n=1 $ECB1 ok
5 0 -117 303 -304
                                   imp:n=1 $ECB2
                       u=19
6 6 -7.9 117 -116 303 -304 u=19
                                   imp:n=1 $ECB2 ok
215 1 -11.34 116 303 -304
                                   imp:n=1 $ECB2
                       u=19
7 0 -119 303 -311 303 -304 u=20
                                   imp:n=1 $ECB3
8 6 -7.9 119 -118 303 -304 u=20
                                   imp:n=1 $ECB3 ok
216 1 -11.34 118 303 -304 u=20
                                   imp:n=1 $ECB3 ok
9 0 -121 303 -304
                                   imp:n=1 $ECB4
                       11=21
90 6 -7.9 121 -120 303 -304 u=21
                                   imp:n=1 $ECB4
```

```
217 1 -11.34 120 303 -304 u=21
                                   imp:n=1 $ECB4 ok
210 0 80 -81 82 -83 303 -304 fill=18
                                   imp:n=1 $ECB1
211 0 84 -85 86 -87 303 -304 fill=19
                                   imp:n=1 $ECB2
212 0 88 -89 90 -91 303 -304 fill=20
                                   imp:n=1 $ECB3
213 0 92 -93 94 -95 303 -304 fill=21
                                   imp:n=1 $ECB4
c -----estrutura-----
c -----
c
c booster 2
110 0 (25 -84 55 -27 303 -304):& $excluindo ECB2
    (85 -46 55 -27 303 -304):&
    (25 -46 55 -86 303 -304):&
    (25 -46 87 -27 303 -304):&
    (45 -46 27 -56 303 -304) fill=16 (.4 .4 0) imp:n=1
111 0 (45 -88 53 -26 303 -304):& $excluindo ECB3
    (89 -46 53 -26 303 -304):&
    (45 -46 53 -90 303 -304):&
    (45 -46 91 -26 303 -304):&
    (25 -46 26 -54 303 -304) fill=16 (.4 -.4 0) imp:n=1
112 0 (43 -92 53 -26 303 -304):& $excluindo ECB4
    (93 -44 53 -26 303 -304):&
    (43 -44 53 -94 303 -304):&
    (43 -44 95 -26 303 -304):&
    (43 -24 26 -54 303 -304) fill=16 (-.4 -.4 0) imp:n=1
113 0 (43 -80 27 -56 303 -304):&
                            $excluindo ECB1
    (81 -44 27 -56 303 -304):&
    (43 -44 27 -82 303 -304):&
    (43 -44 83 -56 303 -304):&
    (43 -24 55 -27 303 -304) fill=16 (-.4 .4 0) imp:n=1
c -----
c -----detectores EC5T - EC7T -----
c ------
91 0 -122 303 -327 imp:n=1 u=22
                                       $EC5T
92 2 -0.859 122 303 -327
                      imp:n=1 u=22
                                       $EC5T ok
93 0 -123 303 -327 imp:n=1 u=23
                                       $EC6T
                      imp:n=1 u=23
94 2 -0.859 123 303 -327
                                       $EC6T ok
95 0 -124 303 -327 imp:n=1 u=24
                                       $EC7T
96 2 -0.859 124 303 -327 imp:n=1 u=24
                                       $EC7T ok
```

97 0 101 -102 103 -104 303 -327 fill=22 imp:n=1 \$EC5T 98 0 105 -106 107 -108 303 -327 fill=23 imp:n=1 \$EC6T 99 0 109 -110 111 -412 303 -327 fill=24 imp:n=1 \$EC7T 6 ----c -----Zona Termica----c -----114 0 45 -46 57 -58 303 -327 fill=17 (.2 .8 0) imp:n=1 115 0 47 -48 57 -58 303 -327 fill=17 (.8 .8 0) imp:n=1 116 0 (47 -101 55 -56 303 -327):& (102 -48 55 -56 303 -327):& (47 -48 55 -103 303 -327):& (47 -48 104 -56 303 -327) fill=17 (.8 .2 0) imp:n=1 117 0 47 -48 53 -54 303 -327 fill=17 (.8 -.2 0) imp:n=1 118 0 47 -48 51 -52 303 -327 fill=17 (.8 -.8 0) imp:n=1 119 0 45 -46 51 -52 303 -327 fill=17 (.2 -.8 0) imp:n=1 120 0 43 -44 51 -52 303 -327 fill=17 (-.2 -.8 0) imp:n=1 121 0 41 -42 51 -52 303 -327 fill=17 (-.8 -.8 0) imp:n=1 122 0 (41 -105 53 -54 303 -327):& (106 -42 53 -54 303 -327):& (41 -42 53 -107 303 -327):& (41 -42 108 -54 303 -327) fill=17 (-.8 -.2 0) imp:n=1 123 0 41 -42 55 -56 303 -327 fill=17 (-.8 .2 0) imp:n=1 124 0 41 -42 57 -58 303 -327 fill=17 (-.8 .8 0) imp:n=1 125 0 (43 -109 57 -58 303 -327):& (110 -44 57 -58 303 -327):& (43 -44 57 -111 303 -327):& (43 -44 412 -58 303 -327) fill=17 (-.2 .8 0) imp:n=1 c ----c -----detectores MC1 - MC4 EC8R ----с -----310 0 -428 328 -329 imp:n=1 \$MC2 311 0 428 420 -421 422 -423 328 -329 imp:n=1 \$MC2 312 0 -429 328 -329 imp:n=1 \$MC4 314 0 429 420 -421 425 -424 328 -329 imp:n=1 \$MC4 imp:n=1 \$MC3 315 0 -430 328 -329 316 0 430 427 -426 425 -424 328 -329 imp:n=1 \$MC3 317 0 -431 328 -329 imp:n=1 \$MC1 318 0 431 427 -426 422 -423 328 -329 imp:n=1 \$MC1

```
319 0 -432 328 -329
                                                 imp:n=1 $EC8R
320 0 -433 49 -71
                                                imp:n=1 $EC10R
с -----
                                                                _____
126 3 -1.666 432 #(420 -421 422 -423 328 -329) &
     #(420 -421 425 -424 328 -329) &
С
    #312 #314 &
    #(427 -426 425 -424 328 -329) &
    #(427 -426 422 -423 328 -329) &
    #(-433 49 -71) &
    ((70 -40 72 -73 328 -329):(70 -71 59 -73 328 -329):&
    (49 -71 72 -73 328 -329):(70 -71 -50 72 328 -329)) imp:n=1 $grafite
c ---grade-----
201 1 -11.34 &
                                $refletor axial chumbo
    (314 -303 52 -3 42 -47):&
    (314 -303 4 -57 42 -47):&
    (314 -303 53 -57 42 -1):&
    (314 -303 53 -57 2 -47) &
    #(92 -93 94 -95 303 -304) imp:n=1 $refletor axial chumbo ok
c 202 23 -11.34 314 -303 40 -49 50 -59 #201 imp:n=1 $refletor axial chumbo
202 1 -11.34 &
                                     $refletor axial chumbo ok
     (40 -42 50 -59 314 -303):&
     (47 -49 50 -59 314 -303):&
     (40 -49 50 -52 314 -303):&
     (40 -49 57 -59 314 -303) imp:n=1
203 0 (314 -303 74 -40 76 -77):&
     (314 -303 49 -75 76 -77):&
     (314 -303 74 -75 76 -50):&
     (314 -303 74 -75 59 -77) imp:n=1 $ar
204 1 -11.34 304 -325 43 -46 53 -56 imp:n=1 $refletor axial chumbo ok
c 205 1 -11.34 327 -326 40 -49 50 -59 #(304 -325 42 -47 52 -57)&
     #2 #110 #111 #112 #113 imp:n=1 $refletor axial chumbo
с
205 1 -11.34 &
                              $refletor axial chumbo inf ok
    (327 - 326 40 - 43 50 - 59):&
    (327 -326 46 -49 50 -59):&
    (327 - 326 40 - 49 50 - 53):&
    (327 -326 40 -49 56 -59) imp:n=1 $refletor axial chumbo inf
206 0 304 -325 74 -75 76 -77 #(304 -325 43 -46 53 -56) #(-326 40 -49 50 -59)&
    imp:n=1 $ar
```

```
101 6 -7.9 74 -12 76 -77 303 -304 122 #1 #2 #81 #82 #83 #84& ok
    #85 #86 &
    #((43 -44 53 -26):(43 -24 26 -54))& $ #112 e det
    #((43 -44 27 -56):(43 -24 55 -27))& $ #113 e det
    #(427 -426 425 -424 328 -329) & $MC3
    #(427 -426 422 -423 328 -329) & $MC1
    #(-432 328 -329) & $ECR8
    #126 #400 #(327 -326 40 -43 50 -59 )& $ #128
    #120 #121 #122 #123 #98 #99 #124 #125 #12 #201&
    #204 #205 imp:n=1 $grade ss
301 6 -7.9 12 -75 76 -77 303 -304 #1 #2 #81 #82 #83 #84&
    #85 #86&
    #((45 -46 27 -56):(25 -46 55 -27))&
    #((45 -46 53 -26):(25 -46 26 -54))&
    #126 #400& $ #128
    #(-433 49 -71) & $ #320 EC10R
    #(420 -421 422 -423 328 -329) & $MC2
    #(420 -421 425 -424 328 -329) & $MC4
    #(45 -46 57 -58 303 -327)& $ #114
    #(47 -48 57 -58 303 -327)& $ #115
    #(47 -48 55 -56 303 -327)& $ #116 e 91
    #(47 -48 53 -54 303 -327)& $ #117
    #(47 -48 51 -52 303 -327)& $ #118
    #(45 -46 51 -52 303 -327)& $ #119&
    #12 #201 #97&
    #204 #205 imp:n=1 $grade ss
c -----mundo exterior-----
                                        ------
127 0 -99 (-74:75:-76:77:-314:325) imp:n=1
128 0 99 imp:n=0
с -----
                _____
c celulas do booster 1 (u=2)
10 5 -17.95 -9 5 -6
                                      u=2 imp:n=1
                                                     $Umet 90 ok
11 0 9 -10 5 -6
                                     u=2 imp:n=1
                                                     $gap ar?
12 6 -7.9 10 -11 301 -302
                                                     $cladding SS X18H10T? ok
                                     u=2 imp:n=1
13 0 11 -112 301 -302 #18
                                     u=2 imp:n=1
                                                     $gap ar?
14 6 -7.9 112 -113 303 -304 #18
                                     u=2 imp:n=1
                                                     $tubo guia SS X18H10T ok
15 1 -11.34 113 303 -304
                                     u=2 imp:n=1
                                                     $chumbo ok
16 6 -7.9 -10 301 -5
                                                     $plugs SS X18H10T? ok
                                     u=2 imp:n=1
```

```
19 6 -7.9 -10 6 -302
                                   u=2 imp:n=1
                                                  $plugs SS X18H10T? ok
17 11 -7.8 -112 303 -301
                                 u=2 imp:n=1
                                                $plugs fe-56 ok
18 11 -7.8 -113 302 -304
                                  u=2 imp:n=1
                                                $plugs fe-56 ok
c u=15 booster 1
100 0 12 -13 14 -15 imp:n=1 lat=1 u=15 fill=-6:7 -6:7 0:0 2 195r
c -----
c celulas booster 2 (u=3)
20 7 -9.694 -209 5 -6
                              u=3 imp:n=1
                                            $uo2 0.36 ok
21 0 209 -210 5 -6
                             u=3 imp:n=1
                                             $gap ar
22 6 -7.9 210 -211 301 -302
                            u=3 imp:n=1
                                             $cladding SS X18H10T ok
23 0 211 -212 301 -302
                             u=3 imp:n=1
                                             $gap ar
24 6 -7.9 212 -214 303 -304
                             u=3 imp:n=1
                                             $tubo guia SS X18H10T ok
25 1 -11.34 214 303 -304
                             u=3 imp:n=1
                                             $chumbo
26 6 -7.9 -210 6 -302
                             u=3 imp:n=1
                                             $plug SS X18H10T sup ok
27 6 -7.9 -210 301 -5
                             u=3 imp:n=1
                                             $plug SS X18H10T inf ok
28 11 -7.8 -212 302 -304
                           u=3 imp:n=1
                                           $plug SS fe-56 sup ok
29 11 -7.8 -212 303 -301
                            u=3 imp:n=1
                                           $plug SS fe-46 inf ok
с -----
c zona absorvedora interna u met nat (u=4)
30 9 -18.41 -209 5 -6
                            u=4 imp:n=1 $u.met nat. ok
31 0 209 -210 5 -6
                            u=4 imp:n=1
                                            $gap ar
32 6 -7.9 210 -211 301 -302
                            u=4 imp:n=1
                                            $cladding SS X18H10T ok
33 0 211 -212 301 -302
                            u=4 imp:n=1
                                            $gap ar
34 6 -7.9 212 -214 303 -304
                            u=4 imp:n=1
                                            $tubo guia SS X18H10T ok
35 1 -11.34 214 303 -304
                            u=4 imp:n=1
                                            $chumbo ok
36 6 -7.9 -210 6 -302
                            u=4 imp:n=1
                                            $plug SS X18H10T sup ok
37 6 -7.9 -210 301 -5
                            u=4 imp:n=1
                                            $plug SS X18H10T inf ok
38 11 -7.8 -212 302 -304
                          u=4 imp:n=1
                                          $plug fe-56 sup ok
39 11 -7.8 -212 303 -301
                          u=4 imp:n=1
                                          $plug fe-46 inf ok
с -----
c zona absorvedora externa B4C (u=5)
40 13 -1.38 -210 5 -6
                             u=5 imp:n=1
                                             $B4C ok
41 6 -7.9 210 -211 301 -302
                                             $cladding SS X18H10T ok
                            u=5 imp:n=1
42 0 211 -213 301 -302
                             u=5 imp:n=1
                                             $gap ar
43 6 -7.9 213 -215 303 -304
                            u=5 imp:n=1
                                             $tubo guia SS X18H10T
44 1 -11.34 215 303 -304
                             u=5 imp:n=1
                                             $chumbo ok
45 6 -7.9 -210 6 -302
                              u=5 imp:n=1
                                             $plug SS X18H10T sup ok
46 6 -7.9 -210 301 -5
                                             $plug SS X18H10T inf ok
                              u=5 imp:n=1
```

47 0 -207 302 -304	1=5 imp:n=1	\$ar sup			
48 0 -207 303 -301	1=5 imp:n=1	\$ar inf			
49 11 -7.8 207 -213 302 -304 u=5	5 imp:n=1	\$plug fe-56 sup ok			
401 11 -7.8 207 -213 303 -301 u=5	5 imp:n=1	\$plug fe-56 inf ok			
c					
c u=16 booster					
300 0 12 -31 14 -33 imp:n=1 lat=1 u	n=16 fill=-14:15	5 -14:15 0:0			
5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5	5 5 5 5 5 5 5 5	5 5 5 5 5 5 5			
5 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4	444444	4 4 4 4 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 3 3 3 3	3 3 3 3 3 4 5			
5 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4	444444	4 4 4 4 4 5			
5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5	5 5 5 5 5 5 5 5	5 5 5 5 5 5 5			
с					

```
c zona termica (u=6)
50 8 -5.042 -61 5 -6
                   u=6 imp:n=1
                             $uo2+Mg ok
51 10 -2.7 61 -62 5 -6
                   u=6 imp:n=1
                             $CAB ok
52 10 -2.7 -62 6 -307
                   u=6 imp:n=1
                              $CAB sup ok
53 10 -2.7 -62 306 -5
                   u=6 imp:n=1
                              $CAB inf ok
55 10 -2.7 -60 303 -306
                              $CAB inf ok
                   u=6 imp:n=1
56 0 62 -163 306 -307
                   u=6 imp:n=1
                             $gap ar vacuo ok
57 0 60 -163 303 -306
                   u=6 imp:n=1
                             $gap ar vacuo inf ok
58 21 -2.7 -163 307 -327
                   u=6 imp:n=1
                             $aluminio ok
59 2 -0.859 163 303 -307
                   u=6 imp:n=1
                             $polyethylene ok
510 0 163 307 -327
                   u=6 imp:n=1
                             $air
C 511 0 60 163
с -----
c zona termica (u=7)
60 0 -61 5 -6
                   u=7 imp:n=1
                             $air
61 0 61 -62 5 -6
                   u=7 imp:n=1
                             $air
62 0 -62 6 -307
                   u=7 imp:n=1
                             $air
63 0 -62 306 -5
                   u=7 imp:n=1
                             $air
65 0 -60 303 -306
                   u=7 imp:n=1
                             $air
66 0 62 -163 306 -307
                   u=7 imp:n=1
                             $air
67 0 60 -163 303 -306
                  u=7 imp:n=1
                             $air
68 0 -163 307 -327
                  u=7 imp:n=1
                             $air
69 2 -0.859 163 303 -307 u=7 imp:n=1
                             $polyethylene
610 0 163 307 -327
                   u=7 imp:n=1
                             $air
с -----
                                   _____
c u=17 booster
c with 1141 EK-10 fuel rods -> pg11
400 0 12 -64 14 -66 imp:n=1 lat=1 u=17 fill=-23:24 -23:24 0:0
   777777777777776666666666
```

7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7
7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7
7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7
7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7
7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7
7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7
7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7
7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7
7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7
7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7
7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7
7	7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7	7
7	7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7	7
7	7	7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7	7	7
7	7	7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7	7	7
7	7	7	7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7	7	7	7
7	7	7	7	7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7	7	7	7	7
7	7	7	7	7	7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7	7	7	7	7	7
7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7

