

## METODOLOGIA DE CÁLCULO EM BLINDAGEM PARA REATORES NUCLEARES

JOSÉ RUBENS MAIORINO  
 ARLINDO GILSON MENDONÇA  
 ARTHUR CORNELIO OTTO

E

MITSUO YAMAGUCHI  
 CENTRO DE ENGENHARIA NUCLEAR  
 ÁREA DE FÍSICA DE REATORES  
 INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES  
 SÃO PAULO - SP

## RESUMO

*Desenv-4*  
 Este trabalho descreve uma metodologia de cálculo que acopla uma série de códigos numa rede que possibilita o cálculo do transporte de radiação, neutrons e gamas, em problemas de penetração profunda, típicos de blindagem de reatores nucleares. Tal rede de cálculo inicia-se com a geração das constantes multigrupos, para neutrons e gamas, através do sistema AMPX, acoplado a biblioteca de dados ENDF/B-IV, do cálculo do transporte destas radiações, através dos códigos ANISN, DOT 3.5, e MORSE, até o cálculo das doses absorvidas e/ou equivalentes através do SPACETRAN. Como ilustração do método de cálculo, são apresentados resultados para o problema padrão (benchmark) de número 6 do "Shielding Benchmark Problems- ORNL-RSIC-25", intitulado "Neutron and Secondary Gamma Ray Fluence Transmitted Through a Slab of Borated ..... Polyethylene". (an/n).

## I . INTRODUÇÃO

O projeto de blindagens de reatores nucleares envolve o cálculo da penetração da radiação (neutrons e gamas), produzida no cerne do reator, devido as fissões, e da radiação secundária produzida devido reações nucleares da radiação primária. Os métodos de cálculos usados em "blindagem" diferem daqueles usados em cálculos neutrônicos do "cerne" do reator, principalmente no que concerne a geração das seções de choque, e no uso da teoria de transporte, ao invés da teoria de difusão. Tais diferenças são basicamente devido, problemas de blindagem, envolvem cálculos de penetração profunda, e em vazios.

Até meados da década de 60, as principais ferramentas de cálculo para problemas de blindagem eram baseadas na técnica do núcleo-pontual ("point-kernel"), corrigida pelo fator de crescimento ("build-up factor") para gamas, e usando-se a seção de choque de remoção para neutrons, na técnica remoção-difusão, ou na solução da equação de transporte através do método  $P_N$ , ou esféricos harmônicos /1/. Com o desenvolvimento dos computadores digitais e das técnicas numéricas de solução da equação de transporte, tais como o método  $S_N$  e o método de Monte Carlo, problemas de penetração profunda, e em vazios, tem sido solucionados para blindagens com configurações geométricas complexas, através de códigos, desenvolvidos por instituições de pesquisas, tais como o ANISN, DOT, MORSE, TWOTRAN etc, os quais, em resumo, solucionam a equação de transporte acoplada para neutrons e gamas, e fornecem a distribuição de radiação (fluxo, dose etc) em qualquer posição desejada.

O objetivo deste trabalho é descrever a rede de cálculos, baseada nos códigos acima mencionados, utilizada pelo grupo de blindagem e transporte de radiação da Área de Física de Reatores (CEN/IPEN) para solucionar problemas de penetração profunda, ou em vazios, típicos de blindagens, visando a divulgação das atividades deste grupo.

## II. METODOLOGIA DE CÁLCULO

O grupo de blindagem e transporte de radiação da AFR/CEN/IPEN, tem como objetivo fundamental adquirir capacidade técnica para cálculos do transporte de radiação, neutrons e gamas, em problemas típicos de blindagem de reatores nucleares, e fontes de radiação em geral. Para atingir este objetivo, o grupo tem-se dedicado, basicamente, a três tipos de atividades : i) desenvolvimento de métodos; ii) implantação e uso de códigos; e iii) avaliação experimental de métodos de cálculo. Dentro da atividade (ii), o grupo tem adquirido uma série de códigos e

bibliotecas do "Radiation Shielding Information Center-Oak Ridge National Laboratory" (RSIC-ORNL), tais como /2/: AMPX; DOT. 2,3 e 3.5; ANISN; MORSE-CG; SPACETRAN; VITAMIN-4C; AXMIX; NRM; FE-IRZ; DOPEX; FALSTF; MYRA; ATTON W-K; QAD; ISOSILD; e TWOTRAN\*. Dentre os programas citados, vários já se encontram implantados no IBM-370/155 do CPD/IPEN, sendo que neste trabalho é descrita a rede de cálculo, baseada nestes códigos implantados, atualmente utilizada pelo grupo.