```
с
С
c SUPERFICIES------
c -----
c superficies da alvo
  px -4.571
1
2
  px 4.571
3
  py -4.571
4
  py 4.571
С
99
  so 145
с
c limites sup e inferior
5
  pz -25
        $volume ativo
  pz 25
        $volume ativo
6
301 pz -31
        $booster
302 pz 31
        $booster
303 pz -32
        $booster e detector EC1B-EC4B
304 pz 32
        $booster
305 pz -31.5
        $booster
306 pz -27.7
        $termica
307 pz 27.7
        $termica
308 pz -32.2
        $termica
309 pz 32.2
        $termica
311 pz 32.5
        $detector EC1B-EC4B
312 pz -29.5
        $detector EC5T-EC7T e EC8R
313 pz 28.0
        $detector EC5T-EC7T e EC8R
```

314	pz	-38.4
315	pz	-0.60
316	pz	0.00
317	pz	0.15
318	pz	0.75
319	pz	1.35
320	pz	2.80
321	pz	4.80
322	pz	5.50
323	pz	6.50
324	pz	0.2
325	pz	41.5
326	pz	38.3
327	pz	29.1
328	pz	-30.4
329	pz	30.4
c su	p cel	booster zona 1
9	c/z	0.5715 0.5715 0.32
10	c/z	0.5715 0.5715 0.33
11	c/z	0.5715 0.5715 0.35
112	c/z	0.5715 0.5715 0.38
113	c/z	0.5715 0.5715 0.45
c de	tecto	rs booster
114	c/z	-3.600 11.600 1.80 \$EC1B
115	c/z	-3.600 11.600 1.70 \$EC1B
с		
116	c/z	13.200 3.600 1.80 \$EC2B
117	c/z	13.200 3.600 1.70 \$EC2B
с		
118	c/z	3.600 -19.600 1.80 \$EC3B
119	c/z	3.600 -19.600 1.70 \$EC3B
С		
120	c/z	-12.400 -12.400 0.60 \$EC4B
121	c/z	-12.400 -12.400 0.45 \$EC2B
c de	tecto	res termico
122	c/z	27.80 5.20 1.2 \$EC5T
123	c/z	-35.80 -11.20 1.2 \$EC6T
124	c/z	-5.20 43.80 1.2 \$EC7T

c foil samples c 501 c/z 13.200 3.60 0.5 \$EC2B c 502 c/z 27.80 5.20 0.5 \$EC5T c 503 c/z -35.80 -11.20 0.5 \$EC6T c 504 c/z -5.20 43.80 0.5 \$EC7T с c 505 pz -29.5 c 506 pz -25.0 508 pz -24.2 509 pz -23.1648 c 510 pz -23.4 c 512 pz -20.0 514 pz -19.2 515 pz -19.1648 c 516 pz -18.4 c 518 pz -15.0 520 pz -14.2 521 pz -14.1648 c 522 pz -13.4 c 524 pz -10.0 525 pz -9.2 527 pz -9.1648 c 528 pz -8.4 c 530 pz -5.0 532 pz -4.2 533 pz -4.1648 c 534 pz -3.4 c 536 pz 0 538 pz .8 539 pz .8352 c 540 pz 1.6 c 542 pz 5.0 544 pz 5.8 545 pz 5.8352 c 546 pz 6.6 c 548 pz 10.0 550 pz 10.8 551 pz 10.8352
c 552 pz 11.6 c 554 pz 15.0 556 pz 15.8 557 pz 15.8352 c 558 pz 16.6 c 560 pz 20.0 562 pz 20.8 563 pz 20.8352 c 564 pz 21.6 c 566 pz 25.0 c 567 pz 28.0 c acelerator tube 125 cz 0.6 126 cz 0.975 127 cz 2.0 128 cz 2.25 129 cz 2.5 130 cz 2.8 131 cz 3.35 132 cz 3.5 c limites da celula da regiao 1 12 рх 0 13 px 1.143 ру О 14 15 py 1.143 c janela zona 1 20 px -8 21 px 8 22 ру -8 23 ру 8 c estrutura aluminio zona 1 px -8.4 24 px 8.4 25 26 py -8.4 27 py 8.4 c superf cel zona 2 207 c/z 0.8 0.8 0.20 208 c/z 0.8 0.8 0.25

209 c/z 0.8 0.8 0.32 210 c/z 0.8 0.8 0.33 211 c/z 0.8 0.8 0.35 212 c/z 0.8 0.8 0.38 213 c/z 0.8 0.8 0.40 214 c/z 0.8 0.8 0.45 215 c/z 0.8 0.8 0.50 c limites da celula zona 2 c 12 px 0 31 px 1.6 с 14 ру О 33 py 1.6 c estrutura de aluminio 40 px -49 41 px -48.6 px -24.6 42 43 px -24.2 44 px -0.2 px 0.2 45 46 px 24.2 px 24.6 47 48 px 48.6 49 px 49 50 ру -49 ру -48.6 51 52 ру -24.6 53 ру -24.2 ру -0.2 54 55 ру 0.2 ру 24.2 56 57 ру 24.6 58 py 48.6 59 py 49 c superf cel zona 3 termica c/z 1. 1. 0.2 60 c/z 1. 1. 0.35 61 c/z 1. 1. 0.50 62 163 c/z 1. 1. 0.55

```
c limites da celula zona 3 termica
c 12 px 0
64 px 2
с 14 ру О
    ру 2
66
c limite refletor grafite
70 px -74.0
71 px 74.0
72 py -74
73 py 74
74 px -74.4
75 px 74.4
76 py -74.4
77 py 74.4
c limites detectores
80 px -5.4201
81 px -1.78
82 py 9.78
83 py 13.41
84 px 11.38
85 px 15.01
86 py 1.79
87 py 5.41
88 px 1.79
89 px 5.41
90 py -21.41
91 py -17.79
92 px -13.01
93 px -11.79
94 py -13.01
95 py -11.79
101 px 26.5
102 px 29.1
103 py 3.9
104 py 6.5
105 px -37.1
106 px -34.5
107 py -12.5
```

108 py -9.9 109 px -6.5 110 px -3.9 111 py 42.5 412 py 45.1 с 420 px 49.05 421 px 54.55 422 py 49.05 423 py 54.55 424 py -49.05 425 py -54.55 426 px -49.05 427 px -54.55 428 c/z 51.8 51.8 2.5 429 c/z 51.8 -51.8 2.5 430 c/z -51.8 -51.8 2.5 431 c/z -51.8 51.8 2.5 432 c/z -51.8 -3.0 1.2 433 c/x 0.0 0.0 1.2 \$ c _____ c Bloco 3----c _____ tr4 24 0 0 tr5 72 0 0 tr6 96 0 0 tr8 0 56 0 tr101 16 0 0 tr103 0 24 0 tr104 0 72 0 tr105 0 96 0 tr107 56 0 0 tr109 0 16 0 tr110 0.2 0.2 0 c Materials --- colors follow MCNP5 scheme (names are case sensitive) c Lead booster: rho=-11.34 --- Pink

m1	82206.66c	-0.23937483
	82207.66c	-0.23459850 \$ +82204
	82208.66c	-0.52579977
	26054.66c	-0.0000055
	26056.66c	-0.0000901
	26057.66c	-0.0000021
	26058.66c	-0.0000003
	47107.66c	-0.0000358
	47109.66c	-0.0000332
	83209.66c	-0.00011100
	20000.66c	-0.0000280
	29063.66c	-0.0000466
	29065.66c	-0.0000214
	12000.66c	-0.0000330
	11023.66c	-0.00001570
с	51000.66c	-0.00006910 arruamar
	51121.03c	-0.00003953
	51123.03c	-0.00002957
	30000.42c	-0.0000150
c Polye	ethylene: rho	p=-0.859 Purple
c densi	ty diminishe	ed by 2.0304% because of the 0.04 cm air gap
m2	6000.66c	-0.85714
	1001.66c	-0.14286
m2t	poly.60t	
c Graph	nite: rho=-1	.666 wheat
m3	6000.66c	-1.0
m3t	grph.60t	
c Air:	rho=-1.29e-3	3 (rho=-1.29e-9 for Vacuum) yellow
m4	7014.66c	-0.7885
	8016.66c	-0.2115
c Umet	(90%): rho=-2	17.95 blue
m5	92235.66c	-0.9
	92238.66c	-0.1
c Steel	12X18H10T:	rho=-7.9 green
m6	6000.66c	-0.00082000
	24050.66c	-0.00783052
	24052.66c	-0.15685511
	24053.66c	-0.01812647

24054.66c	-0.00458790
28058.66c	-0.07842230
28060.66c	-0.03124467
28061.66c	-0.00138111
28062.66c	-0.00446982
28064.66c	-0.00118210
22000.66c	-0.00512500
14028.66c	-0.00029860
14029.66c	-0.00001570
14030.66c	-0.00001080
25055.66c	-0.00800000
16000.66c	-0.00066300
15031.66c	-0.00086300
29063.66c	-0.00132890
29065.66c	-0.00061110
26054.66c	-0.03763000
26056.66c	-0.61196000
26057.66c	-0.01439000
26058.66c	-0.00193000
13027.66c	-0.00038800
33075.03c	-0.00045400
20000.66c	-0.00012500
12000.66c	-0.00001300
42000.66c	-0.00157500
82206.66c	-0.00121582
82207.66c	-0.00119156 \$ +82204
82208.66c	-0.00267062
c 51000.66c	-0.00367500 arrumar
51121.03c	-0.00210247
51123.03c	-0.00157253
30000.42c	-0.00094100
c UO2(35.73%): rho	=-9.694 dodgerblue
m7 92235.66c	-0.31479
92238.66c	-0.56624
8016.66c	-0.11897
c UO2(10%)+ Mg: rh	o=-5.042 khaki
m8 92235.66c	-0.079691
92238.66c	-0.728557

	8016.66c	-0.142022
	12000.66c	-0.049730
c Umet	(0.7%): rho=-	-18.41 darkolivegreen
m9	92235.66c	-0.007202
	92238.66c	-0.992741
	92234.66c	-0.000057
c Al fo	D IK-10 GOST	4784-74: rho=-2.7 rosybrown
m10	12000.66c	-0.00004000
	14028.66c	-0.00011025
	14029.66c	-0.0000578
	14030.66c	-0.0000397
	26054.66c	-0.00002882
	26056.66c	-0.00046868
	26057.66c	-0.00001102
	26058.66c	-0.00000148
	29063.66c	-0.00006850
	29065.66c	-0.00003150
	25055.66c	-0.00001000
с	30000.66c	-0.00009400 arrumar
	22000.66c	-0.00014100
	28058.66c	-0.00000269
	28060.66c	-0.0000107
	28061.66c	-0.0000005
	28062.66c	-0.0000015
	28064.66c	-0.0000004
	5010.66c	-0.00000151
	5011.66c	-0.00000669
	16000.66c	-0.00312000
	56138.66c	-0.00000220
	20000.66c	-0.00003930
	24050.66c	-0.0000019
	24052.66c	-0.0000377
	24053.66c	-0.0000044
	24054.66c	-0.00000011
	11023.66c	-0.00038000
	15031.66c	-0.00013500
	13027.66c	-0.99529179
c Fe56	"Fe360-B" :	rho=-7.8 red

•)	()	•)
	Э	

m116000.66c -0.0014000 24050.66c -0.0000418 24052.66c -0.0008380 24053.66c -0.0000968 -0.0000245 24054.66c 28058.66c -0.0000672 28060.66c -0.0000268 28061.66c -0.000012 28062.66c -0.000038 28064.66c -0.000010 14028.66c -0.0004594 14029.66c -0.0000241 14030.66c -0.0000165 -0.0040000 25055.66c 16000.66c -0.0001000 15031.66c -0.0001000 29063.66c -0.0000685 29065.66c -0.0000315 26054.66c -0.0560858 26056.66c -0.9122159 26057.66c -0.0214543 26058.66c -0.0028833 7014.66c -0.0000100 33075.03c -0.0000500 c Lead target: rho=-11.34 --- pink 82206.66c -0.23937727 m1282207.66c -0.23460089 \$ +82204 82208.66c -0.52580513 26054.66c -0.0000035 26056.66c -0.00000570 26057.66c -0.0000013 26058.66c -0.0000002 47107.66c -0.0000337 47109.66c -0.0000313 83209.66c -0.00010640 20000.66c -0.00000410 29063.66c -0.0000432 29065.66c -0.00000198

	12000.66c	-0.0000290
	11023.66c	-0.00001740
с	51000.66c	-0.00006440 arrumar
	51121.03c	-0.00003684
	51123.03c	-0.00002756
	30000.42c	-0.00000250
c B4C:	rho=-1.38 -	salmon
m13	5010.66c	-0.14424
	5011.66c	-0.63854
	6000.66c	-0.21722
c H2O:	rho=-1.0	- lightblue
m14	1001.66c	-0.1111110
	8016.66c	-0.8888890
m14t	lwtr.60t	
c Cell	ular Polysty	rene: rho=0.05 maroon
m15	6000.66c	-0.049846
	1001.66c	-0.004154
	7014.66c	-0.441467
	8016.66c	-0.504533
c Cd:	rho=-8.65	- darkslategray
m16	48106.66c	-0.0125
	48108.66c	-0.0089
	48110.66c	-0.1249
	48111.66c	-0.1280
	48112.66c	-0.2413
	48113.66c	-0.1222
	48114.66c	-0.2873
	48116.66c	-0.0749
c Bora	ted polyethy	lene: rho=-0.983 palegreen
m18	6000.66c	-0.8051000
	1001.66c	-0.1364000
	5010.66c	-0.0015000
	5011.66c	-0.0064000
	8016.66c	-0.0351000
	20000.66c	-0.0128000
	26056.66c	-0.0026000
	82206.66c	-0.000023942915669255255 \$ fractions from target lead
	82207.66c	-0.000023465174137887

82208.66c -0.000052591910192858 m18t poly.60t c organic glass: rho=-1.19 --- gold m196000.66c -0.59985 1001.66c -0.08054 8016.66c -0.31961 c Cu: rho=-8.96 --- orange m20 29063.66c -0.68500 29065.66c -0.31500 c Duraluminum: rho=-2.7 --- red m21 12000.66c -0.00050000 14028.66c -0.00275620 14029.66c -0.00014454 14030.66c -0.00009926 26054.66c -0.00005650 26056.66c -0.00091898 26057.66c -0.00002161 26058.66c -0.0000290 29063.66c -0.00034250 29065.66c -0.00015750 25055.66c -0.00025000 30000.42c -0.00050000 22000.66c -0.00100000 13027.66c -0.99325000 m203 2003 1 m925 92235 1 m495 49000.66c 1 с с mode n c spdtl off print rand gen=2 seed=2147483647 c Source mode

nps 200000

```
SDEF pos=0 0 0.001 AXS=0 0 1 RAD=D1 vec=0 0 1 DIR=D2 ERG=FDIR D3
с
SI1 2.5
SP1 -21 1
с
SI2 A -1.0 -0.965926 -0.866025 -0.707107 &
   -0.500000 -0.258819 0.000000 0.258819 &
   0.500000 0.707107 0.866025 0.965926 1.000000
c -----
c D-D
с -----
SP2 D 4.75 4.50 4.10 3.60&
   3.00 2.50 2.30 2.50&
   3.20 4.25 5.70 6.90&
   7.30
С
DS3 2.01 2.03 2.07 2.14 &
   2.24 2.37 2.51 0.66 &
   0.80 2.94 3.04 3.11 3.14
c ------
c D-T
С ------
c SP2 D 122.0 122.5 124.0 125.0 &
   127.0 129.5 132.0 135.0 &
с
    137.0 139.0 141.0 142.0 142.5
с
c DS3 13.100 13.125 13.230 13.400&
    13.600 13.830 14.130 14.400&
с
    14.675 14.900 15.075 15.200 15.240
с
c Tally
c EC6T task 1a
FMESH4:n geom=cyl origin= -35.8 ,-11.20, -25.5
     axs= 0., 0., 1.
     imesh=1.0 iints= 1
     jmesh=1 4 5 9 10 14 15 19 20 24 25 29 30 34 35 39 40 44 45 49 50
```

```
kmesh=1 kints=1
с
c teste detector
с
c task 1c
FMESH104:n geom=cyl origin= -35.8 ,-11.20, -24.3
        axs= 0., 0., 1.
        imesh=1.0 iints= 1
        jmesh=45.2
        jints=226
        kmesh=1 kints=1
с
FM104 (1 495 (-2))
с
c EC6T task 1b
FMESH14:n geom=cyl origin= -35.8 ,-11.20, -25.5
        axs= 0., 0., 1.
        imesh=1.0 iints= 1
        jmesh=1 4 5 9 10 14 15 19 20 24 25 29 30 34 35 39 40 44 45 49 50
        kmesh=1 kints=1
c EC2B task 1b
FMESH24:n geom=cyl origin= 13.2 ,3.6 , -25.5
        axs= 0., 0., 1.
        imesh=1.0 iints= 1
        jmesh=1 4 5 9 10 14 15 19 20 24 25 29 30 34 35 39 40 44 45 49 50
        kmesh=1 kints=1
с
c task 2
FMESH34:n geom=cyl origin= 49.0 , 0.0, 0.0
        axs= 1., 0., 0.
        vec= 0., 0., 1.
        imesh=.5 iints= 1
        jmesh=0 1 4.5 5.5 9.5 10.5 14.5 15.5 19.5 20.5 24.5 25.5
        jints=1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
        kmesh=1 kints=1
FM34 (1 495 (-2))
```

```
с
c task 4
F64:n 93 5 319
                   $EC6T EC2B EC8R
с
E64 3.00E-09 5.00E-09 6.90E-09 1.00E-08 1.50E-08 &
2.00E-08 2.50E-08 3.00E-08 3.50E-08 4.20E-08 &
5.00E-08 5.80E-08 6.70E-08 7.70E-08 8.00E-08 &
9.50E-08 1.00E-07 1.15E-07 1.34E-07 1.40E-07 &
1.60E-07 1.80E-07 1.89E-07 2.20E-07 2.48E-07 &
2.80E-07 3.00E-07 3.15E-07 3.20E-07 3.50E-07 &
3.91E-07 4.00E-07 4.33E-07 4.85E-07 5.00E-07 &
5.40E-07 6.25E-07 7.05E-07 7.80E-07 7.90E-07 &
8.50E-07 8.60E-07 9.10E-07 9.30E-07 9.50E-07 &
9.72E-07 9.86E-07 9.96E-07 1.02E-06 1.04E-06 &
1.05E-06 1.07E-06 1.10E-06 1.11E-06 1.12E-06 &
1.15E-06 1.17E-06 1.24E-06 1.30E-06 1.34E-06 &
1.37E-06 1.44E-06 1.48E-06 1.50E-06 1.59E-06 &
1.67E-06 1.76E-06 1.84E-06 1.93E-06 2.02E-06 &
2.10E-06 2.13E-06 2.36E-06 2.55E-06 2.60E-06 &
2.72E-06 2.77E-06 3.30E-06 3.38E-06 4.00E-06 &
4.13E-06 5.04E-06 5.35E-06 6.16E-06 7.52E-06 &
8.32E-06 9.19E-06 9.91E-06 1.12E-05 1.37E-05 &
1.59E-05 1.95E-05 2.26E-05 2.50E-05 2.76E-05 &
3.05E-05 3.37E-05 3.73E-05 4.02E-05 4.55E-05 &
4.83E-05 5.16E-05 5.56E-05 6.79E-05 7.57E-05 &
9.17E-05 1.37E-04 1.49E-04 2.04E-04 3.04E-04 &
3.72E-04 4.54E-04 6.77E-04 7.49E-04 9.14E-04 &
1.01E-03 1.23E-03 1.43E-03 1.51E-03 2.03E-03 &
2.25E-03 3.35E-03 3.53E-03 5.00E-03 5.53E-03 &
7.47E-03 9.12E-03 1.11E-02 1.50E-02 1.66E-02 &
2.48E-02 2.74E-02 2.93E-02 3.70E-02 4.09E-02 &
5.52E-02 6.74E-02 8.23E-02 1.11E-01 1.23E-01 &
1.83E-01 2.47E-01 2.73E-01 3.02E-01 4.08E-01 &
4.50E-01 4.98E-01 5.50E-01 6.08E-01 8.21E-01 &
9.07E-01 1.00E+00 1.11E+00 1.22E+00 1.35E+00 &
1.65E+00 2.02E+00 2.23E+00 2.47E+00 3.01E+00 &
3.68E+00 4.49E+00 5.49E+00 6.07E+00 6.70E+00 &
8.19E+00 1.00E+01 1.16E+01 1.38E+01 1.49E+01 &
```