Na figura 1, ilustra-se, através de um diagrama lógico, a rede acoplada de códigos, utilizada na solução de problemas de transporte de radiação. Em resumo, esta consiste na obtenção das seções de choque microscópicas para neutrons e gamas a partir do ENDF/B-IV /3/ (Evaluated Nuclear Data File), que é uma biblioteca avaliada e organizada pelo "National Nuclear Data Center" do "Brookhaven National Laboratory", e o processamento destes dados com o sistema AMPX /4/, que é um sistema modular para processar e produzir seções de choque acopladas para neutrons e gamas em multigrupo. Dentre os vários módulos do AMPX, para a geração das seções de choque microscópicas para neutrons, numa estrutura de grupos finos (usualmente da ordem de 100 grupos), bem como as matrizes das seções de choque de transferência de grupo para grupo, com dependência angular (usualmente P-3), usa-se o módulo XIACS, o qual pondera as seções de choque microscópicas levando em conta apenas o espectro de energia, o qual pode ser fornecido como entrada, ou usar-se uma de suas opções (Maxwelliana + 1/E + espectro de fissão). Para gamas, usa-se o módulo SMUG, o qual fornece as seções de choque, numa estrutura de grupos finos, para efeito fotoelétrico, espalhamento Compton, e produção de pares, ponderadas pelo espectro de energia (normalmente usa-se o espectro "flat"), bem como as matrizes transferência de grupo para grupo, a partir de uma expansão do núcleo de espalhamento Klein - Nishina em polinômios de Legendre. Para o acoplamento neutron-gama, usa-se o módulo LAPINGAS, o qual gera as matrizes das seções de choque de produção de gamas secundários em G grupos de gamas devido à reações de captura, ou espalhamento inelástico de neutrons, num grupo N, além de fornecer a dependência angular. Todas estas seções de choque são testadas, com respeito a coerência, pelo módulo RADE, e então fornecidas ao módulo CHOX, o qual cria uma estrutura acoplada de (N+G) grupos, com dependência angular. Finalmente, esta estrutura de grupos pode ser colapsada em energia, usando-se o módulo MALOCS.

Toda a geração de constantes multigrupos descrita acima, leva em conta apenas a ponderação em energia. Para a ponderação espacial, usa-se o módulo XSDRPM, o qual soluciona a equação de transporte em multi-

\* O código TWOTRAN foi cedido ao IPEN pelo ENU/IEA/CIA

grupo, com espalhamento anisotrópico, em geometria unidimensional (plana, esférica e cilíndrica) através do método  $S_N$ . Salienta-se que os resultados do XSDRNPM serão usados para a ponderação espacial e energética das constantes multigrupos, ou no colapsamento da estrutura (NHG) em uma estrutura menor, e desta forma a geometria e a tabela de mistura a serem usadas neste módulo do AMPX, devem modelar o mais próximo possível o sistema de blindagens para o qual o cálculo do transporte de radiação será efetuado. Finalmente, com a ponderação espacial, e o colapsamento das constantes multigrupo, pode-se criar um arquivo contendo o conjunto acoplado neutron-gama de seções de choque multigrupo, que será então usado pelo código de transporte.