```
1.73E+01 1.96E+01
c Task 5
F74:n 93 319 3 5 7 $EC6T EC2B EC8R
c T74 -1 1000 100I 100000 190I 2000000
c TSPLT:n 2 58000 2 174000 2 232000 2 348000 2 464000 &
      2 638000 2 754000 2 812000 2 580000 2 870000 &
с
      2 1044000 2 1160000 2 1218000 2 986000 2 1334000 &
С
       1 1450000 1 1566000 1 1682000 1 1740000 1 1856000
с
FM4 (1 203 (-2))
FM14 (1 925 (-6))
FM24 (1 925 (-6))
C FM64 (1 203 (103))
c FM74 (1 925 (19))
prdmp 10000 10000 -1 5 10000
```

A.4 NEA/NSC(2001)

```
nea/nsc/doc(99)13
c Benchmark Numérico Transmutação em ADS
c Autor: Thiago Carluccio (carluccio@usp.br)
с
c Entrada de dados MCB
c Biblioteca ENDF/B-VI
С
1 0 13 -15 -2 $ Void
2 1 2.95E-2 1 -13 -2 $ target
3 2 6.7633E-2 (1 -3 2 -14):(3 -13 12 -14):(13 -15 2 -14)
101 101 5.4484E-2 2 -4 3 -5
102 102 5.4484E-2 2 -4 5 -7
103 103 5.4484E-2 2 -4 7 -9
104 104 5.4484E-2 2 -4 9 -11
105 105 5.4484E-2 2 -4 11 -13
106 106 5.4484E-2 4 -6 3 -5
107 107 5.4484E-2 4 -6 5 -7
108 108 5.4484E-2 4 -6 7 -9
109 109 5.4484E-2 4 -6 9 -11
110 110 5.4484E-2 4 -6 11 -13
```

```
111 111 5.4484E-2 6 -8 3 -5
112 112 5.4484E-2 6 -8 5 -7
113 113 5.4484E-2 6 -8 7 -9
114 114 5.4484E-2 6 -8 9 -11
115 115 5.4484E-2 6 -8 11 -13
116 116 5.4484E-2 8 -10 3 -5
117 117 5.4484E-2 8 -10 5 -7
118 118 5.4484E-2 8 -10 7 -9
119 119 5.4484E-2 8 -10 9 -11
120 120 5.4484E-2 8 -10 11 -13
121 121 5.4484E-2 10 -12 3 -5
122 122 5.4484E-2 10 -12 5 -7
123 123 5.4484E-2 10 -12 7 -9
124 124 5.4484E-2 10 -12 9 -11
125 125 5.4484E-2 10 -12 11 -13
998 0 (15:-1:14) -99
999 0 99
1 pz 0
3 pz 50
5 pz 70
7 pz 90
9 pz 110
11 pz 130
13 pz 150
15 pz 200
с
2 cz 20
4 cz 44.864
6 cz 60.213
8 cz 72.377
10 cz 82.772
12 cz 92
14 cz 142
с
99 s 0 0 100 300
```

```
c Importancias
c ccccccccccccccccccccccc
imp:n 1 28r 0
c ccccccccccccccccccccccc
c MCB Cards
c cccccccccccccccccccccccccc
kcode 1000 1 100 500 1e5
nps 1000
 TOTNU
 PRDMP J -600 J 1 J
 BATCT
        cmin 1e-8
                                         $ cutoff for transmutation trajectory
        thfm 1e4
                                         $ [s] below this value istantaneous decay
        vksw 0.999
                                         $ above this value run in critical mode
                                         $ suppress emerging nuclides run
         supem
 DISCR
        trndcr 1.e-10
                           $ transport cross section contribution
         cprcut 1.e-6
                           $ nuclide density bout printout
         dprcut 1.e-3
                           $ dose bout printout
 SRCTP
                                         $ use if srctp file is present
 BMES
                                         $ ascii reaction rates file
         on
 BHIST
                                         $ binary huge file
         on
 BURN 101 102 103 104 105 106 107 108 109 110 111 112
     113 114 115 116 117 118 119 120 121 122 123 124 125
PRIOD
        10 d 140 d 150 d
                                         $ 300 d 1
                                         $ 600 d 2
              150 d 150 d
                                         $ 900 d 3
              150 d 150 d
              150 d 150 d
                                         $ 1200 d 4
              150 d 150 d
                                         $ 1500 d 5
              150 d
                   150 d
                                         $ 1800 d 6
              25 d
power 3.2e8
STPCT vart 0.5 y
c BSTAT 10
c SPALLATION SOURCE NEUTRONS
                                                    с
sdef
       pos=0 0 0
                  $ position
       axs=0 0 1
                  $ vector for position
       vec=0 0 1
                  $ vector for direction
```

	rad=d1 \$ radial	
	ext=d2 \$ axial	
	erg=d3 \$ energy	
si1	h 0 10	
sp1	-21 1	
si2	h 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150	
sp2	D 0.00000	
	0.00161	
	0.00300	
	0.00571	
	0.01131	
	0.03193	
	0.06085	
	0.10825	
	0.17754	
	0.26611	
	0.33369	
si3	H 1.01E-04 1.11E-04 1.23E-04 1.36E-04	
	1.50E-04 1.66E-04 1.83E-04 2.03E-04 2.24E-04	
	2.47E-04 2.73E-04 3.02E-04 3.34E-04 3.69E-04	
	4.08E-04 4.51E-04 4.98E-04 5.51E-04 6.09E-04	
	6.73E-04 7.43E-04 8.22E-04 9.08E-04 1.00E-03	
	1.11E-03 1.23E-03 1.35E-03 1.50E-03 1.65E-03	
	1.83E-03 2.02E-03 2.23E-03 2.47E-03 2.73E-03	
	3.01E-03 3.33E-03 3.68E-03 4.07E-03 4.50E-03	
	4.97E-03 5.49E-03 6.07E-03 6.71E-03 7.41E-03	
	8.19E-03 9.06E-03 1.00E-02 1.11E-02 1.22E-02	
	1.35E-02 1.49E-02 1.65E-02 1.82E-02 2.02E-02	
	2.23E-02 2.46E-02 2.72E-02 3.01E-02 3.32E-02	
	3.67E-02 4.06E-02 4.49E-02 4.96E-02 5.48E-02	
	6.06E-02 6.69E-02 7.40E-02 8.17E-02 9.03E-02	
	9.98E-02 1.10E-01 1.22E-01 1.35E-01 1.49E-01	
	1.65E-01 1.82E-01 2.01E-01 2.22E-01 2.46E-01	
	2.71E-01 3.00E-01 3.31E-01 3.66E-01 4.05E-01	
	4.47E-01 4.94E-01 5.46E-01 6.04E-01 6.67E-01	
	7.38E-01 8.15E-01 9.01E-01 9.96E-01 1.10E+00	
	1.22E+00 1.34E+00 1.49E+00 1.64E+00 1.81E+00	
	2.01E+00 2.22E+00 2.45E+00 2.71E+00 2.99E+00	

3.31E+00 3.65E+00 4.04E+00 4.46E+00 4.93E+00 5.45E+00 6.02E+00 6.66E+00 7.36E+00 8.13E+00 8.99E+00 9.93E+00 1.10E+01 1.21E+01 1.34E+01 1.48E+01 1.64E+01 1.81E+01 2.00E+01 sp3 D 0.0000E+00 5.6970E-06 5.5630E-06 6.3340E-06 7.6410E-06 9.4170E-06 1.0020E-05 1.1730E-05 1.2800E-05 1.4680E-05 1.6350E-05 1.9100E-05 2.1920E-05 2.6110E-05 2.9590E-05 3.2370E-05 3.7870E-05 4.2130E-05 4.7990E-05 5.5030E-05 6.2700E-05 7.2120E-05 7.7580E-05 8.9150E-05 1.0350E-04 1.1090E-04 1.2950E-04 1.4360E-04 1.6750E-04 1.8470E-04 2.0590E-04 2.3900E-04 2.6480E-04 2.9490E-04 3.3840E-04 3.7780E-04 4.2740E-04 4.9300E-04 5.5520E-04 6.3050E-04 7.1000E-04 8.1830E-04 9.1470E-04 1.0470E-03 1.1960E-03 1.3500E-03 1.5590E-03 1.7630E-03 1.9880E-03 2.2580E-03 2.5520E-03 2.9070E-03 3.3250E-03 3.7660E-03 4.2420E-03 4.7920E-03 5.4050E-03 6.1290E-03 6.9040E-03 7.7360E-03 8.6810E-03 9.7240E-03 1.0850E-02 1.2100E-02 1.3420E-02 1.4830E-02 1.6330E-02 1.7930E-02 1.9610E-02 2.1380E-02 2.3100E-02 2.4880E-02 2.6690E-02 2.8390E-02 3.0030E-02 3.1560E-02 3.2950E-02 3.4080E-02 3.5030E-02 3.5740E-02 3.6120E-02 3.6230E-02 3.5950E-02 3.5400E-02 3.4490E-02 3.3300E-02 3.1710E-02 3.0120E-02 2.8310E-02 2.6230E-02 2.4180E-02 2.2080E-02 2.0030E-02 1.8010E-02 1.6120E-02 1.4390E-02 1.2740E-02 1.1360E-02 1.0130E-02 9.0780E-03 c cccccccccccccccccccccccccccc m1 nlib=12c Рb 1.320E-02

```
Bi209 1.632E-02
```

```
с
```

m2 nlib=12c

Fe542.990E-03Fe564.560E-02Fe571.075E-03

	Fe58	1.344E-04
с	0r50	3.458E-04
с	0r52	6.422E-03
с	0r53	7.134E-04
с	0r54	1.741E-04
	Ni58	1.977E-04
	Ni60	7.305E-05
	Ni61	3.111E-06
	Ni62	9.724E-06
	Ni64	2.388E-06
	Mo	3.565E-04
	25055	3.412E-04
	W182	2.140E-05
	W183	1.155E-05
	W184	2.465E-05
	W186	2.280E-05
	Pb	4.075E-03
	Bi209	5.039E-03
с		
mЗ	nlib=12	2c
m3	nlib=12 Np237	2c 4.377E-04
m3	nlib=12 Np237 Np238	2c 4.377E-04 1.0e-10
m3	nlib=12 Np237 Np238 Pu238	2c 4.377E-04 1.0e-10 4.226E-05
m3	nlib=12 Np237 Np238 Pu238 Pu239	2c 4.377E-04 1.0e-10 4.226E-05 5.051E-04
m3	nlib=12 Np237 Np238 Pu238 Pu239 Pu240	2c 4.377E-04 1.0e-10 4.226E-05 5.051E-04 2.321E-04
m3	nlib=12 Np237 Np238 Pu238 Pu239 Pu240 Pu241	2c 4.377E-04 1.0e-10 4.226E-05 5.051E-04 2.321E-04 1.232E-04
m3	nlib=12 Np237 Np238 Pu238 Pu239 Pu240 Pu241 Pu242	2c 4.377E-04 1.0e-10 4.226E-05 5.051E-04 2.321E-04 1.232E-04 9.102E-05
m3	nlib=12 Np237 Np238 Pu238 Pu239 Pu240 Pu241 Pu242 Am241	2c 4.377E-04 1.0e-10 4.226E-05 5.051E-04 2.321E-04 1.232E-04 9.102E-05 8.084E-04
m3	nlib=12 Np237 Np238 Pu238 Pu239 Pu240 Pu241 Pu242 Am241 Am242m	2c 4.377E-04 1.0e-10 4.226E-05 5.051E-04 2.321E-04 1.232E-04 9.102E-05 8.084E-04 1.089E-05
m3	nlib=12 Np237 Np238 Pu238 Pu239 Pu240 Pu241 Pu242 Am241 Am242m Am243	2c 4.377E-04 1.0e-10 4.226E-05 5.051E-04 2.321E-04 1.232E-04 9.102E-05 8.084E-04 1.089E-05 5.827E-04
m3	nlib=12 Np237 Np238 Pu238 Pu239 Pu240 Pu241 Pu242 Am241 Am242m Am243 Cm242	2c 4.377E-04 1.0e-10 4.226E-05 5.051E-04 2.321E-04 1.232E-04 9.102E-05 8.084E-04 1.089E-05 5.827E-04 4.079E-08
m3	nlib=12 Np237 Np238 Pu238 Pu239 Pu240 Pu241 Pu242 Am241 Am242m Am243 Cm242 Cm243	2c 4.377E-04 1.0e-10 4.226E-05 5.051E-04 2.321E-04 1.232E-04 9.102E-05 8.084E-04 1.089E-05 5.827E-04 4.079E-08 3.326E-06
m3	nlib=12 Np237 Np238 Pu238 Pu239 Pu240 Pu241 Pu242 Am241 Am242m Am243 Cm242 Cm243 Cm244	2c 4.377E-04 1.0e-10 4.226E-05 5.051E-04 2.321E-04 1.232E-04 9.102E-05 8.084E-04 1.089E-05 5.827E-04 4.079E-08 3.326E-06 2.371E-04
m3	nlib=12 Np237 Np238 Pu238 Pu239 Pu240 Pu241 Pu242 Am241 Am242 Am243 Cm242 Cm243 Cm244 Cm245	2c 4.377E-04 1.0e-10 4.226E-05 5.051E-04 2.321E-04 9.102E-05 8.084E-04 1.089E-05 5.827E-04 4.079E-08 3.326E-06 2.371E-04 3.164E-05
m3	nlib=12 Np237 Np238 Pu238 Pu239 Pu240 Pu241 Pu242 Am241 Am242m Am243 Cm242 Cm243 Cm244 Cm245 Cm246	2c 4.377E-04 1.0e-10 4.226E-05 5.051E-04 2.321E-04 1.232E-04 9.102E-05 8.084E-04 1.089E-05 5.827E-04 4.079E-08 3.326E-06 2.371E-04 3.164E-05 5.355E-07
m3	nlib=12 Np237 Np238 Pu238 Pu239 Pu240 Pu241 Pu242 Am241 Am242m Am243 Cm242 Cm243 Cm244 Cm245 Cm246 Cm247	2c 4.377E-04 1.0e-10 4.226E-05 5.051E-04 2.321E-04 1.232E-04 9.102E-05 8.084E-04 1.089E-05 5.827E-04 4.079E-08 3.326E-06 2.371E-04 3.164E-05 5.355E-07 1.0e-10
m3	nlib=12 Np237 Np238 Pu238 Pu239 Pu240 Pu241 Pu242 Am241 Am242 Am243 Cm243 Cm243 Cm243 Cm244 Cm245 Cm246 Cm247 Cm248	2c 4.377E-04 1.0e-10 4.226E-05 5.051E-04 2.321E-04 1.232E-04 9.102E-05 8.084E-04 1.089E-05 5.827E-04 4.079E-08 3.326E-06 2.371E-04 3.164E-05 5.355E-07 1.0e-10 1.0e-10

Zr91	8.465E-04
Zr92	1.285E-03
Zr94	1.292E-03
Zr96	2.064E-04
N15	1.058E-02
Fe54	9.759E-04
Fe56	1.488E-02
Fe57	3.507E-04
Fe58	4.386E-05
Cr50	1.128E-04
Cr52	2.096E-03
Cr53	2.328E-04
Cr54	5.682E-05
Ni58	6.451E-05
Ni60	2.384E-05
Ni61	1.015E-06
Ni62	3.173E-06
Ni64	7.792E-07
Мо	1.163E-04
25055	1.114E-04
W182	6.984E-06
W183	3.770E-06
W184	8.045E-06
W186	7.439E-06
Pb	6.360E-03
Bi209	7.865E-03
с	
с	
MIX101 3 1	
MIX102 3 1	
MIX103 3 1	
MIX104 3 1	
MIX105 3 1	
MIX106 3 1	
MIX107 3 1	

MIX109 3 1 MIX110 3 1

A.5 GCFR subcrítico com fonte de fusão