Com o conhecimento das constantes multigrupo, deve-se modelar o sistema de blindagens, e a fonte de radiação, e usar-se um código de transporte, que calcule os fluxos de neutrons e gamas. Salienta-se que na medida em que a equação que descreve o transporte de neutrons é idêntica a de gamas, este cálculo é realizado de maneira acoplada. No caso de geometrias simples, ou em modelagens idealizadas, usa-se o código ANISN /5/, o qual soluciona a equação de transporte multigrupo em geometria unidimensional (plana, cilíndrica e esférica) através do método  $S_N$ . O ANISN possui um grande número de opções, incluindo uma alta ordem na expansão da lei de espalhamento, e as condições de contorno incluem opções de vácuo, reflexão, periódica e albedo, além de permitir fontes superficiais especificadas por grupo, posição e ângulo. Apesar do ANISN ser capaz de solucionar vários tipos de problemas, tais como: cálculo do  $K_{eff}$ , pesquisa de concentração, e de criticalidade em geral, em problemas de penetração profunda este código é mais usado com a opção de fonte fixa, ou fonte superficial. No caso de geometrias mais complexas, entretanto ainda regulares, usa-se o DOT 3.5/6/, o qual possui opções semelhantes ao ANISN, mas que possibilita o cálculo em geometrias bi-dimensionais (R-Z, R- $\theta$ , e X-Y), e portanto permitindo uma modelagem mais realista. Finalmente, no caso de geometrias complexas, tais como as encontradas no vaso de contenção de reatores, usa-se o MORSE -CG/7/, o qual é um código que usa o método de Monte Carlo para simular o transporte de neutrons e gamas em geometrias complexas, as quais são simuladas através de uma subrotina que combina várias geometrias regulares. Salienta-se que no cálculo do ambiente de radiação no vaso de contenção de reatores nucleares, normalmente usa-se o DOT 3.5 para o cálculo no vaso de pressão, e os resultados deste são acoplados por meio do DOMINO/8/, ao MORSE, o qual então descreve a distribuição de radiação no ambiente externo ao vaso de pressão (gerador de vapor, tubulações etc).

Uma vez conhecidas as distribuições de fluxos, as doses podem ser mapeadas, ou alimentar-se o SPACETRAN /9/, com as distribuições emergentes, calculadas através dos códigos de transporte, para calcular-se as doses em ambientes externos ao sistema de blindagens.

Finalmente, é interessante destacar que a rede de cálculos descrita, é adequada para cálculos e projetos de blindagens de reatores nucleares. Para cálculos de blindagem de fontes de radiação, diferentes das oriundas do cerne de um reator nuclear, tais como cálculos de blindagem de cascos para transporte de combustível irradiado, ou de fontes de radioisótopos, o esquema de cálculo descrito é, no entendimento do grupo, demais complexo e demorado em tempo computacional. Para tais situações, o grupo adquiriu recentemente do RSIC, uma série de códigos que usam a técnica do núcleo-pontual, tais como o MYRA, QAD e ISOSHLD (atualmente em fase de implantação), e que são bastante adequados para esta categoria de problemas. Mais além, a geração da biblioteca multi-grupo para neutrons e gamas usando-se o sistema AMPX, deverá ser brevemente substituída pela biblioteca VITAMIN-4C, que foi também recentemente adquirida.

### III. PROBLEMA EXEMPLO

Com o objetivo de ilustrar a metodologia de cálculo descrita, e/ou o uso de códigos individuais da rede, solucionou-se um problema padrão publicado pelo "Shielding Benchmark Problems", de número 6, intitulado "Neutron and Secondary Gamma Ray Fluence Transmitted Through a Slab of Borated Polyethylene" /10/. O objetivo deste problema é calcular a distribuição de neutrons e raios gama secundários transmitidos através de uma placa de polietileno borado, devido a incidência, no contorno esquerdo, de um feixe de neutrons de fissão, monodirecional e com intensidade unitária, conforme ilustrado na figura 2. Para a geração das seções de choque acoplada para o  $^{12}\text{C}$ ,  $^1\text{H}$  e  $^{10}\text{B}$ , usou-se o esquema anteriormente descrito, numa estrutura inicial de 104 grupos de neutrons e 18 grupos de gamas com espalhamento anisotrópico P-3. Esta estrutura fina foi colapsada, usando-se um espectro de ponderação espacial e energético, para uma estrutura de 22-18 grupos de neutrons e gamas, respectivamente, para criar-se a biblioteca multigrupo (40 grupos) acoplada neutrons-gama. Os cálculos do transporte de neutrons-gamas acoplados, foram realizados por dois esquemas: i) ANISN, e ii) DOT3.5 - SPACETRAN. Para os cálculos com o ANISN, utilizou-se a quadratura S32, geometria plana, para duas espessuras de placa, uma de 2,54 cm, a qual dividiu-se em 12 intervalos espaciais, e outra de 15,24 cm, a qual dividiu-se em 62 intervalos espaciais. Para os cálculos com o DOT 3.5, simulou-se a

geometria do problema, como um cilindro de 50 cm de raio, e com uma altura de 15,24 cm e 2,54 cm, conforme ilustrado na figura 3, utilizando-se um conjunto de quadratura assimétrica,  $S_{100}$ , e utilizando-se 32 pontos de malhas axiais, e 25 pontos de malhas radiais, para o caso de 15.24 cm, e 12 malhas axiais e 25 radiais para o caso de 2.54 cm.