```
с
                                                              с
              FUSION FISSION REACTOR
с
                                                              с
с
                                                              с
  authors: Thiago Carlucccio (thiagoc@ipen.br)
с
                                                               с
           Alberto Talamo
                            (alby@anl.gov)
с
                                                              с
           Pedro C. R. Rossi (pcrossi@ipen.br)
с
                                                              С
с
                                                              с
  temperatures : tmp 1.2926E-07 = 2500 \text{ K} (never used)
                                                              С
с
                tmp 1.0341E-07 = 1200 K (fuel)
с
                                                              с
                tmp 7.7556E-08 = 900 K (hot coolant)
                                                              с
С
                tmp 5.1704E-08 = 600 K (cold coolant)
с
                                                              с
                tmp 2.5300E-08 = 300 K (never used)
с
                                                               с
                ENDFB-VI.70
С
                                                              с
                70c = 293.6 K
с
                                                               с
с
                71c = 600 K
                                                               с
                72c = 900 K
с
                                                               С
                73c = 1200 K
с
                                                               с
                74c = 2500 K
с
                                                              с
с
                                                               с
```

с	design from	n Stacey a	rticles in	n NT150,15	6,159 c						
с					с						
сс	• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •										
с	c										
сс					000000000000000000000000000000000000000						
c F	UEL 1 RING	INNER			с						
сс					000000000000000000000000000000000000000						
1	21 -10.2	(-1):(-	2):(-3):	(-4):(-5)):(-6):(-7)						
		:(-8):(-	9):(-10):	(-11):(-12)):(-13):(-14)						
			u=10 tmp 7	7.7556E-08	\$ Fuel Kernel						
2	3 -1.1	(1 -15):(2 -16)):(3 -17)	:(4 -18):(5 -19)						
		:(6 -20):(7 -21)):(8 -22)	:(9 -23):(10 -24)						
		:(11 -25):(12 -26)):(13 -27)	:(14 -28)						
			u=10 tmp 7	7.7556E-08	<pre>\$ SiC Buffer</pre>						
3	3 -3.2	(15 -29):(16 -30)):(17 -31)	:(18 -32):(19 -33)						
		:(20 -34):(21 -35)):(22 -36)	:(23 -37):(24 -38)						
		:(25 -39):(26 -40)):(27 -41)	:(28 -42)						
			u=10 tmp 7	7.7556E-08	<pre>\$ SiC Outer Coating</pre>						
4	14 -3.2 (2	29 30 31 3	2 33 34 39	5 36 37 38	39 40 41 42)						
			u=10 tmp §	5.1704E-08	\$ SiC Matrix						
5	0	-43	u=11 lat=1	l fill=10	<pre>\$ Particles Lattice</pre>						
6	0	-44	u=12	fill=11	\$ Fuel Pin						
7	0	-45	u=12	fill=11							
8	0	-46	u=12	fill=11							
9	0	-47	u=12	fill=11							
10	0	-48	u=12	fill=11							
11	0	-49	u=12	fill=11							
12	4 -7.7	-50 44	u=12 tmp §	5.1704E-08	\$ Clad						
13	4 -7.7	-51 45	u=12 tmp §	5.1704E-08							
14	4 -7.7	-52 46	u=12 tmp §	5.1704E-08							
15	4 -7.7	-53 47	u=12 tmp §	5.1704E-08							
16	4 -7.7	-54 48	u=12 tmp §	5.1704E-08							
17	4 -7.7	-55 49	u=12 tmp §	5.1704E-08							
18	5 -0.005	1045 (50 5	1 52 53 54	1 55)	\$ Coolant						
			u=12 tmp 8	5.1704E-08							
19	0	-56	u=13 lat=2	2 fill=12							
2	0 0	-57	u=1	fill=13							
c 2	04-7.7	-57	u=1 \$ UNC(OMMENT FOR	PLOTTING ONLY						

21	4 -7	.7		57		u=1	tmp	5.1704E-08	
с со	ccccc	cco	cccc	cccc	ccc		cccc		
c Dl	JMMY F	UEI	L FOI	R REI	FUEI	LING			С
с со	ccccc	cco	cccc	cccc	ccc		cccc		
22	like	9 1	but	mat	30	u=14			
23	like	9 1	but	mat	31	u=15			
24	like	9 1	but	mat	32	u=16			
25	like	9 1	but	mat	33	u=17			
с со	ccccc	cco	cccc	cccc	ccc		cccc		
c Fl	JEL 2	RII	١G						С
с со	ccccc	cco	cccc	cccc	ccc	22222	cccc		
31	like	1	but	mat	22	u=20			
32	like	2	but			u=20			
33	like	3	but			u=20			
34	like	4	but			u=20			
35	like	5	but			u=21		fill=20	
36	like	6	but			u=22		fill=21	
37	like	7	but			u=22		fill=21	
38	like	8	but			u=22		fill=21	
39	like	9	but			u=22		fill=21	
40	like	10	but			u=22		fill=21	
41	like	11	but			u=22		fill=21	
42	like	12	but			u=22			
43	like	13	but			u=22			
44	like	14	but			u=22			
45	like	15	but			u=22			
46	like	16	but			u=22			
47	like	17	but			u=22			
48	like	18	but			u=22			
49	like	19	but			u=23		fill=22	
50	like	20	but			u=2		fill=23	
51	like	21	but			u=2			
c co	ccccc	cco	cccc	cccc	ccc	22222	cccc		2222222
c Fl	JEL 3	RII	١G						с
c co	ccccc	cco	cccc	cccc	ccc	22222	cccc		2222222
61	like	1	but	mat	23	u=30			
62	like	2	but			u=30			
63	like	3	but			u=30			

64	like	4	but			u=30		
65	like	5	but			u=31	fill=30	
66	like	6	but			u=32	fill=31	
67	like	7	but			u=32	fill=31	
68	like	8	but			u=32	fill=31	
69	like	9	but			u=32	fill=31	
70	like	10	but			u=32	fill=31	
71	like	11	but			u=32	fill=31	
72	like	12	but			u=32		
73	like	13	but			u=32		
74	like	14	but			u=32		
75	like	15	but			u=32		
76	like	16	but			u=32		
77	like	17	but			u=32		
78	like	18	but			u=32		
79	like	19	but			u=33	fill=32	
80	like	20	but			u=3	fill=33	
81	like	21	but			u=3		
с со	ccccc	ccc	22222	cccc	ccc	cccccccc		-
								-
c Fl	JEL 4	RIN	IG				(5
c Fl c co	JEL 4	RIN	IG CCCCC	cccc	ccc	cccccccc)))))))))))))))))))	
с FU с со 91	JEL 4 cccccc like	RIN CCCC 1	NG CCCCC but	cccc mat	.ccc 24	u=40	, , , , , , , , , , , , , , , , , , ,	
c FU c co 91 92	JEL 4 cccccc like like	RIN ccco 1 2	NG CCCCC but but	cccc mat	.ccc 24	u=40 u=40	000000000000000000000000000000000000000	
c FU c co 91 92 93	JEL 4 cccccc like like like	RIN cccc 1 2 3	NG ccccc but but but	ccccc mat	.ccc 24	u=40 u=40 u=40	, , , , , , , , , , , , , , , , , , ,	
c FU c cc 91 92 93 94	JEL 4 ccccccc like like like like	RIN cccc 1 2 3 4	NG cccccc but but but but	mat	24	u=40 u=40 u=40 u=40 u=40		
c FU c co 91 92 93 93 94	JEL 4 cccccc like like like like like	RIN 2 3 4 5	NG ccccc but but but but but	cccc mat	24	u=40 u=40 u=40 u=40 u=40 u=41	cccccccccccccccccccccccccccccccccccccc	
c FU c cc 91 92 93 94 95 96	JEL 4 ccccccc like like like like like	RIN 2 3 4 5 6	NG but but but but but but	mat	24	u=40 u=40 u=40 u=40 u=40 u=41 u=42	fill=40 fill=41	
c FU c co 91 92 93 94 95 96 97	JEL 4 ccccccc like like like like like like	RIN 2 3 4 5 6 7	NG but but but but but but but	mat	24	ecccccccc u=40 u=40 u=40 u=40 u=41 u=42 u=42	fill=40 fill=41 fill=41	
 c FU 91 92 93 94 95 96 97 98 	JEL 4 ccccccc like like like like like like like	RIN 2 3 4 5 6 7 8	NG but but but but but but but	mat	24	ecccccccc u=40 u=40 u=40 u=40 u=41 u=42 u=42 u=42 u=42	<pre>fill=40 fill=41 fill=41 fill=41</pre>	
 c FU 91 92 93 94 95 96 97 98 99 	JEL 4 ccccccc like like like like like like like like	RIN 2 3 4 5 6 7 8 9	NG but but but but but but but but	mat	24	ecccccccc u=40 u=40 u=40 u=41 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42	fill=40 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41	
 c FU 91 92 93 94 95 96 97 98 99 100 	JEL 4 ccccccc like like like like like like like like	RIN 2 3 4 5 6 7 8 9	NG but but but but but but but but	mat	24	eccccccccc u=40 u=40 u=40 u=40 u=41 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42	fill=40 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41	
 c FU 91 92 93 94 95 96 97 98 99 100 101 	JEL 4 ccccccc like like like like like like like like	RIN 2 3 4 5 6 7 8 9 10	NG ccccc but but but but but but but but but	mat	24	ecccccccc u=40 u=40 u=40 u=40 u=41 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42	fill=40 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41	
 c FU 91 92 93 94 95 96 97 98 99 100 101 102 	JEL 4 ccccccc like like like like like like like like	RIN 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12	NG but but but but but but but but but but	ccccc mat	24	eccccccccc u=40 u=40 u=40 u=41 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42	fill=40 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41	
 c FU 91 92 93 94 95 96 97 98 99 100 101 102 103 	JEL 4 ccccccc like like like like like like like like	RIN 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13	NG but but but but but but but but but but	mat	24	eccccccccc u=40 u=40 u=40 u=41 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42	fill=40 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41	
c FU 91 92 93 94 95 96 97 98 99 100 101 102 103 104	JEL 4 ccccccc like like like like like like like like	RIN 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14	NG ccccc but but but but but but but but but but	mat	24	ecccccccc u=40 u=40 u=40 u=40 u=41 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42	fill=40 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41	
c FU 91 92 93 94 95 96 97 98 99 100 101 102 103 104 105	JEL 4 ccccccc like like like like like like like like	RIN 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15	NG ccccc but but but but but but but but but but	ccccc mat	24	ccccccccc u=40 u=40 u=40 u=41 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42	fill=40 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41	
 c FU 91 92 93 94 95 96 97 98 99 100 101 102 103 104 105 106 	JEL 4 ccccccc like like like like like like like like	RIN 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16	NG ccccc but but but but but but but but but but	ccccc mat	24	ccccccccc u=40 u=40 u=40 u=41 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42 u=42	fill=40 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41 fill=41	

108	like 18	but	u=42		
109	like 19	but	u=43	fill=42	
110	like 20	but	u=4	fill=43	
111]	like 21	but	u=4		
c cco	00000000			000000000000000000000000000000000000000	
c FUH	EL 5 RII	NG OUTER		С	
c cco		cccccccccc		222222222222222222222222222222222222222	
121	like 1	but mat 25	u=50		
122	like 2	but	u=50		
123	like 3	but	u=50		
124]	like 4	but	u=50		
125 1	like 5	but	u=51	fill=50	
126	like 6	but	u=52	fill=51	
127 1	like 7	but	u=52	fill=51	
128 1	like 8	but	u=52	fill=51	
129 1	like 9	but	u=52	fill=51	
130 1	like 10	but	u=52	fill=51	
131]	like 11	but	u=52	fill=51	
132 1	like 12	but	u=52		
133 1	like 13	but	u=52		
134]	like 14	but	u=52		
135 1	like 15	but	u=52		
136 1	like 16	but	u=52		
137 1	like 17	but	u=52		
138	like 18	but	u=52		
139 1	like 19	but	u=53	fill=52	
140	like 20	but	u=5	fill=53	
141	like 21	but	u=5		
с ссо			ccccccccc	222222222222222222222222222222222222222	
c CON	RE			c	
c cco	00000000			222222222222222222222222222222222222222	
c Tot	tal of :	fuel hexago	nal blocks	= 230 = 46 * 5	
c Tot	tal of :	fuel hexago	nal blocks	= 245 according to Table VI	NT159
150	5 -0.00	051045 -58	u=6 lat=2	tmp 5.1704E-08	
				fill=-20:20 -20:20 0:0	
С	RIGHT H	HEXAGONS			
С	BOTTOM			TOP HEXAGONS	
	6 40r				\$ 20

6	40r																						\$ 19
6	27r	5								Ę	5									5	6	9r	\$ 18
6	24r	5	4	4	3												3	4	4	5	6	7r	\$ 17
6	20r	5	4		3	2	2	1	1	1	L		1	1	2	2	3		4	5	6	4r	\$ 16
6	18r	5	4		3		2	1	1	6	5	5r	1	1	2		3		4	5	6	3r	\$ 15
6	16r		4	4	3	2	2			6	3	10r			2	2	3	4	4		6	2r	\$ 14
6	15r	5	4		3				1	6	3	13r	1				3		4	5	6	2r	\$ 13
6	14r	5				2	2			6	3	16r			2	2				5	6	2r	\$ 12
6	13r				3		2		1	6	3	17r	1		2		3				6	2r	\$ 11
6	11r	5	4				2			6	3	20r			2				4	5	6	1r	\$ 10
6	10r	5			3				1	6	3	21r	1				3			5	6	1r	\$ 09
6	9r	5			3		2			6	3	22r			2		3			5	6	1r	\$ 08
6	8r	5			3				1	6	3	23r	1				3			5	6	1r	\$ 07
6	8r				3				1	6	3	24r	1				3				6	2r	\$ 06
6	7r	5	4							6	3	25r							4	5	6	2r	\$ 05
6	6r		4		3				1	6	3	24r	1				3		4		6	2r	\$ 04
6	6r				3				1	6	3	25r	1				3				6	3r	\$ 03
6	5r		4				2			6	3	26r			2				4		6	3r	\$ 02
6	4r		4				2		1	6	5	25r	1		2				4		6	3r	\$ 01
CE	ENTR	AL	HI	EXI	AG	DNS	5																
6	4r	5	4							6	3	26r					3			5	6	4r	\$ 00
LE	EFT H	ΗEΣ	KAC	GOI	IS																		
BC	10TTC	4											TC)P	HI	EXI	AGO	DNS	3				
6	3r		4			2	2			6	5	25r	1		2				4		6	4r	\$ 01
6	3r		4				2			6	3	26r			2				4		6	5r	\$ 02
6	2r	5			3				1	6	3	25r	1				3				6	6r	\$ 03
6	2r		4		3				1	6	5	24r	1				3		4		6	6r	\$ 04
6	2r	5	4							6	5	25r							4	5	6	7r	\$ 05
6	2r				3				1	6	5	24r	1				3				6	8r	\$ 06
6	1r	5			3				1	6	3	23r	1				3			5	6	8r	\$ 07
6	1r	5			3		2			6	5	22r			2		3			5	6	9r	\$ 80
6	1r	5			3				1	6	5	21r	1				3			5	6	10r	\$ 09
6	1r	5	4				2			6	5	20r			2				4	5	6	11r	\$ 10
6	2r				3		2		1	6	5	17r	1		2		3				6	13r	\$ 11
6	2r	5				2	2			6	5	16r			2	2				5	6	14r	\$ 12
6	2r	5	4		3				1	6	5	13r	1				3		4	5	6	15r	\$ 13
6	2r		4	4	3	2	2			6	3	10r			2	2	3	4	4		6	16r	\$ 14
6	3r	5	4		3		2	1	1	6	3	5r	1	1	2		3		4	5	6	18r	\$ 15

с

c c

	6	4r 5 4	322	1 1		1 1 1	22	3	456	20r \$ 16
	6	7r 5 4 4	3					34	456	24r \$ 17
	6	9r 5			Į	5			56	27r \$ 18
	6	40r								\$ 19
	6	40r								\$ 20
сс	ccco		ccccc		cccc			cccc	cccc	
c R	EAC	FOR							С	
сс	ccco		00000	22222	cccc			cccc	cccc	
151	0			-101	266	-166				<pre>\$ Central Vacuum</pre>
152	26	-5.9814	101	-102	266	-166 tmp	2.530	00E-0	8	<pre>\$ Central Solenoid</pre>
153	27	-5.9814	102	-103	266	-166 tmp	2.530	00E-0	8	<pre>\$ Magnetic Ring</pre>
154	0		(103	-104	266	-166)				<pre>\$ Vacuum Vessel</pre>
			:(104	-132	165	-166)				
			:(104	-132	266	-265)				
			:(131	-132	265	-165)				
155	11	-22.56	(104	-105	264	-164):(130) -131	264	-164)	\$ Ir
			:(104	-131	265	-264):(104	l −131	164	-165)	tmp 5.1704E-08
156	5	-0.0051045	(105	-106	263	-163):(129	9 -130	263	-163)	\$ Cool A
			:(105	-130	264	-263):(105	5 -130) 163	-164)	tmp 5.1704E-08
157	10	-8.65	(106	-107	262	-162):(128	3 -129	9 262	-162)	\$ Cd
			:(106	-129	263	-262):(106	5 -129	9 162	-163)	tmp 5.1704E-08
158	5	-0.0051045	(107	-108	261	-161):(127	7 -128	3 261	-161)	\$ Cool B
			:(107	-128	262	-261):(107	7 -128	3 161	-162)	tmp 5.1704E-08
159	9	-2.52	(108	-109	260	-160):(126	5 -127	260	-160)	\$ B4C
			:(108	-127	261	-260):(108	3 -127	' 160	-161)	tmp 5.1704E-08
160	7	-15.8	(109	-110	259	-159):(125	5 -126	5 259	-159)	\$ WC
			:(109	-126	260	-259):(109	9 -126	5 159	-160)	tmp 5.1704E-08
161	5	-0.0051045	(110	-111	258	-158):(124	1 -125	5 258	-158)	\$ Cool C
			:(110	-125	259	-258):(110) -125	5 158	-159)	tmp 5.1704E-08
162	8	-12.2	(111	-112	257	-157):(123	3 -124	257	-157)	\$ HfC
			:(111	-124	258	-257):(111	-124	157	-158)	tmp 5.1704E-08
163	7	-15.8	(112	-113	256	-156):(122	2 -123	3 256	-156)	\$ WC
			:(112	-123	257	-256):(112	2 -123	3 156	-157)	tmp 5.1704E-08
164	5	-0.0051045	(113	-114	255	-155):(121	-122	2 255	-155)	\$ Cool D
			:(113	-122	256	-255):(113	3 -122	2 155	-156)	tmp 5.1704E-08
165	0		(118	-119	251	-151) fill	L=6			\$ Core
166	0		(116	-117	253	-153)				\$ Plasma
167	20	-7.7	(115	-116	253	-153)				<pre>\$ First Wall SS HT9</pre>

312

	:(117 -118 253 -153)	
	:(115 -118 153 -154)	
	:(115 -118 254 -253) tmp 5.1704E-08	
168 6 -7.52	(119 -120 251 -151)	\$ Shield SS 304 ODS
	:(118 -120 252 -251)	
	:(118 -120 151 -152) tmp 5.1704E-08	
169 28 -1.7634	(114 -115 255 -155)	<pre>\$ Lithium Inner Blanket</pre>
	:(115 -118 154 -155)	
	:(115 -118 255 -254) tmp 5.1704E-08	
170 29 -1.7229	(120 -121 252 -152)	<pre>\$ Lithium Outer Blanket</pre>
	:(118 -121 152 -155)	
	:(118 -121 255 -252) tmp 5.1704E-08	
171 0	132:-266:166	

С

с	SURFACES	CARDS	с
с		222222222222222222222222222222222222222	с

c TRISO PARTICLES

1	S	-0.047070165	0.00000000	0.00000000	0.0165
2	S	0.00000000	-0.047070165	0.00000000	0.0165
3	S	0.00000000	0.00000000	-0.047070165	0.0165
4	S	0.047070165	0.00000000	0.00000000	0.0165
5	S	0.00000000	0.047070165	0.00000000	0.0165
6	s	0.00000000	0.00000000	0.047070165	0.0165
7	s	-0.047070165	-0.047070165	-0.047070165	0.0165
8	s	-0.047070165	-0.047070165	0.047070165	0.0165
9	S	-0.047070165	0.047070165	-0.047070165	0.0165
10	s	-0.047070165	0.047070165	0.047070165	0.0165
11	s	0.047070165	-0.047070165	-0.047070165	0.0165
12	s	0.047070165	-0.047070165	0.047070165	0.0165
13	s	0.047070165	0.047070165	-0.047070165	0.0165
14	S	0.047070165	0.047070165	0.047070165	0.0165
с					
15	s	-0.047070165	0.00000000	0.00000000	0.0234
16	s	0.00000000	-0.047070165	0.00000000	0.0234
17	S	0.00000000	0.00000000	-0.047070165	0.0234
18	S	0.047070165	0.00000000	0.00000000	0.0234

19 s	0.00000000	0.047070	0165	0.00000000	0.0234						
20 s	0.00000000	0.00000	0000	0.047070165	0.0234						
21 s	-0.047070165	-0.047070	0165	-0.047070165	0.0234						
22 s	-0.047070165	-0.047070	0165	0.047070165	0.0234						
23 s	-0.047070165	0.047070	0165	-0.047070165	0.0234						
24 s	-0.047070165	0.047070	0165	0.047070165	0.0234						
25 s	0.047070165	-0.047070	0165	-0.047070165	0.0234						
26 s	0.047070165	-0.047070	0165	0.047070165	0.0234						
27 s	0.047070165	0.047070	0165	-0.047070165	0.0234						
28 s	0.047070165	0.047070	0165	0.047070165	0.0234						
с											
29 s	-0.047070165	0.00000	0000	0.00000000	0.0292						
30 s	0.00000000	-0.047070	0165	0.00000000	0.0292						
31 s	0.00000000	0.00000	0000	-0.047070165	0.0292						
32 s	0.047070165	0.00000	0000	0.00000000	0.0292						
33 s	0.00000000	0.047070	0165	0.00000000	0.0292						
34 s	0.00000000	0.00000	0000	0.047070165	0.0292						
35 s	-0.047070165	-0.047070	0165	-0.047070165	0.0292						
36 s	-0.047070165	-0.047070	0165	0.047070165	0.0292						
37 s	-0.047070165	0.047070	0165	-0.047070165	0.0292						
38 s	-0.047070165	0.047070	0165	0.047070165	0.0292						
39 s	0.047070165	-0.047070	0165	-0.047070165	0.0292						
40 s	0.047070165	-0.047070	0165	0.047070165	0.0292						
41 s	0.047070165	0.047070	0165	-0.047070165	0.0292						
42 s	0.047070165	0.047070	0165	0.047070165	0.0292						
c ccccc			ccccc								
c TRISO	LATTICE			С							
c ccccc			ccccc								
43 box	-0.047070165	-0.047070165	-0.04	17070165							
	0.094140330	0.0	0.0								
	0.0	0.094140330	0.0								
	0.0	0.0	0.09	94140330							
c ccccc											
c FUEL	PINS AND CLAD			С							
с ссссс	。 。										
c Clad	radius from Tabl	e VI NT159									
c Clad thickness 0.06 cm from Table XI NT15											
44 c/z	0.00000 1.526	08 0.703									

314

45 c/z 1.32163 0.76304 0.703 46 c/z 1.32163 -0.76304 0.703 47 c/z 0.00000 -1.52608 0.703 48 c/z -1.32163 -0.76304 0.703 49 c/z -1.32163 0.76304 0.703 с 50 c/z 0.00000 1.52608 0.763 51 c/z 1.32163 0.76304 0.763 52 c/z 1.32163 -0.76304 0.763 53 c/z 0.00000 -1.52608 0.763 54 c/z -1.32163 -0.76304 0.763 55 c/z -1.32163 0.76304 0.763 c FUEL PINS LATTICE с 0 0 -600 0 0 1200 0 2.2891 0 \$ pitch from Figure 6 NT159 56 rhp c FUEL BLOCK LATTICE с 57 rhp 0 0 -400 0 0 800 0 18.3125 0 \$ thickness from Fig. 5 NT156 0 0 -400 0 0 800 0 18.6125 0 \$ apothem from Table VI NT159 58 rhp c RADIAL SURFACES С 101 cz 88 \$ 88 cm vacuum 102 cz 136 \$ 48 central solenoid \mathtt{cm} 103 cz 179 \$ 43 magnetic ring \mathtt{cm} 104 cz 185 \$6 vacuum vessel cm105 cz 189.75 \$ 4.75 cm Ir 106 cz 190 \$ 0.25 cm Cool A He 107 cz 190.95 \$ 0.95 cm Cd 108 cz 191 \$ 0.05 cm Cool B He 109 cz 195.5 \$ 4.5 cm B4C 110 cz 200 \$ 4.5 cm WC 111 cz 201 \$ 1 Cool C He \mathtt{cm} 112 cz 239.25 \$ 38.25 cm HfC 113 cz 243.75 \$ 4.5 cm WC 114 cz 246 \$ 2.25 cm Cool D He

115 cz	264.5	\$	18.5	cm	Blanket Li20 ; 246-185+18.5=79.5 from page 73 NT159
116 cz	268	\$	3.5	cm	First Wall SS HT9
117 cz	468.5	\$	200.5	cm	Plasma ; Stacey had 216 cm from page 73 NT159
c Plas	ma widt	h s	hould h	lave 1	been 206 since the core was reduced 10 cm from page 73 NT159
118 cz	472	\$	3.5	cm	First Wall SS HT9
119 cz	607	\$	135	cm	Core
120 cz	610.5	\$	3.5	cm	Reflector SS ODS
121 cz	639	\$	28.5	cm	Blanket Li20 ; symmetric blanket
122 cz	641.25	\$	2.25	cm	Cool D He
123 cz	645.75	\$	4.5	cm	WC
124 cz	664	\$	18.25	cm	HfC
125 cz	665	\$	1	cm	Cool C He
126 cz	669.5	\$	4.5	cm	WC
127 cz	674	\$	4.5	cm	B4C
128 cz	674.05	\$	0.05	cm	Cool B He
129 cz	675	\$	0.95	cm	Cd
130 cz	675.25	\$	0.25	cm	Cool A He
131 cz	680	\$	4.75	cm	Ir
132 67	686	¢	C	cm	
102 02	000	φ	0	CIII	vacuum vesser
c cccc	000	φ ccc	0 CCCCCCC	ccccc	
c cccc c AXIA	CCCCCCC L SURF	ф сссс ACE	6 ccccccc S	cccc	
c cccc c AXIA c cccc	cccccc L SURF	φ ccc ACE ccc	ь ccccccc S ccccccc	:cccco	
c cccc c AXIA c cccc 151 pz	ccccccc L SURF ccccccc 150	φ CCCC ACE CCCC \$	o ccccccc S ccccccc core	ccccc ccccc heig	cccccccccccccccccccccccccccccccccccccc
c cccc c AXIA c cccc 151 pz 152 pz	ccccccc L SURF ccccccc 150 153.5	ACE	o ccccccc S ccccccc core 3.5	cm ccccc ccccc heig cm	cccccccccccccccccccccccccccccccccccccc
c cccc c AXIA c cccc 151 pz 152 pz 153 pz	CCCCCCC L SURF CCCCCCCC 150 153.5 183.5	ACE CCC \$ \$ \$	6 ccccccc S ccccccc core 3.5 plas	cm cccccc heig cm ma he	cccccccccccccccccccccccccccccccccccccc
c cccc c AXIA c cccc 151 pz 152 pz 153 pz 154 pz	CCCCCCCC L SURF CCCCCCCC 150 153.5 183.5 187	ACE CCC \$ \$ \$ \$	ccccccc S cccccccc core 3.5 plas 3.5	cm cccccc heig cm ma he cm	c c c c c c c c c c c c c c c c c c c
c cccc c AXIA c cccc 151 pz 152 pz 153 pz 154 pz 155 pz	CCCCCCC L SURF CCCCCCCC 150 153.5 183.5 187 222	* ACE cccc \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$	ccccccc S cccccccc 3.5 plas 3.5 35	cm cccccc heig cm cm cm cm cm	c cccccccccccccccccccccccccccccccccccc
c cccc c AXIA c cccc 151 pz 152 pz 153 pz 154 pz 155 pz 156 pz	CCCCCCCC L SURF CCCCCCCC 150 153.5 183.5 187 222 224.2	* ACE cccc \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$	ccccccc S cccccccc 3.5 plas 3.5 35 2.25	cm cccccc heig cm cm cm cm cm cm cm cm	c c c c c c c c c c c c c c c c c c c
c cccc c AXIA c cccc 151 pz 152 pz 153 pz 154 pz 155 pz 156 pz 157 pz	ccccccc L SURF cccccccc 150 153.5 183.5 187 222 224.2 228.7	• ACE cccc \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ 5 \$	ccccccc S cccccccc 3.5 plas 3.5 35 2.25 4.5	cm cccccc heig cm cm cm cm cm cm cm cm cm	c c c c c c c c c c c c c c c c c c c
c cccc c AXIA c cccc 151 pz 152 pz 153 pz 154 pz 155 pz 156 pz 157 pz 158 pz	ccccccc L SURF cccccccc 150 153.5 183.5 187 222 224.2 228.7 247	CCCC ACE CCCC \$ \$ \$ \$ \$ \$ 5 \$ \$ 5 \$ \$	6 ccccccc core 3.5 plas 3.5 35 2.25 4.5 18.25	cm cccccc heig cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm	c cccccccccccccccccccccccccccccccccccc
c cccc c AXIA c cccc 151 pz 152 pz 153 pz 154 pz 155 pz 156 pz 157 pz 158 pz 159 pz	CCCCCCCC L SURF CCCCCCCC 150 153.5 183.5 187 222 224.2 228.7 247 248	CCC ACE CCC S S S S S S S S S S S S	5 ccccccc core 3.5 plas 3.5 35 2.25 4.5 18.25 1	cm cccccc heig cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm	c cccccccccccccccccccccccccccccccccccc
c cccc c AXIA c cccc 151 pz 152 pz 153 pz 154 pz 155 pz 156 pz 157 pz 158 pz 159 pz 160 pz	CCCCCCCC L SURF CCCCCCCC 150 153.5 183.5 187 222 224.2 228.7 247 248 252.5	+ CCCC ACE CCCC \$ \$ \$ \$ \$ 5 5 \$ \$ 5 \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$	6 ccccccc S core 3.5 plas 3.5 35 2.25 4.5 18.25 1 4.5	cm cccccc heig cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm	c c c c c c c c c c c c c c c c c c c
c cccc c AXIA c cccc 151 pz 152 pz 153 pz 154 pz 155 pz 156 pz 157 pz 158 pz 159 pz 160 pz 161 pz	CCCCCCCC L SURF CCCCCCCC 150 153.5 183.5 187 222 224.2 224.2 228.7 247 248 252.5 257	+ CCCC + CCCC + + + + + + + + + + + + +	6 ccccccc S ccccccc 3.5 plas 3.5 35 2.25 4.5 18.25 1 4.5 4.5	cm cccccc heig cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm	c c c c c c c c c c c c c c c c c c c
c cccc c AXIA c cccc 151 pz 152 pz 153 pz 154 pz 155 pz 156 pz 156 pz 157 pz 158 pz 159 pz 160 pz 161 pz 162 pz	CCCCCCCC L SURF CCCCCCCC 150 153.5 183.5 187 222 224.2 228.7 247 248 252.5 257.0	• CCCC ACE CCCC \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$	6 ccccccc S ccccccc 3.5 plas 3.5 35 2.25 4.5 18.25 1 4.5 4.5 0.05	cm cccccc heig cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm	c cccccccccccccccccccccccccccccccccccc
c cccc c AXIA c cccc 151 pz 152 pz 153 pz 154 pz 155 pz 156 pz 156 pz 157 pz 158 pz 159 pz 160 pz 161 pz 162 pz 163 pz	CCCCCCCC L SURF CCCCCCCC 150 153.E 183.E 187 222 224.2 228.7 247 248 252.E 257 257.C 258	+ CCCC ACE CCCC \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$	5 ccccccc S ccccccc 3.5 plas 3.5 35 2.25 4.5 18.25 1 4.5 1 4.5 0.05 0.95	cm cccccc heig cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm	c c c c c c c c c c c c c c c c c c c
c cccc c AXIA c cccc 151 pz 152 pz 153 pz 154 pz 155 pz 156 pz 157 pz 158 pz 159 pz 160 pz 161 pz 162 pz 163 pz 163 pz	CCCCCCCC L SURF CCCCCCCC 150 153.5 183.5 187 222 224.2 228.7 247 248 252.5 257 257.0 258 258.2	• CCCC CCCC S S S S S S S S S S S S S	6 ccccccc S cccccccc 3.5 plas 3.5 35 2.25 4.5 18.25 1 4.5 4.5 0.05 0.95 0.25	cm cccccc heig cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm	c c c c c c c c c c c c c c c c c c c
c cccc c AXIA c cccc 151 pz 152 pz 153 pz 154 pz 155 pz 156 pz 156 pz 157 pz 158 pz 159 pz 160 pz 161 pz 162 pz 163 pz 164 pz 165 pz	CCCCCCCC L SURF CCCCCCCC 150 153.E 183.E 187 222 224.2 224.2 228.7 247 248 252.E 257 257.C 258 258.2 258.2 263	↓ CCCC ACE \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$	5 ccccccc S ccccccc 3.5 plas 3.5 35 2.25 4.5 18.25 1 4.5 18.25 1 4.5 0.05 0.95 0.25 4.75	cm cccccc heig cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm cm	c c c c c c c c c c c c c c c c c c c

251 pz -150 \$ core height 300 cm from Fig. 1 NT159
252 pz -153.5 \$ 3.5 cm Reflector SS ODS
253 pz -183.5 \$ plasma height 367 from page 73 NT159
254 pz -187 \$ 3.5 cm First Wall SS HT9
255 pz -222
256 pz -224.25 \$ 2.25 cm Cool D He
257 pz -228.75 \$ 4.5 cm WC
258 pz -247 \$ 18.25 cm HfC
259 pz -248 \$ 1 cm Cool C He
260 pz -252.5 \$ 4.5 cm WC
261 pz -257 \$ 4.5 cm B4C
262 pz -257.05 \$ 0.05 cm Cool B He
263 pz -258 \$ 0.95 cm Cd
264 pz -258.25 \$ 0.25 cm Cool A He
265 pz -263 \$ 4.75 cm Ir
266 pz -269 \$ 6 cm vacuum vessel
c cccccccccccccccccccccccccccccccccccc
c DATA CARDS c
c cccccccccccccccccccccccccccccccccccc
imp:n 1 129r 0
mode n
totnu
kcode 10000 0.90 30 130 1e6
nps 5000
prdmp 2e6 2e6 0 1 2e6
print 40 50 \$ print cell volumes
c cccccccccccccccccccccccccccccccccccc
c FISSION SOURCE NEUTRONS c
c cccccccccccccccccccccccccccccccccccc
c sdef pos= 0 0 0 \$ center of volume source
c axs= 0 0 1 \$ axis of volume source (cylinder)
c rad d1 \$ radial bins to define by distributions 1
c ext d2 \$ axial bins to define by distributions 2
c erg d3 \$ energy distributions defined by distr. 3
c si1 h 471 608 \$ radii of volume source
c si2 h -151 151 $\$ extension of cylinder (+/-) from the center
c sp3 -3 \$ built in function: Watt fission spectrum

с	cccccc	222222222222222222222222222222222222222	222222222
с	FUSION	SOURCE NEUTRONS	c
с	cccccc		222222222
	sdef	pos=0 0 0 \$ position	
		<pre>axs=0 0 1 \$ vector for position</pre>	
		<pre>vec=0 0 1 \$ vector for direction</pre>	
с		rad=368.25 \$ radial	
с		ext=0 \$ axial	
		rad=d1 \$ radial	
		ext=d2 \$ axial	
		dir=d3 \$ direction	
		erg=d4 \$ energy	
	si1	h 470 471	
	sp1	-21 1	
	si2	h -50 50	
	si3	h -1 -0.5 0.5 1	
	sp3	0 0 1 0	
	sp4	-4 -0.01 -1	
с	cccccc		222222222
с	MCB CAR	DS	с
с	cccccc		222222222
	BATCT	cmin 1e-8	<pre>\$ cutoff for transmutation trajectory</pre>
		thfm 1e4	<pre>\$ [s] below this value istantaneous decay</pre>
		vksw 0.999	<pre>\$ above this value run in critical mode</pre>
		supem	<pre>\$ suppress emerging nuclides run</pre>
	DISCR	trndcr 1.e-10 \$ transport cr	oss section contribution
		cprcut 1.e-6 \$ nuclide dens	ity bout printout
		dprcut 1.e-3 \$ dose bout pr	intout
	SRCTP		<pre>\$ use if srctp file is present</pre>
	BMES	on	<pre>\$ ascii reaction rates file</pre>
	BHIST	on	<pre>\$ binary huge file</pre>
	BURN	25 24 23 22 21 28 29	<pre>\$ fuel inner outer lithium blankets</pre>
		11 10 9 7 8 20	\$ Ir Cd B4C WC HfC
	MUVOL	49 49 49 49 49 1 7r	<pre>\$ number of hexagons per zone</pre>
	BVOL	12.9421e3 4r	<pre>\$ fuel volume in 1 hexagonal block</pre>
		4.67812E+7 1.14200E+8	\$ Li20 cell 169 170 inner outer
		2.61129E+07	\$ Ir cell 155
		5.15856E+06	\$ Cd cell 157

		2.416	38E+07			\$ B4	4C cell	159	
		45118	100			\$ WC	C cell	160 163	
		1.044	82E+08			\$ H1	fC cell	162	
		9.304	88E+06			\$ H1	T9 cell	167	
	PRIOD	10 d	140 d	150 d		\$ 3	300 d 1		
			150 d	150 d		\$ 6	600 d 2		
			150 d	150 d		\$ 9	900 d 3		
			150 d	150 d		\$ 12	200 d 4		
			150 d	150 d		\$ 15	500 d 5		
			150 d	150 d		\$ 18	800 d 6		
			150 d	150 d		\$ 23	100 d 7		
			150 d	150 d		\$ 24	400 d 8		
			150 d	150 d		\$ 27	700 d 9		
			150 d	150 d		\$ 30	0 b 000		
	POWER	3e9	20r			\$ po	ower		
с	BCUR					\$ be	eam curr	ect	
с	SRCST					\$ so	ource st	renght	
	AT	0 0	d						
с	INPRT	mcnp :	zaid cl	ean					
	INPRT	mcb							
	AT	600 (d			\$ re	efuellin	g	
	KEFF								
	INPRT	mcb							
	COPY21	22							
	COPY22	23							
	COPY23	24							
	COPY24	25							
	RMOVE25	ALL B	UT C14						
	ADMIX25								
	U23	32.09c	5.824	2E-13	U233.09c	4.3004E-	-12	U234.09c	1.3922E-07
	U23	35.09c	6.179	0E-06	U236.09c	2.8172E-	-06	U238.09c	1.0218E-05
	Np23	37.09c	1.717	8E-02	Pu238.09c	4.8488E-	-03 P	u239.09c	2.0877E-01
	Pu24	40.09c	8.173	7E-02	Pu241.09c	1.4776E-	-02 P	u242.09c	1.7627E-02
	Pu24	44.09c	5.931	7E-07	016.09c	5.8642E-	-01	U232.09c	3.7883E-13
	U23	33.09c	2.797	1E-12	U234.09c	9.0556E-	-08	U235.09c	4.0191E-06
	U23	36.09c	1.832	4E-06	U238.09c	6.6461E-	-06 A	m241.09c	2.2594E-02
	Am242	2m.09c	1.628	9E-05	Am243.09c	2.4838E-	-03 C	m242.09c	2.2795E-08
	Cm24	43.09c	2.290	4E-06	Cm244.09c	1.4799E-	-04 C	m245.09c	1.5918E-04

Cm246.09c		1.2543	3E-06	Cm247.09c	1.2600E-08	016.09c	4.3210E-02
	D	ENSITY	NEW -10	.2			
RMOVE25	C14 D	ENSITY	RESTORE				
INPRT	mcb						
AT	1200 d				<pre>\$ refuel1</pre>	ling	
KEFF							
INPRT	mcb						
COPY21	22						
COPY22	23						
COPY23	24						
COPY24	25						
RMOVE25	ALL BU	T C14					
ADMIX25							
U23	32.09c	5.885	5E-13	U233.09c	4.3456E-12	U234.09c	1.4069E-07
U23	35.09c	6.2443	1E-06	U236.09c	2.8469E-06	U238.09c	1.0325E-05
Np23	37.09c	1.7359	9E-02	Pu238.09c	4.8998E-03	Pu239.09c	2.1096E-01
Pu24	40.09c	8.2597	7E-02	Pu241.09c	1.4931E-02	Pu242.09c	1.7812E-02
Pu24	44.09c	5.9942	2E-07	016.09c	5.9259E-01	U232.09c	3.2471E-13
U23	33.09c	2.397	5E-12	U234.09c	7.7620E-08	U235.09c	3.4449E-06
U23	36.09c	1.5707	7E-06	U238.09c	5.6966E-06	Am241.09c	1.9366E-02
Am242	2m.09c	1.3962	2E-05	Am243.09c	2.1290E-03	Cm242.09c	1.9539E-08
Cm24	43.09c	1.9632	2E-06	Cm244.09c	1.2685E-04	Cm245.09c	1.3644E-04
Cm24	46.09c	1.075	1E-06	Cm247.09c	1.0800E-08	016.09c	3.7037E-02
	D	ENSITY	NEW -10	.2			
RMOVE25	C14 D	ENSITY	RESTORE				
INPRT	mcb						
AT	1800 d				<pre>\$ refuel1</pre>	ling	
KEFF							
INPRT	mcb						
COPY21	22						
COPY22	23						
COPY23	24						
COPY24	25						
RMOVE25	ALL BU	T C14					
ADMIX25							
U23	32.09c	5.9468	8E-13	U233.09c	4.3909E-12	U234.09c	1.4216E-07
U23	35.09c	6.3093	1E-06	U236.09c	2.8766E-06	U238.09c	1.0433E-05
Np23	37.09c	1.7540	0E-02	Pu238.09c	4.9508E-03	Pu239.09c	2.1316E-01

	Pu240.09c	8.3458E-02	Pu241.09c	1.5087E-02	Pu242.09c	1.7998E-02			
	Pu244.09c	6.0566E-07	016.09c	5.9877E-01	U232.09c	2.7059E-13			
	U233.09c	1.9979E-12	U234.09c	6.4683E-08	U235.09c	2.8708E-06			
	U236.09c	1.3089E-06	U238.09c	4.7472E-06	Am241.09c	1.6139E-02			
	Am242m.09c	1.1635E-05	Am243.09c	1.7741E-03	Cm242.09c	1.6282E-08			
	Cm243.09c	1.6360E-06	Cm244.09c	1.0571E-04	Cm245.09c	1.1370E-04			
	Cm246.09c	8.9595E-07	Cm247.09c	8.9998E-09	016.09c	3.0864E-02			
	D	ENSITY NEW -	10.2						
RMC	VE25 C14 D	ENSITY RESTO	RE						
INF	RT mcb								
AT	2400 d			\$ refue	lling				
KEF	F								
INF	RT mcb								
COF	Y21 22								
COF	Y22 23								
COF	Y23 24								
COF	Y24 25								
RMC	VE25 ALL BU	T C14							
ADM	IX25								
	U232.09c	6.0081E-13	U233.09c	4.4362E-12	U234.09c	1.4362E-07			
	U235.09c	6.3742E-06	U236.09c	2.9062E-06	U238.09c	1.0541E-05			
	Np237.09c	1.7721E-02	Pu238.09c	5.0019E-03	Pu239.09c	2.1536E-01			
	Pu240.09c	8.4318E-02	Pu241.09c	1.5243E-02	Pu242.09c	1.8183E-02			
	Pu244.09c	6.1190E-07	016.09c	6.0494E-01	U232.09c	2.1647E-13			
	U233.09c	1.5983E-12	U234.09c	5.1746E-08	U235.09c	2.2966E-06			
	U236.09c	1.0471E-06	U238.09c	3.7978E-06	Am241.09c	1.2911E-02			
	Am242m.09c	9.3078E-06	Am243.09c	1.4193E-03	Cm242.09c	1.3026E-08			
	Cm243.09c	1.3088E-06	Cm244.09c	8.4566E-05	Cm245.09c	9.0958E-05			
	Cm246.09c	7.1676E-07	Cm247.09c	7.1998E-09	016.09c	2.4691E-02			
	D	ENSITY NEW -	10.2						
RMC	VE25 C14 D	ENSITY RESTO	RE						
AT	3000 d			\$ end o	f irradiation	1			
KEF	F								
INF	RT mcb								
c ccc					сс				
c MAT	ERIALS CARD	S			с				
c ccc	cccccccccc				сс				
c END	FB-VI.70								
c 70c	= 293.6	5 K							
--------	---------	----------------	-----	-----------	------------	-------	--------	------------	--------
c 71c	= 600	К							
c 72c	= 900	К							
c 73c	= 1200	К							
c 74c	= 2500	К							
c ccc	2222222		cco			ccccc	cccc		
с NpPı	ı01.7						с		
c ccco			cco			ccccc	сссс		
m1	nlib=09	Эс							
С	Weight	Fractions from	m .	Table B1	NT159				
с	92232	-2.9374E-10	\$	232U					
С	92233	-2.1782E-09	\$	233U					
С	92234	-7.0823E-05	\$	234U					
С	92235	-3.1567E-03	\$	235U					
С	92236	-1.4454E-03	\$	236U					
С	92238	-5.2869E-03	\$	238U					
С	93237	-4.4254E00	\$	237Np					
С	94238	-1.2544E00	\$	238Pu					
с	94239	-5.4236E01	\$	239Pu					
С	94240	-2.1324E01	\$	240Pu					
с	94241	-3.8709E00	\$	241Pu					
с	94242	-4.6369E00	\$	242Pu					
с	94244	-1.5733E-04	\$	244Pu					
С	95241	-9.1002E00	\$	241Am					
с	95242	-6.5878E-03	\$	242mAm					
с	95243	-1.0087E00	\$	243Am					
С	96242	-9.2192E-06	\$	242Cm					
с	96243	-9.3018E-04	\$	243Cm					
с	96244	-6.0349E-02	\$	244Cm					
с	96245	-6.5177E-02	\$	245Cm					
с	96246	-5.1570E-04	\$	246Cm					
с	96247	-5.2013E-06	\$	247Cm					
с	Atomic	Fractions of .	Act	tinides 1	Normalized	to 1	from 1	ICB	Output
с	U232	3.0332E-12							
С	U233	2.2396E-11							
С	U234	7.2507E-07							
С	U235	3.2180E-05							
с	U236	1.4672E-05							

- U238 5.3214E-05 с
- Np237 4.4731E-02 с
- Pu238 1.2626E-02 с
- с Pu239 5.4362E-01
- Pu240 2.1284E-01 с
- Pu241 3.8476E-02 с
- Pu242 4.5899E-02 с
- Pu244 1.5446E-06 с
- с Am241 9.0454E-02
- Am242m 6.5210E-05 с Am243 9.9436E-03
- с Cm242 9.1258E-08 с
- Cm243 9.1696E-06

- Cm244 5.9247E-04 с
- с Cm245 6.3725E-04
- Cm246 5.0216E-06 С
- с Cm247 5.0442E-08
 - U232 1.688405e-012
 - U233 1.246655e-011
 - U234 4.036042e-007
 - U235 1.791273e-005
 - U236 8.167046e-006
 - U238 2.962113e-005
 - Np237 4.979828e-002
 - Pu238 1.405632e-002
 - Pu239 6.052031e-001
 - Pu240 2.369512e-001
 - Pu241 4.283469e-002
 - Pu242 5.109859e-002
 - Pu244 1.719577e-006
 - 016 1.7

c AmCmO1.7

С

m2nlib=09c

- U232 1.490410e-011
- U233 1.100462e-010
- U234 3.562743e-006

U235 1.581214e-004	
U236 7.209314e-005	
U238 2.614752e-004	
Am241 8.889194e-001	
Am242m 6.408388e-004	
Am243 9.771883e-002	
Cm242 8.968205e-007	
Cm243 9.011249e-005	
Cm244 5.822386e-003	
Cm245 6.262453e-003	
Cm246 4.934881e-005	
Cm247 4.957091e-007	
016 1.7	
c cccccccccccccccccccccccccccccccccccc	
c SiC COATED PARTICLES c	
c cccccccccccccccccccccccccccccccccccc	
m3 nlib=09c	
Si28 0.46115 \$ Si	
Si29 0.02335	
Si30 0.01550	
C 0.5 \$ C	
с ссссссссссссссссссссссссссссссссссссс	
c SS HT 9 - Clad c	
с ссессоссоссоссоссоссоссоссоссоссоссоссос	
m4 nlib=06c \$ rho=-7.7 from Fission Multipliers	
c for D-D/D-T Neutron Generators by Lou et a	ıl.
c Composition from Journal of ASTM International 1/4	
c Authors: Toloczko and Garneri	
c Fe54 -4.752090e-002	
c Fe56 -7.793185e-001	
c Fe57 -1.902657e-002	
c Fe58 -2.464047e-003	
c Cr50 -4.924656e-003	
c Cr52 -9.876578e-002	
c Cr53 -1.141462e-002	
c Cr54 -2.894950e-003	
c Ni58 -3.427046e-003	
c Ni60 -1.365605e-003	

•)	")	1	
о	4	4	

Fe57 1.8454E-02

Cr52 1.0501E-01

Ni58 3.2666E-03

Ni62 1.7438E-04

Mo94 5.4846E-04

с	Ni61	-6.035680e-005		
с	Ni62	-1.955546e-004		
с	Ni64	-5.143781e-005		
с	Mo92	-1.464443e-003		
с	Mo94	-9.326533e-004		
с	Mo95	-1.622248e-003		
с	Mo96	-1.717584e-003		
с	Mo97	-9.936324e-004		
с	Mo98	-2.536495e-003		
с	Mo100	-1.032944e-003		
с	Mn55	-5.000000e-003		
с	V	-3.300000e-003		
с	W182	-1.360103e-003		
с	W183	-7.399697e-004		
с	W184	-1.595726e-003		
с	W186	-1.504201e-003		
с	Si28	-1.929340e-003		
с	Si29	-1.011797e-004		
с	Si30	-6.948027e-005		
с	С	-2.100000e-003		
с	Ti46	-7.677864e-006		
с	Ti47	-7.158356e-006		
с	Ti48	-7.390778e-005		
с	Ti49	-5.622783e-006		
с	Ti50	-5.633215e-006		
с	A127	-3.000000e-004		
с	S32	-2.842384e-005		
с	S33	-2.313625e-007		
с	S34	-1.338070e-006		
с	S36	-6.730545e-009		
с	P31	-8.000000e-005		
с	N14	-5.976478e-005		
с	N15	-2.352242e-007		
	Fe54	4 4.8651E-02	Fe56	7.6939E-01
	Fe58	8 2.3487E-03	Cr50	5.4449E-03
	Cr53	3 1.1907E-02	Cr54	2.9638E-03

Ni60 1.2583E-03 Ni61 5.4702E-05

Ni64 4.4433E-05

Mo92 8.7991E-04

	Mo95	9.4393E-04	Mo96	9.8899E-04	Mo97	5.6622E-04
	Mo98	1.4307E-03	Mo100	5.7094E-04	Mn55	5.0259E-03
	v	3.5773E-03	W182	4.1280E-04	W183	2.2335E-04
	W184	4.7904E-04	W186	4.4670E-04	Si28	3.8082E-03
	Si29	1.9282E-04	Si30	1.2801E-04	C	9.6550E-03
	Ti46	9.2266E-06	Ti47	8.4193E-06	Ti48	8.5120E-05
	Ti49	6.3435E-06	Ti50	6.2284E-06	A127	6.1400E-04
	S32	4.9094E-05	S33	3.8750E-07	S34	2.1753E-06
	S36	1.0334E-08	P31	1.4263E-04	N14	2.3569E-04
	N15	8.6597E-07				
сс			ccccccc		cccccccc	с
с Н	le					с
сс			ccccccc		cccccccc	с
m5	nlib=0)6c				
	He4	1				
сс			ccccccc		cccccccc	с
c S	S 304 ODS	5 - Core Shiel	d			с
сс			ccccccc		cccccccc	с
m6	nlib=()6c \$ rho=-7.5	2 from P	age 4419 Mat	erials Sc	ience and Eng.A 527
с		composit	ion from	Page 187 Ta	ble II JN	M367-370
с	Fe54	-4.954327e-00	2			
с	Fe56	-8.124843e-00	1			
с	Fe57	-1.983629e-00	2			
с	Fe58	-2.568910e-00	3			
с	Cr50	-3.624242e-00	3			
с	Cr52	-7.268549e-00	2			
с	Cr53	-8.400450e-00	3			
с	Cr54	-2.130504e-00	3			
с	W180	-2.498041e-00	5			
с	W182	-5.109881e-00	3			
с	W183	-2.793642e-00	3			
с	W184	-6.024420e-00	3			
с	W186	-5.678879e-00	3			
с	Si28	-4.417076e-00	4			
с	Si29	-2.316432e-00	5			
с	Si30	-1.590697e-00	5			
с	С	-1.402272e-00	3			
с	Ti46	-1.768774e-00	4			

с	Ti47	-1.649093e-004				
с	Ti48	-1.702637e-003				
с	Ti49	-1.295339e-004				
с	Ti50	-1.297742e-004				
с	Y89	-2.704381e-003				
с	016	-1.802921e-003				
с	N14	-3.990783e-004				
с	N15	-1.570706e-006				
	Fe54	5.1120E-02	Fe56	8.0844E-01	Fe57	1.9391E-02
	Fe58	2.4679E-03	Cr50	4.0386E-03	Cr52	7.7885E-02
	Cr53	8.8314E-03	Cr54	2.1983E-03	W182	1.5707E-03
	W183	8.4987E-04	W184	1.8228E-03	W186	1.6997E-03
	Si28	8.7872E-04	Si29	4.4493E-05	Si30	2.9537E-05
	C	6.4978E-03	Ti46	2.1423E-04	Ti47	1.9548E-04
	Ti48	1.9764E-03	Ti49	1.4729E-04	Ti50	1.4461E-04
	Y89	1.6930E-03	016	6.2735E-03	N14	1.5862E-03
	N15	5.8279E-06				
сс			cccccc			C
c La	ayer 4 aı	nd 6 Tungsten Ca	arbide	WC		C
сс			cccccc			C
m7	nlib=06	c				
с	W180	0.13				
	W182	26.43 \$ 26.3				
	W183	14.3				
	W184	30.67				
	W186	28.6				
	С	100				
сс	ccccccc		cccccc			C
c La	ayer 5 Ha	afnium Carbide H	lfC		(C
сс	ccccccc		cccccc			C
m8	nlib=06	c				
	Hf174	0.162				
	Hf176	5.206				
	Hf177	18.606				
	Hf178	27.297				
	Hf179	13.629				
	Hf180	35.1				

C 100.00

c cccccccccccccccccccccccccccccccccccc												
c Layer 3 Boron Carbide B4C c												
。												
m9 nlib=06c												
B10 19.9												
B11 80.1												
C 25.0												
。												
c Layer 2 Cadmium Cd c												
。												
m10 nlib=06c												
Cd106 1.25												
Cd108 0.89												
Cd110 12.49												
Cd111 12.80												
Cd112 24.13												
Cd113 12.22												
Cd114 28.73												
Cd116 7.49												
。												
c Layer 1 Iridium c												
。												
m11 nlib=06c												
Ir191 37.3												
Ir193 62.7												
。												
c Li20 Blanket Inner enriched 30% c												
。												
m12 nlib=06c												
Li6 2.0000E-01 Li7 4.6667E-01 016 3.3333E-01												
。												
c Nb3Sn c												
。												
m13 nlib=03c												
c Nb93 3.0												
c Sn112 0.0097												
c Sn114 0.0065												
c Sn115 0.0034												

```
Sn116 0.1454
с
    Sn117 0.0768
с
    Sn118 0.2423
с
с
    Sn119 0.0859
    Sn120 0.3259
с
    Sn122 0.0463
с
    Sn124 0.0579
с
    Nb93 7.4998E-01
                   Sn112 2.4249E-03 Sn114 1.6250E-03
    Sn115 8.4998E-04
                                    Sn117 1.9200E-02
                    Sn116 3.6349E-02
    Sn118 6.0573E-02 Sn119 2.1474E-02 Sn120 8.1473E-02
    Sn122 1.1575E-02
                    Sn124 1.4475E-02
c SiC FUEL MATRIX
                                         С
m14 nlib=06c
    Si28 0.46115
                    $ Si
    Si29 0.02335
    Si30 0.01550
     С
         0.5
                    $ C
c INCOLOY 908
                                         с
m15
   nlib=03c $ rho=-8.3 from Metal Samples website approximated to IN 909
             composition from Metallurgy Transaction A 23A Morra et al.
с
    Fe54 -2.333111e-002
с
    Fe56 -3.826183e-001
с
    Fe57 -9.341384e-003
с
    Fe58 -1.209761e-003
с
    Cr50 -1.883786e-003
с
    Cr52 -3.778001e-002
с
    Cr53 -4.366333e-003
с
с
    Cr54 -1.107380e-003
    Ni58 -3.180407e-001
С
    Ni60 -1.267325e-001
с
    Ni61 -5.601302e-003
с
    Ni62 -1.814809e-002
с
с
    Ni64 -4.773591e-003
    Nb93 -1.863292e-002
с
```

с	Ti46	-1.407659e-00	3					
с	Ti47	-1.312413e-00	3					
с	Ti48	-1.355025e-00	2					
с	Ti49	-1.030881e-00	3					
с	Ti50	-1.032794e-00	3					
с	A127	-2.321642e-00	2					
с	Mn55	-8.967716e-00	4					
с	С	-4.982065e-00	4					
с	Si28	-3.204032e-00	3					
с	Si29	-1.680279e-00	4					
с	Si30	-1.153851e-00	4					
	Fe54	2.4009E-02	Fe56	3.7969E-01	Fe57	9.1070E-03		
	Fe58	1.1591E-03	Cr50	2.0935E-03	Cr52	4.0374E-02		
	Cr53	4.5780E-03	Cr54	1.1396E-03	Ni58	3.0471E-01		
	Ni60	1.1738E-01	Ni61	5.1027E-03	Ni62	1.6266E-02		
	Ni64	4.1448E-03	Nb93	1.1132E-02	Ti46	1.7003E-03		
	Ti47	1.5515E-03	Ti48	1.5686E-02	Ti49	1.1690E-03		
	Ti50	1.1478E-03	A127	4.7761E-02	Mn55	9.0606E-04		
	C	2.3024E-03	Si28	6.3569E-03	Si29	3.2187E-04		
	Si30	2.1368E-04						
c ccc	000000					с		
c Liq	uid He					с		
c ccc	000000					с		
m16	nlib=()3c						
	He4	1 \$ rho=-0.1	25 from	wiki				
c ccc	000000				cccccccc	c		
c Li2	O Blank	ket Outer enri	ched 90%	0		c		
c ccc	000000					с		
m17	nlib=()6c						
	Li6 6	5.0000E-01	Li7 6	6667E-02	016 3	.3333E-01		
c ccc	000000				cccccccc	c		
c MIX	TURES (CARDS				c		
c ccc	000000				cccccccc	c		
MIX20	4 1					\$ Steel HT9 First Wall		
MIX21	1 0.8	39 2	0.11			\$ Fuel 1 Ring Inner		
MIX22	1 0.8	39 2	0.11			Fuel 2 Ring		
MIX23	1 0.8	39 2	0.11			\$ Fuel 3 Ring		
MIX24	1 0.8	39 2	0.11			\$ Fuel 4 Ring		

MIX25	1	0.89	2	0.11			\$ Fuel 5 Ring Outer
MIX26	16	0.003271	13	0.01012	15	0.046543	\$ Central Solenoid
MIX27	16	0.003271	13	0.01012	15	0.046543	\$ Magnetic Ring
MIX28	12	0.060862	5	0.0003072	4	0.0083969	\$ Lithium Blanket Inner
MIX29	17	0.060862	5	0.0003072	4	0.0083969	\$ Lithium Blanket Outer
MIX30	1	0.95	2	0.07			\$ Fresh Fuel
MIX31	1	0.96	2	0.06			\$ Fresh Fuel
MIX32	1	0.97	2	0.05			\$ Fresh Fuel
MIX33	1	0.98	2	0.04			\$ Fresh Fuel

A.6 GCFR subcrítico com fonte de nêutrons de spallation

с			С
с			с
с		GAS COOLED FAST ADS	с
с			с
с	authors : Th	niago Carlucccio (thiagoc@ipen.br)	с
с	Al	.berto Talamo (alby@anl.gov)	с
с	Ре	edro C. R. Rossi (pcrossi@ipen.br)	с
с			с
с	temperatures : tm	up 1.2926E-07 = 2500 K (never used)	с
с	tm	up 1.0341E-07 = 1200 K (fuel)	с
с	tm	up 7.7556E-08 = 900 K (hot coolant)	с
с	tm	up 5.1704E-08 = 600 K (cold coolant)	с
с	tm	up 2.5300E-08 = 300 K (never used)	с
с	EN	IDFB-VI.70	с
с	70	c = 293.6 K	с
с	71	.c = 600 K	с
с	72	2c = 900 K	с
с	73	3c = 1200 K	с
с	74	4c = 2500 K	с
с			с
с		>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>	С
с			
С		;;;;;;;;;;;;;;;;;;;;;;;;;;;;;;;;;;;;;;;	
с	FUEL 1 RING INNER	c	
с		222222222222222222222222222222222222222	
1	21 -10.2 (-1)	:(-2):(-3):(-4):(-5):(-6):(-7)	

		:(-8):(-9):(-10)	:(-11):(-12):(-13):(-14)
			u=10 tmp	7.7556E-08	\$ Fuel Kernel
2	3 -1.1	(1 -1	5):(2 -1	6):(3 -17)	:(4 -18):(5 -19)
		:(6 -2	20):(7-2	1):(8 -22)	:(9 -23):(10 -24)
		:(11 -2	5):(12 -2	6):(13 -27)	:(14 -28)
			u=10 tmp	7.7556E-08	<pre>\$ SiC Buffer</pre>
3	3 -3.2	(15 -2	- 9):(16 -3	0):(17 -31)	:(18 -32):(19 -33)
		:(20 -3	4):(21 -3	5):(22 -36)	:(23 -37):(24 -38)
		:(25 -3	9):(26 -4	0):(27 -41)	:(28 -42)
			u=10 tmp	7.7556E-08	\$ SiC Outer Coating
4	7 -3.2 (29 30 31	32 33 34	35 36 37 38	39 40 41 42)
			u=10 tmp	5.1704E-08	<pre>\$ SiC Matrix</pre>
5	0	-43	u=11 lat	=1 fill=10	<pre>\$ Particles Lattice</pre>
6	0	-44	u=12	fill=11	\$ Fuel Pin
7	0	-45	u=12	fill=11	
8	0	-46	u=12	fill=11	
9	0	-47	u=12	fill=11	
10	0	-48	u=12	fill=11	
11	0	-49	u=12	fill=11	
12	4 -7.7	-50 44	u=12 tmp	5.1704E-08	\$ Clad
13	4 -7.7	-51 45	u=12 tmp	5.1704E-08	
14	4 -7.7	-52 46	u=12 tmp	5.1704E-08	
15	4 -7.7	-53 47	u=12 tmp	5.1704E-08	
16	4 -7.7	-54 48	u=12 tmp	5.1704E-08	
17	4 -7.7	-55 49	u=12 tmp	5.1704E-08	
18	5 -0.005	1045 (50	51 52 53	54 55)	\$ Coolant
			u=12 tmp	5.1704E-08	
19	0	-56	u=13 lat	=2 fill=12	
20	0	-57	u=1	fill=13	
21	4 -7.7	57	u=1 tmp	5.1704E-08	
c cc		cccccccc	cccccccc	cccccccccc	cccccccccc
c FU	EL DUMMY	FOR REFUE	LING		с
c cc		cccccccc	cccccccc	cccccccccc	000000000000000000000000000000000000000
22	like 1 b	ut mat 24	u=14		
23	like 1 b	ut mat 25	u=15		
c cc		cccccccc	cccccccc	cccccccccc	000000000000000000000000000000000000000
c FU	EL 2 RING				С
с сс	cccccccc	cccccccc	cccccccc	cccccccccc	ccccccccccc

31	like	1	but	mat	22	u=20			
32	like	2	but			u=20			
33	like	3	but			u=20			
34	like	4	but			u=20			
35	like	5	but			u=21		fill=20	
36	like	6	but			u=22		fill=21	
37	like	7	but			u=22		fill=21	
38	like	8	but			u=22		fill=21	
39	like	9	but			u=22		fill=21	
40	like	10	but			u=22		fill=21	
41	like	11	but			u=22		fill=21	
42	like	12	but			u=22			
43	like	13	but			u=22			
44	like	14	but			u=22			
45	like	15	but			u=22			
46	like	16	but			u=22			
47	like	17	but			u=22			
48	like	18	but			u=22			
49	like	19	but			u=23		fill=22	
50	like	20	but			u=2		fill=23	
51	like	21	but			u=2			
с со	ccccc	ccc	cccc	cccc	ccc	ccccc	ccccd		;
c Fl	JEL 3	RII	IG OU	JTER				c	;
c co	ccccc	ccc	cccc	2222	ccc	ccccc	ccccc		;
61	like	1	but	mat	23	u=30			
62	like	2	but			u=30			
63	like	3	but			u=30			
64	like	4	but			u=30			
65	like	5	but			u=31		fill=30	
66	like	6	but			u=32		fill=31	
67	like	7	but			u=32		fill=31	
68	like	8	but			u=32		fill=31	
69	like	9	but			u=32		fill=31	
70	like	10	but			u=32		fill=31	
71	like	11	but			u=32		fill=31	
72	like	12	but			u=32			
73	like	13	but			u=32			
74	like	14	but			u=32			

75 1	ike	15	bı	ıt				ı	1=3	32																		
76 1	ike	16	bı	ıt				ı	1=3	32																		
77 1	ike	17	bı	ıt				ı	1=3	32																		
78 1	ike	18	bı	ıt				ı	1=3	32																		
79 1	ike	19	bı	ıt				ı	1=3	33			1	fil	L1=	=32	2											
80 1	ike	20	bι	ıt				ı	1=3	3			1	fi]	L1=	=33	3											
81 1	ike	21	bι	ıt				ı	1=3	3																		
c ccc	cccd	ccc	cco	cc	cco	cco	cc	cc	cc	cc	cc	cc	cc	cco	cc	cc	cc	cco	cco	cc	cco	cc	cco	c				
c REF	LECI	ror																						с				
c ccc	cccd	ccc	cc	cc	cco	cco	cco	cc	cco	cc	cc	cc	cc	cc	cco	cc	cc	cco	cco	cc	cco	cc	cco	cc				
150 1	8 -3	3.43	385	53:	13	5	-	-50):E	50	ı	1=7	7	tr	np	5	. 17	704	1E-	-08	3							
c ccc	cccd	ccc	cc	cc	cco	cco	cc	cc	cc	cc	cc	cc	cc	cc	cc	cc	cc	cco	cco	cc	cco	cc	cco	cc				
c Coo	lant	5																						с				
c ccc	cccd	ccc	cc	cc	cco	cco	cco	cc	cco	cc	cc	cc	cc	cc	cco	cc	cc	cco	cco	cc	cco	cc	cco	cc				
151	5 -0	0.0	051	104	45		-	-50):5	50	ι	=נ	3	tr	np	5	. 17	704	1E-	-08	3							
c ccc	cccd	ccc	cc	cc	cco	cco	cco	cc	cco	cc	cc	cc	cc	cc	cco	cc	cc	cco	cco	cc	cco	cc	cco	cc				
c COR	E																							с				
с ссс	cccd	ccc	cco	cc	cco	cco	cco	cc	cc	cc	cc	cc	cc	cco	cc	cc	cc	cco	cco	cc	cco	cc	cco	cc				
152 0							-	-58	3		ı	1=8	Э	1a	at=	=2	fi	i1]	L=-	-13	3::	13	-1	13:	:13	3 (0:0)
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	7	7	7	7	7	7	7	7	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	7	7	7	7	7	7	7	7	7	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	7	7	7	3	3	3	3	7	7	7	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	7	7	3	2	2	2	2	2	3	7	7	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	7	7	3	2	1	1	1	1	2	3	7	7	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	7	7	3	2	1	1	8	1	1	2	3	7	7	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	7	7	3	2	1	8	8	8	8	1	2	3	7	7	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	7	7	7	2	1	1	8	8	8	1	1	2	7	7	7	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	7	7	3	2	1	8	8	8	8	1	2	3	7	7	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	7	7	3	2	1	1	8	1	1	2	3	7	7	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	7	7	3	2	1	1	1	1	2	3	7	7	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	7	7	3	2	2	2	2	2	3	7	7	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	7	7	7	3	3	3	3	7	7	7	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8

		8	8	8	8	8	8	7	7	7	7	7	7	7	7	7	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	7	7	7	7	7	7	7	7	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
153	0						-	-58	3		ι	1=6	3	la	at=	=2	fi	i1]	_=-	-13	3:1	L3	-1	13:	:13	3 ():()
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	7	7	7	7	7	7	7	7	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	7	7	7	7	7	7	7	7	7	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	7	7	7	7	7	7	8	7	7	7	7	7	7	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	7	7	7	7	7	8	8	8	8	7	7	7	7	7	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	7	7	7	7	7	7	8	8	8	7	7	7	7	7	7	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	7	7	7	7	7	8	8	8	8	7	7	7	7	7	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	7	7	7	7	7	7	8	7	7	7	7	7	7	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	7	7	7	7	7	7	7	7	7	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	7	7	7	7	7	7	7	7	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
		8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8

c TARGET

154	4 0		(-101	110	-113)	:						
			(-133		-110)			\$	vacuum			
15	54	-7.7	(101	-102	110	-113)	:						
			(133	-134		-110)	tmp	5.1704E-08	\$	SS HT9 bea	am tube		
150	68	-10.467	(102	-103	110	-113)	:						
			(134	-103	123	-110)	tmp	5.1704E-08	\$	BiPb			
15	74	-7.7	(103	-104	123	-113)	tmp	5.1704E-08	\$	SS HT9 lea	ad guide		
с	cccc		22222	cccccc	cccc	ccccc	2222		сс	ccc			
c l	REAC	TOR								с			
с	cccc		cccco		cccc		cccc		сс	ccc			
158	з 0		(104	-105	121	-111)	fill	L=9	\$	Core			
159	90		(104	-105	111	-112)	fill	L=6	\$	Upper Ax:	ial Refl.		
160	0 0		(104	-105	122	-121)	fill	L=6	\$	Bottom Ax:	ial Refl.		
16	16	-7.52	(105	-106	123	-113)	tmp	5.1704E-08	\$	Side Vesse	el		
162	2 19	-4.514	(104	-105	112	-113)	:						
			(104	-105	123	-122)	tmp	5.1704E-08	\$	Upper and	Bottom Vessel		
16	30		106	:-123:1	113								
с	c cccccccccccccccccccccccccccccccccccc												
С	SURF	ACES CARI	DS							с			
с	cccc		22222		cccc		2222		сс	ccc			
с	TRIS	O PARTICI	LES							с			
с	cccc		22222		cccc		2222		сс	ccc			
1	S	-0.047	707016	65		0.000	00000	00	0.0	000000000	0.0165		
2	S	0.000	00000	00	-	-0.0470	07016	35	0.0	000000000	0.0165		
3	S	0.000	00000	00		0.000	0000	- 00	0.0	047070165	0.0165		
4	S	0.047	707016	65		0.000	0000	00	0.0	000000000	0.0165		
5	S	0.000	00000	00		0.0470	07016	35	0.0	000000000	0.0165		
6	S	0.000	00000	00		0.000	0000	00	0.0	047070165	0.0165		
7	S	-0.047	707016	65	-	-0.0470	07016	35 -	0.0	047070165	0.0165		
8	S	-0.047	707010	65	-	-0.0470	07016	35	0.0	047070165	0.0165		
9	s	-0.047	707010	65		0.0470	07016	35 -	0.0	047070165	0.0165		
10	s	-0.047	707010	65		0.0470	07016	35	0.0	047070165	0.0165		
11	S	0.047	707010	65	-	-0.0470	07016	35 -	0.0	047070165	0.0165		
12	s	0.047	707010	65	-	-0.0470	07016	35	0.0	047070165	0.0165		
13	s	0.047	707010	65		0.0470	07016	35 -	0.0	047070165	0.0165		
14	s	0.047	707016	65		0.0470	07016	35	0.0	047070165	0.0165		

с				
15 s	-0.047070165	0.00000000	0.00000000	0.0234
16 s	0.00000000	-0.047070165	0.00000000	0.0234
17 s	0.00000000	0.00000000	-0.047070165	0.0234
18 s	0.047070165	0.00000000	0.00000000	0.0234
19 s	0.00000000	0.047070165	0.00000000	0.0234
20 s	0.00000000	0.00000000	0.047070165	0.0234
21 s	-0.047070165	-0.047070165	-0.047070165	0.0234
22 s	-0.047070165	-0.047070165	0.047070165	0.0234
23 s	-0.047070165	0.047070165	-0.047070165	0.0234
24 s	-0.047070165	0.047070165	0.047070165	0.0234
25 s	0.047070165	-0.047070165	-0.047070165	0.0234
26 s	0.047070165	-0.047070165	0.047070165	0.0234
27 s	0.047070165	0.047070165	-0.047070165	0.0234
28 s	0.047070165	0.047070165	0.047070165	0.0234
с				
29 s	-0.047070165	0.00000000	0.00000000	0.0292
30 s	0.00000000	-0.047070165	0.00000000	0.0292
31 s	0.00000000	0.00000000	-0.047070165	0.0292
32 s	0.047070165	0.00000000	0.00000000	0.0292
33 s	0.00000000	0.047070165	0.00000000	0.0292
34 s	0.00000000	0.00000000	0.047070165	0.0292
35 s	-0.047070165	-0.047070165	-0.047070165	0.0292
36 s	-0.047070165	-0.047070165	0.047070165	0.0292
37 s	-0.047070165	0.047070165	-0.047070165	0.0292
38 s	-0.047070165	0.047070165	0.047070165	0.0292
39 s	0.047070165	-0.047070165	-0.047070165	0.0292
40 s	0.047070165	-0.047070165	0.047070165	0.0292
41 s	0.047070165	0.047070165	-0.047070165	0.0292
42 s	0.047070165	0.047070165	0.047070165	0.0292
c cccc			ссссссссс	
c TRIS) LATTICE		С	
		~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~	~~~~~~	

43 box	-0.047070165	-0.047070165	-0.047070165
	0.094140330	0.0	0.0
	0.0	0.094140330	0.0
	0.0	0.0	0.094140330