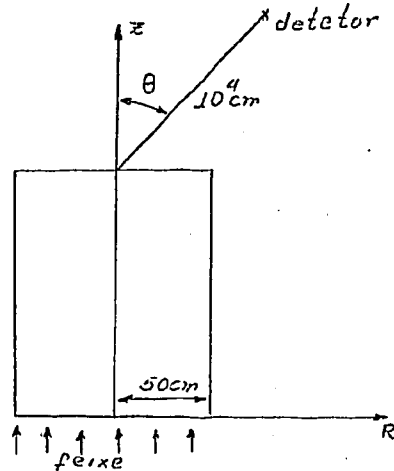


Fig. 3. Geometria para o problema exemplo utilizada pelo DOT 3.5.

Na tabela 1, mostra-se os resultados para a "fluência total" de neutrons\* (22 grupos), obtidos pelo presente trabalho, e compara-se com aqueles publicados\*\*/10/, para o caso da espessura da placa de 15.24 cm. Na tabela 2, mostra-se os resultados para as fluências integradas em energia para várias posições do detector, usando-se os dois esquemas de cálculo utilizados. Nos resultados utilizando-se o ANISN, os fluxos angulares emergentes no contorno direito foram multiplicados por seus respectivos cossenos diretores ( $\mu$ ) e divididos por  $4\pi R^2$  ( $R=10^4$  cm), para obter-se os resultados mostrados na tabela 2. No caso dos resultados obtidos com o DOT3.5, estes foram obtidos utilizando-se os fluxos angulares emergentes na posição  $Z=15.24$  ou  $2.54$ , e  $R=0$ , e alimentando-se o SPACETRAN, o qual calcula o fluxo, ou alguma grandeza proporcional (dose), devido a fuga de radiação da superfície de cilindros a diferentes posições do detector. É de se notar que as diferenças maiores, entre os dois esquemas, se encontram para ângulos  $\theta$  perto de  $90^\circ$ , sendo devidas as incertezas no código SPACETRAN.

\* Por "fluência total", entende-se o fluxo integrado no volume e dividido pelo intervalo de energia, do grupo correspondente.

\*\* Os resultados publicados em ORNL-RSIC-25, foram obtidos usando-se o ENDF/B-II, o código SUPERIOG (para neutrons), MUG (para gamas), POPOP4 (acoplamento neutron-gama) para a geração da biblioteca acoplada neutron-gama, e os mesmos códigos (ANISN, DOT, SPACETRAN), usados neste trabalho, para o cálculo do transporte gama-neutrons).

## IV . CONCLUSÕES

Dos resultados obtidos, verifica-se que estes estão em concordância com os publicados pelo comitê de problemas padrões dentro de uma incerteza média de 3% (o máximo erro relativo é cerca de 10%). Tais diferenças são devido, no entendimento dos autores, aos resultados publicados /10/, terem sido obtidos usando-se o ENDF/B-II, enquanto os resultados deste trabalho foram obtidos usando-se o ENDF/B-IV. Mais além, o espectro de fissão usado na referência 10, difere ligeiramente do usado neste trabalho.

Finalizando, conclui-se, a partir dos resultados publicados ' neste trabalho e de outros problemas amostras resolvidos, que a rede de cálculo usada pelo grupo de blindagens do AFR/CEN/IPEN fornece resultados adequados para a geração de constantes multigrupo neutron-gama e o cálculo do transporte dessas radiações em problemas de penetração profunda, e portanto é adequada para a solução de problemas de interesse ' em blindagem de reatores nucleares.

## REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- 1 . Engineering Compendium on Radiation Shielding, R.J. Jaeger (Ed), Vol I, Springer-Verlag, New York, 1968.
- 2 . RSIC Computer Code & Data Collections, RSIC-ORNL, 1981.
- 3 . Garber, O., Dunford, C., Pearlstein, S. ENDF-102 data formats and procedures for the evaluated nuclear data file, BNL-NCS-50496, 1975.
- 4 . Greene, N.M.; Lucius, J.L.; White, J.E., Wright, R.Q; Petrie, L.M; Ford, W.E., AMPX: a modular code system for generating coupled multigroup neutron-gamma libraries from ENDF/B. ORNL-IM-3706, 1976.
- 5 . ANISN-ORNL : multigroup one dimensional discrete ordinates transport code with anisotropic scattering, RSIC-CCC-254, 1975, ou RSIC-CCC-82, 1968.
- 6 . Rhoades, W.A. & Mynatt, F.R. the DOT-III two dimensional discrete ordinates transport code, ORNL-IM-4380, 1973 ou RSIC-CCC-276/DOF 3.5 Code Package.
- 7 . Emmett, M.B. The MORSE Monte Carlo radiation transport code system, ORNL-4972, 1975, ou RSIC-CCC-203/MORSE-CG Code Package.

- 8 . Emmett, M.B.; Burgart, C.E; Hoffman, DOMINO; a general purpose code for coupling discrete ordinates and Monte Carlo radiation transport calculation, ORNL-4853, 1973, ou RSIC-CCC-203/MORSE-CG Code Package.
- 9 . CRAMER, S.N. & Solomito, M. SPACEFRAN: A code to calculate doses at detectors at various distances from the surface of a cylinder, ORNL-TM-2592, 1969.
10. Shielding Benchmark Problems, G.L. Simons (Ed.), ORNL-RSIC-25, 1974.



Tabela 1. Fluência Total de Neutrons para o caso de 15.24 cm. (n/cm<sup>2</sup>/eV)

Grupo	E* (eV)	Resultados Publicados		Presente Trabalho	
		ANISN	DOT	ANISN	DOT
1	1.50 (7)	4.82 (-10)	4.81 (-10)	4.71 (-10)	4.74 (-10)
2	1.22 (7)	3.42 (-09)	3.42 (-09)	3.37 (-09)	3.40 (-09)
3	1.00 (7)	1.55 (-08)	1.55 (-08)	1.50 (-08)	1.51 (-08)
4	8.18 (7)	5.88 (-08)	5.86 (-08)	5.87 (-08)	5.93 (-08)
5	6.36 (6)	1.79 (-07)	1.80 (-07)	1.80 (-07)	1.80 (-07)
6	4.96 (6)	2.84 (-07)	2.84 (-07)	3.00 (-07)	3.01 (-07)
7	4.06 (6)	6.44 (-07)	6.44 (-07)	6.37 (-07)	6.38 (-07)
8	3.01 (6)	1.07 (-06)	1.07 (-06)	1.04 (-06)	1.04 (-06)
9	2.46 (6)	1.41 (-06)	1.41 (-06)	1.36 (-06)	1.36 (-06)
10	2.35 (6)	1.55 (-06)	1.55 (-06)	1.58 (-06)	1.53 (-06)
11	1.83 (6)	2.14 (-06)	2.13 (-06)	2.11 (-06)	2.10 (-06)
12	1.11 (6)	2.94 (-06)	2.93 (-06)	2.94 (-06)	2.91 (-06)
13	5.50 (5)	4.73 (-06)	4.68 (-06)	4.71 (-06)	4.64 (-06)
14	1.11 (5)	1.93 (-05)	1.91 (-05)	1.92 (-05)	1.88 (-05)
15	3.35 (3)	3.03 (-04)	2.98 (-04)	3.05 (-04)	2.96 (-04)
16	5.83 (2)	1.60 (-03)	1.57 (-03)	1.61 (-03)	1.56 (-03)
17	1.01 (2)	6.86 (-03)	6.74 (-03)	6.87 (-03)	6.75 (-03)
18	2.90 (1)	1.91 (-02)	1.87 (-03)	1.93 (-02)	1.86 (-02)
19	1.07 (1)	4.70 (-02)	4.61 (-02)	4.75 (-02)	4.60 (-02)
20	3.06 (0)	1.09 (-01)	1.07 (-01)	1.09 (-01)	1.06 (-01)
21	1.12 (0)	1.97 (-01)	1.93 (-01)	2.01 (-01)	1.94 (-01)
22	0.414 (0)	2.03 (-01)	1.99 (-01)	2.28 (-01)	2.20 (-01)

\* A grandeza nesta coluna indica o limite superior de energia (eV) do grupo correspondente.