```
c FUEL PINS AND CLAD
                                с
c Clad radius from Table VI NT159
c Clad thickness 0.06 cm from Table XI NT15
44 c/z 0.00000 1.52608 0.703
45 c/z 1.32163 0.76304 0.703
46 c/z 1.32163 -0.76304 0.703
47 c/z 0.00000 -1.52608 0.703
48 c/z -1.32163 -0.76304 0.703
49 c/z -1.32163 0.76304 0.703
с
50 c/z 0.00000 1.52608 0.763
51 c/z 1.32163 0.76304 0.763
52 c/z 1.32163 -0.76304 0.763
53 c/z 0.00000 -1.52608 0.763
54 c/z -1.32163 -0.76304 0.763
55 c/z -1.32163 0.76304 0.763
c FUEL PINS LATTICE
                                С
56 rhp 0 0 -600 0 0 1200 0 2.2891 0 $ pitch from Figure 6 NT159
c FUEL BLOCK LATTICE
                                С
57 rhp 0 0 -400 0 0 800 0 18.3125 0 $ thickness from Fig. 5 NT156
58 rhp 0 0 -400 0 0 800
                   0 18.6125 0 $ apothem from Table VI NT159
c RADIAL SURFACES
                                с
101 cz 10.0
102 cz 10.75
103 cz 18.0
104 cz 18.3
105 cz 290.0
106 cz 310.0
c AXIAL SURFACES
                                с
```

с

110 pz 20.0 \$ center of target sphere

- 111 pz 150.0
- 112 pz 225.0
- 113 pz 300.0
- 121 pz -150.0
- 122 pz -225.0
- 123 pz -300.0
- c SPHERICAL AND CONICAL SURFACES FOR TARGET
- c 131 kz 80 0.0683448 1
- c 132 kz 81.14754 0.0683448 1
- 133 sz 20.0 10.0
- 134 sz 20.0 10.75

- imp:n 1 77r 0 mode n
- phys:n 1000.0

c DATA CARDS

- totnu
- kcode 10000 0.95 30 130 1e6
- 2e6 0 1 2e6 prdmp 2e6
  - nps 1000
- c FISSION SOURCE NEUTRONS С
- c sdef pos= 0 0 0 \$ center of volume source axs= 0 0 1 \$ axis of volume source (cylinder) с
- с rad d1 \$ radial bins to define by distributions 1
  - \$ axial bins to define by distributions 2 \$ energy distributions defined by distr. 3
  - erg d3 \$ radii of volume source
- h 44 187 c si1

ext d2

c sp1 -21 1

с

- c si2 h -151 151 \$ extension of cylinder (+/-) from the center \$ built in function: Watt fission spectrum c sp3 -3