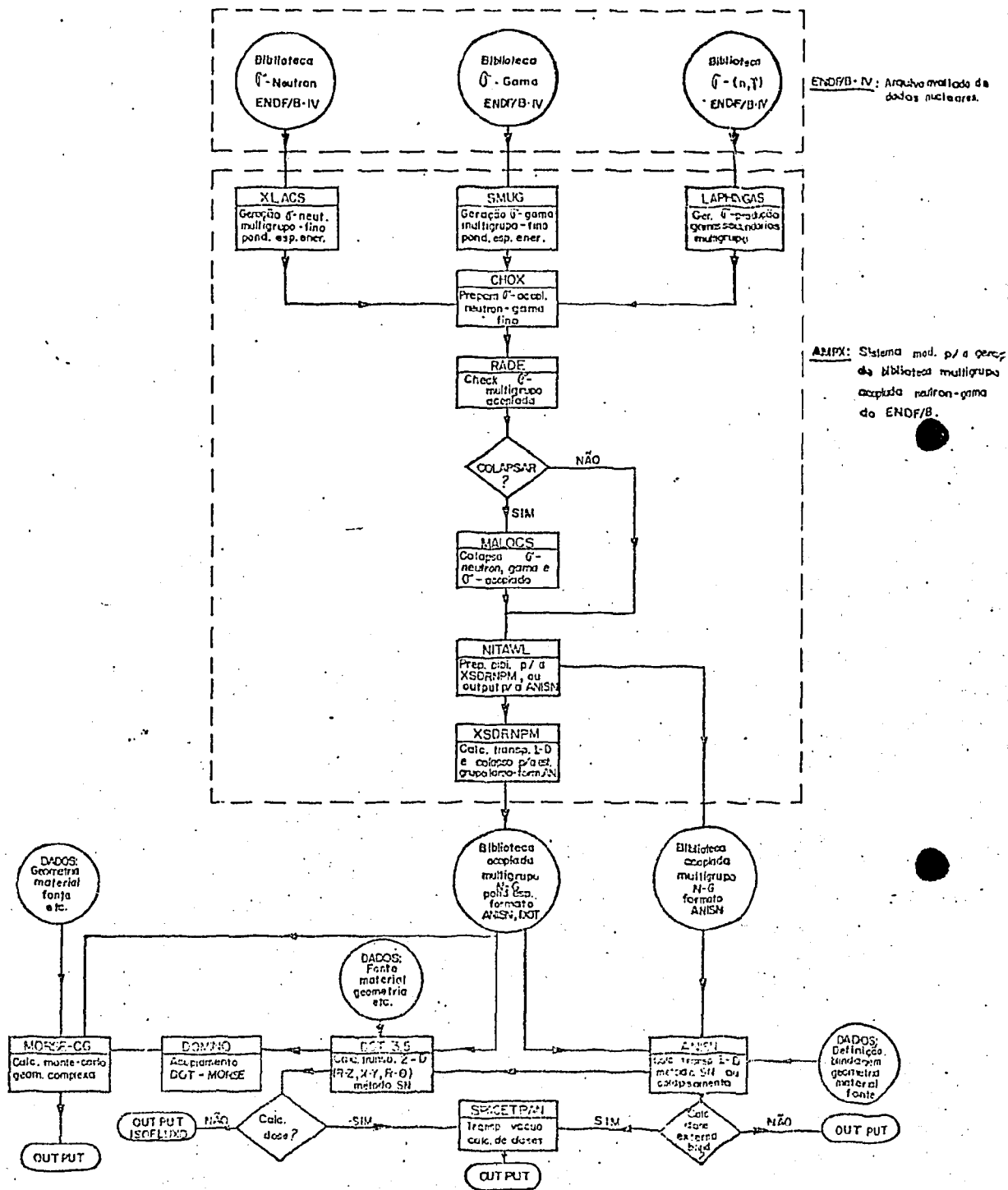
Obs: as quantidades entre parenteses indicam a potência de 10.