```
c SPALLATION NEUTRON SOURCE
                                                 с
sdef
        par=n
        pos=0 0 0 $ position
        axs=0 0 1 \$ vector for position
        vec=0 0 1 $ vector for direction
с
        rad=d1
                    $ radial
        ext=d2
                    $ axial
                    $ energy
        erg=d3
 si1
           18.3
        h
 sp1
        -21 1
 si2
        h -150 150
 si3
        h
        0.0000E+00
        5.0000E-02
         1.0000E-01
         1.5000E-01
        2.0000E-01
        2.5000E-01
        3.0000E-01
        3.5000E-01
        4.0000E-01
        4.5000E-01
        5.0000E-01
        5.5000E-01
        6.0000E-01
        6.5000E-01
        7.0000E-01
        7.5000E-01
        8.0000E-01
        8.5000E-01
        9.0000E-01
        9.5000E-01
         1.0000E+00
         1.5000E+00
        2.0000E+00
        2.5000E+00
```

3.0000E+00

- 3.5000E+00
- 4.0000E+00
- 4.5000E+00
- 5.0000E+00
- 5.5000E+00
- 6.0000E+00
- 6.5000E+00
- 7.0000E+00
- 7.5000E+00
- 8.0000E+00
- 8.5000E+00
- 9.0000E+00
- 9.5000E+00
- 1.0000E+01
- 1.5000E+01
- 2.0000E+01 2.5000E+01
- - - -
- 3.0000E+01
- 3.5000E+01
- 4.0000E+01
- 4.5000E+01
- 5.0000E+01
- 5.5000E+01
- 6.0000E+01
- 6.5000E+01
- 7.0000E+01
- 7.5000E+01
- 8.0000E+01
- 8.5000E+01
- 9.0000E+01
- 9.5000E+01
- 1.0000E+02
- 2.0000E+02
- 4.0000E+02
- 8.0000E+02
- 1.0000E+03

0.0000E+00

- 1.65156E+02
- 2.39364E+02
- 2.70504E+02
- 2.93838E+02
- 3.11617E+02
- 3.34565E+02
- 3.73598E+02
- 3.26586E+02
- 3.04873E+02
- 3.60524E+02
- 3.57874E+02
- 3.53547E+02
- 3.49862E+02
- 3.46801E+02
- 3.22490E+02
- 3.18140E+02
- 2.90314E+02
- 2.76238E+02
- 2.83572E+02
- 2.57770E+02
- 2.03248E+03
- 1.23532E+03
- 6.95040E+02
- 3.92236E+02
- 2.34587E+02
- 1.51923E+02
- 1.05098E+02
- 7.58277E+01
- 6.03050E+01
- 4.90177E+01
- 4.12532E+01
- 3.47753E+01
- 3.00058E+01
- 2.57735E+01
- 2.25928E+01
- 1.99885E+01
- 1.79440E+01
- 1.62005E+01

- 1.09351E+02
- 6.57070E+01
- 4.53808E+01
- 3.57444E+01
- 2.92938E+01
- 2.46626E+01
- 2.12112E+01
- 1.85425E+01
- 1.63390E+01
- 1.45727E+01
- 1.31194E+01
- 1.18109E+01
- 1.06929E+01
- 9.73908E+00
- 8.89374E+00
- 8.10914E+00
- 7.38547E+00
- 6.78186E+00
- 6.89590E+01
- 2.70043E+01
- 4.98366E+00
- 2.46137E-01

- c MCB CARDS

BATCT	cmin	1e-8	\$ cutoff for transmutation trajectory
	thfm	1e4	\$ [s] below this value istantaneous decay
	vksw	0.999	\$ above this value run in critical mode
	supem		\$ suppress emerging nuclides run
DISCR	trndcr	1.e-10	\$ transport cross section contribution
	cprcut	1.e-6	\$ nuclide density bout printout
	dprcut	1.e-3	\$ dose bout printout
SRCTP			\$ use if srctp file is present
BMES	on		\$ ascii reaction rates file
BHIST	on		\$ binary huge file
BURN	21 22 2	23	\$ burning materials
MUVOL	24 24 2	24	\$ number of hexagons per zone
BVOL	12.9421	le3 2r	\$ fuel volume in 1 hexagonal block

```
PRIOD
        10 d 140 d 150 d
                          $ 300 d
             150 d 150 d
                          $ 600 d
             150 d 150 d
                          $ 900 d
 POWER
        8e8 6r
                          $ thermal power
c BCUR
                          $ beam currect
c SRCST
                          $ source strenght
 ΑT
        0 d
c INPRT
        mcnp zaid clean
 INPRT
        mcb
 AT
        600 d
                          $ refuelling
 INPRT
        mcb
 COPY21 23
 COPY23 22
 RMOVE22 ALL BUT C14
 ADMIX22
     U232.06c 4.5024E-13
                          U233.06c 3.3244E-12
                                                U234.06c 1.0763E-07
     U235.06c 4.7767E-06
                           U236.06c 2.1779E-06
                                                U238.06c 7.8990E-06
    Np237.06c 1.3280E-02
                          Pu238.06c 3.7484E-03
                                               Pu239.06c 1.6139E-01
                          Pu241.06c 1.1423E-02
    Pu240.06c 6.3187E-02
                                               Pu242.06c 1.3626E-02
    Pu244.06c 4.5855E-07
                           016.06c 4.5333E-01
                                                U232.06c 1.5456E-12
     U233.06c 1.1412E-11
                          U234.06c 3.6947E-07
                                                U235.06c 1.6398E-05
     U236.06c 7.4763E-06
                          U238.06c 2.7116E-05
                                               Am241.06c 9.2184E-02
    Am242m.06c 6.6457E-05
                          Am243.06c 1.0134E-02
                                               Cm242.06c 9.3004E-08
     Cm243.06c 9.3450E-06
                          Cm244.06c 6.0380E-04
                                               Cm245.06c 6.4944E-04
    Cm246.06c 5.1177E-06
                          Cm247.06c 5.1407E-08
                                                 016.06c 1.7630E-01
            DENSITY NEW -10.2
 RMOVE22 C14 DENSITY RESTORE
 INPRT
        mcb
c MATERIALS CARDS
                                             с
c ENDFB-VI.70
c 70c = 293.6 K
c 71c = 600 K
c 72c = 900 K
c 73c = 1200 K
c 74c = 2500 K
```

c MAT	ERIALS C	ARDS		с
c ccc	000000000000000000000000000000000000000			2222222
с 5 у	ellow			
c 6 g	reen			
с				
c ccc	000000000000000000000000000000000000000			ccccccc
c NpP	u01.7			c
c ccc	ccccccc		000000000000000000000000000000000000000	ccccccc
m1	nlib=06	С		
с	Weight 1	Fractions from	Table B1 NT159	
с	92232	-2.9374E-10	\$ 232U	
с	92233	-2.1782E-09	\$ 233U	
с	92234	-7.0823E-05	\$ 234U	
с	92235	-3.1567E-03	\$ 235U	
с	92236	-1.4454E-03	\$ 236U	
с	92238	-5.2869E-03	\$ 238U	
с	93237	-4.4254E00	\$ 237Np	
с	94238	-1.2544E00	\$ 238Pu	
с	94239	-5.4236E01	\$ 239Pu	
с	94240	-2.1324E01	\$ 240Pu	
с	94241	-3.8709E00	\$ 241Pu	
с	94242	-4.6369E00	\$ 242Pu	
с	94244	-1.5733E-04	\$ 244Pu	
с	95241	-9.1002E00	\$ 241Am	
с	95242	-6.5878E-03	\$ 242mAm	
с	95243	-1.0087E00	\$ 243Am	
с	96242	-9.2192E-06	\$ 242Cm	
с	96243	-9.3018E-04	\$ 243Cm	
с	96244	-6.0349E-02	\$ 244Cm	
с	96245	-6.5177E-02	\$ 245Cm	
с	96246	-5.1570E-04	\$ 246Cm	
с	96247	-5.2013E-06	\$ 247Cm	
с	Atomic 1	Fractions of	ctinides Normalized	to 1 from MCB Output
с	U232.0	6c 3.0332E-1		
с	U233.0	6c 2.2396E-1		
с	U234.0	6c 7.2507E-0		
с	U235.0	6c 3.2180E-0		
с	U236.0	6c 1.4672E-0		

с	U238.06c	5.3214E-05
с	Np237.06c	4.4731E-02
с	Pu238.06c	1.2626E-02
с	Pu239.06c	5.4362E-01
с	Pu240.06c	2.1284E-01
с	Pu241.06c	3.8476E-02
с	Pu242.06c	4.5899E-02
с	Pu244.06c	1.5446E-06
с	Am241.06c	9.0454E-02
с	Am242.06c	6.5210E-05
с	Am243.06c	9.9436E-03
с	Cm242.06c	9.1258E-08
с	Cm243.06c	9.1696E-06
с	Cm244.06c	5.9247E-04
с	Cm245.06c	6.3725E-04
с	Cm246.06c	5.0216E-06
с	Cm247.06c	5.0442E-08
	U232.06c	1.688405e-012
	U233.06c	1.246655e-011
	U234.06c	4.036042e-007
	U235.06c	1.791273e-005
	U236.06c	8.167046e-006
	U238.06c	2.962113e-005
	Np237.06c	4.979828e-002
	Pu238.06c	1.405632e-002
	Pu239.06c	6.052031e-001
	Pu240.06c	2.369512e-001
	Pu241.06c	4.283469e-002
	Pu242.06c	5.109859e-002
	Pu244.06c	1.719577e-006
	016.06c	1.7
с		222222222222222222222222222222222222222
с	AmCmO1.7	с
с		222222222222222222222222222222222222222
mź	2 nlib=06c	
	U232.06c	1.490410e-011
	11233 06c	1,100462e-010

U234.06c 3.562743e-006

```
U235.06c 1.581214e-004
     U236.06c 7.209314e-005
     U238.06c 2.614752e-004
    Am241.06c 8.889194e-001
    Am242m.06c 6.408388e-004
    Am243.06c 9.771883e-002
    Cm242.06c 8.968205e-007
    Cm243.06c 9.011249e-005
    Cm244.06c 5.822386e-003
    Cm245.06c 6.262453e-003
    Cm246.06c 4.934881e-005
    Cm247.06c 4.957091e-007
      016.06c 1.7
c SiC COATED PARTICLES
                                          с
nlib=06c
mЗ
   Si28 0.46115
                   $ Si
   Si29 0.02335
    Si30 0.01550
    С
        0.5
                   $ C
c SS HT 9 - CLAD and First Wall
                                          с
nlib=03c $ rho=-7.7 from Fission Multipliers
m4
            for D-D/D-T Neutron Generators by Lou et al.
С
    Composition from Journal of ASTM International 1/4
с
    Authors: Toloczko and Garneri
с
   Fe54 -4.752090e-002
с
   Fe56 -7.793185e-001
с
   Fe57 -1.902657e-002
с
с
   Fe58 -2.464047e-003
   Cr50 -4.924656e-003
С
   Cr52 -9.876578e-002
с
   Cr53 -1.141462e-002
с
   Cr54 -2.894950e-003
с
с
   Ni58 -3.427046e-003
```

```
c Ni60 -1.365605e-003
```

с	Ni61	-6.035	680e-00	)5
с	Ni62	-1.955	546e-00	)4
с	Ni64	-5.143	781e-00	)5
с	Mo92	-1.464	443e-00	)3
с	Mo94	-9.326	533e-00	)4
с	Mo95	-1.622	248e-00	)3
с	Mo96	-1.717	584e-00	)3
с	Mo97	-9.936	324e-00	)4
с	Mo98	-2.536	495e-00	)3
с	Mo100	-1.032	944e-00	)3
с	Mn55	-5.000	000e-00	)3
с	V	-3.300	000e-00	)3
с	W182	-1.360	103e-00	)3
с	W183	-7.399	697e-00	)4
с	W184	-1.595	726e-00	)3
с	W186	-1.504	201e-00	)3
с	Si28	-1.929	340e-00	)3
с	Si29	-1.011	797e-00	)4
с	Si30	-6.948	027e-00	)5
с	С	-2.100	000e-00	)3
с	Ti46	-7.677	864e-00	6
с	Ti47	-7.158	356e-00	6
с	Ti48	-7.390	778e-00	)5
с	Ti49	-5.622	783e-00	6
с	Ti50	-5.633	215e-00	)6
с	A127	-3.000	000e-00	)4
с	S32	-2.842	384e-00	)5
с	S33	-2.313	625e-00	)7
с	S34	-1.338	070e-00	)6
с	S36	-6.730	545e-00	9
с	P31	-8.000	000e-00	)5
с	N14	-5.976	478e-00	)5
с	N15	-2.352	242e-00	)7
	Fe54	1.03c	4.8651E	2-02
	Fe58	3.03c	2.3487E	2-03
	Cr53	8.03c	1.1907E	2-02
	Ni6C	0.03c	1.2583E	E-03

Fe54.03c	4.8651E-02	Fe56.03c	7.6939E-01	Fe57.03c	1.8454E-02
Fe58.03c	2.3487E-03	Cr50.03c	5.4449E-03	Cr52.03c	1.0501E-01
Cr53.03c	1.1907E-02	Cr54.03c	2.9638E-03	Ni58.03c	3.2666E-03
Ni60.03c	1.2583E-03	Ni61.03c	5.4702E-05	Ni62.03c	1.7438E-04
Ni64.03c	4.4433E-05	Mo92.03c	8.7991E-04	Mo94.03c	5.4846E-04

	Mo95.03c	9.4393E-04	Mo96.03c	9.8899E-04	Mo97.03c	5.6622E-04
	Mo98.03c	1.4307E-03	Mo100.03c	5.7094E-04	Mn55.03c	5.0259E-03
	V.03c	3.5773E-03	W182.03c	4.1280E-04	W183.03c	2.2335E-04
	W184.03c	4.7904E-04	W186.03c	4.4670E-04	Si28.03c	3.8082E-03
	Si29.03c	1.9282E-04	Si30.03c	1.2801E-04	C.03c	9.6550E-03
	Ti46.03c	9.2266E-06	Ti47.03c	8.4193E-06	Ti48.03c	8.5120E-05
	Ti49.03c	6.3435E-06	Ti50.03c	6.2284E-06	Al27.03c	6.1400E-04
	S32.03c	4.9094E-05	S33.03c	3.8750E-07	S34.03c	2.1753E-06
	S36.03c	1.0334E-08	P31.03c	1.4263E-04	N14.03c	2.3569E-04
	N15.03c	8.6597E-07				
c cc					с	
c He					с	
c cc					с	
m5	nlib=03c					
	He4 1					
c cc					с	
c SS	304 ODS - (	Core Shield			с	
c cc					с	
m6	nlib=03c \$	\$ rho=-7.52 fr	com Page 4419	Materials Sc	ience and En	g.A 527
С		composition	from Page 18	7 Table II JN	M367-370	
С	Fe54 -4.9	954327e-002				
С	Fe56 -8.1	L24843e-001				
С	Fe57 -1.9	983629e-002				
С	Fe58 -2.5	568910e-003				
с	Cr50 -3.6	524242e-003				
с	Cr52 -7.2	268549e-002				
с	Cr53 -8.4	100450e-003				
С	Cr54 -2.1	130504e-003				
С	W180 -2.4	198041e-005				
С	W182 -5.1	L09881e-003				
С	W183 -2.7	793642e-003				
С	W184 -6.0	)24420e-003				
С	W186 -5.6	578879e-003				
с	S128 -4.4	£1/076e-004				
С	Si29 -2.3	316432e-005				
с	Si30 -1.5	90697e-005				
С	C -1.4	102272e-003				

c Ti46 -1.768774e-004

с	Ti47 -1.	649093e-004				
с	Ti48 -1.	702637e-003				
с	Ti49 -1.2	295339e-004				
с	Ti50 -1.3	297742e-004				
с	Y89 -2.	704381e-003				
с	016 -1.3	802921e-003				
с	N14 -3.	990783e-004				
с	N15 -1.	570706e-006				
	Fe54.03c	5.1120E-02	2 Fe56.03c	8.0844E-01	Fe57.03c	1.9391E-02
	Fe58.03c	2.4679E-03	3 Cr50.03c	4.0386E-03	Cr52.03c	7.7885E-02
	Cr53.03c	8.8314E-03	3 Cr54.03c	2.1983E-03	W182.03c	1.5707E-03
	W183.03c	8.4987E-04	W184.03c	1.8228E-03	W186.03c	1.6997E-03
	Si28.03c	8.7872E-04	Si29.03c	4.4493E-05	Si30.03c	2.9537E-05
	C.03c	6.4978E-03	3 Ti46.03c	2.1423E-04	Ti47.03c	1.9548E-04
	Ti48.03c	1.9764E-03	3 Ti49.03c	1.4729E-04	Ti50.03c	1.4461E-04
	Y89.03c	1.6930E-03	016.03c	6.2735E-03	N14.03c	1.5862E-03
	N15.03c	5.8279E-06	3			
c cco						
c Si	C FUEL MATR	IX		с		
c cco						
m7	nlib=03c					
	Si28 0.4	6115 \$	3 Si			
	Si29 0.0	2335				
	Si30 0.0	1550				
	C 0.5	9	B C			
c ccc						
c Lea	ad Bismuth			с		
c ccc						
m8	nlib=03c	\$ Pb 44.8 %a	at rho=-10.467			
	Pb204 0.0	06272				
	Pb206 0.1	0797				
	Pb207 0.0	99008				
	Pb208 0.23	3475				
	Bi209 0.5	52				
c ccc						
c Ba2	2Pb Reflect	or		с		
c ccc						
m9	nlib=03c	\$ rho=-4.91				

	Ba130 0.212									
	Ba132 0.202									
	Ba134 4.834									
	Ba135 13.184									
	Ba136 15.708									
	Ba137 22.46									
	Ba138 143.4									
	Pb204 1.4									
	Pb206 24.1									
	Pb207 22.1									
	Pb208 52.4									
c cccccccccccccccccccccccccccccccccccc										
c MIXTURES CARDS c										
c cccccccccccccccccccccccccccccccccccc										
MIX18	5 0.0002303964	9 0.01288588	\$	He 30%	vol.	and	Ba2P	'n	70%	vol.
MIX19	5 0.0003071952	6 0.04882008	\$	He 40%	vol.	and	SS C	DS	60%	vol.
MIX21	1 0.68	2 0.32	\$	Fuel 1	Ring	Inne	er			
MIX22	1 0.68	2 0.32	\$	Fuel 2	Ring					
MIX23	1 0.68	2 0.32	\$	Fuel 3	Ring					
MIX24	1 0.72	2 0.28	\$	Fresh	Fuel					

\$ Fresh Fuel

MIX25 1 0.75 2 0.25