Tabela 2 : \* Fluxos Angulares Integrados em Energia para várias posições do detetor.:

Detetor		1		2		3		4		
Cosseno ( $\mu$ )		0.98561		0.89632		0.73218		0.1447		
ângulo ( $\theta$ )		9.7°		26.3°		42.9°		81.7°		
Tipo de radiação		Neutron		Gama		Neutron		Gama		
Espessura 2,54 cm	Ref. 10	ANISN	1.62(-9)	7.15(-11)	1.37(-9)	7.13(-11)	9.54(-10)	7.13(-11)	8.59(-11)	4.22(-11)
		DOT	1.62(-9)	6.99(-11)	1.33(-9)	7.15(-11)	8.67(-10)	7.33(-11)	7.44(-11)	4.51(-11)
	IPEN	ANISN	1.57(-9)	6.84(-11)	1.33(-9)	6.82(-11)	9.41(-10)	6.80(-11)	8.51(-11)	4.13(-11)
		DOT	1.59(-9)	6.99(-11)	1.31(-9)	7.32(-11)	9.03(-10)	7.51(-11)	7.74(-11)	4.73(-11)
Espessura 15,24	Ref. 10	ANISN	3.57(-10)	8.80(-10)	2.74(-10)	8.31(-10)	1.86(-10)	7.06(-10)	1.20(-11)	9.29(-11)
		DOT	3.54(-10)	8.49(-10)	2.58(-10)	7.94(-10)	1.37(-10)	6.41(-10)	0.97(-11)	6.93(-11)
	IPEN	ANISN	3.59(-10)	8.80(-10)	2.74(-10)	8.28(-10)	1.62(-10)	7.08(-10)	1.13(-11)	9.52(-11)
		DOT	3.63(-10)	8.48(-10)	2.62(-10)	8.09(-10)	1.48(-10)	6.82(-10)	1.08(-11)	7.45(-11)

\* A quantidade entre parenteses nos resultados indica a potência de 10.

Figura 1. REDE DE CÓDIGOS PARA CÁLCULO DE BLINDAGEM



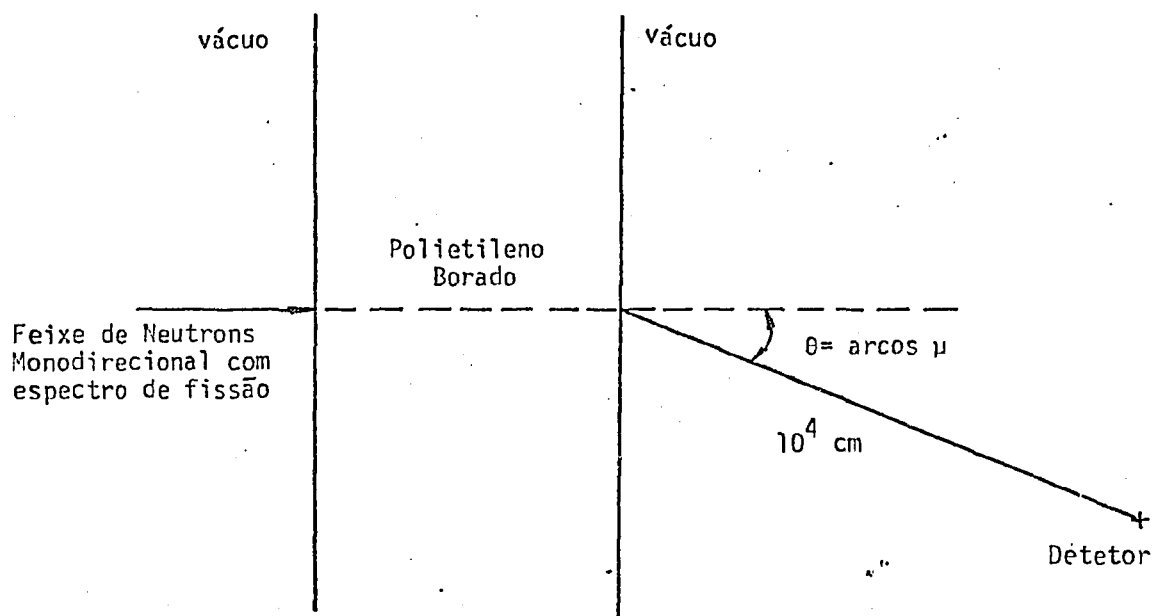


Fig. 2 : Configuração do problema padrão

Composição do Polietileno Borado

Elemento	Densidade (at/barn-cm)
$^{12}\text{C}$	0.037873
H	0.075746
$^{10}\text{B}$	0.0010019