

ST7-C

ESTUDO E APLICAÇÃO DO CÓDIGO DOT 3.5 EM PROBLEMAS
DE BLINDAGEM DE RADIAÇÕES.

A.C. Otto (atualmente no IME/RJ)

A.G. Mendonça

J.R. Maiorino

Divisão de Física de Reatores - RTF

Departamento de Tecnologia de Reatores - RT

IPEN/CNEN-SP.

SUMÁRIO

^{Revisa-se}
~~Este trabalho~~ ^{revisa} a aplicação do código nuclear de transporte SN, DOT 3.5, a problemas de blindagem de radiações. Com o objetivo de estudar a melhor opção disponível (esquema de convergência, modo de cálculo), do código DOT 3.5 a ser aplicada em cálculos de blindagem, selecionou-se um problema padrão do "Argonne Code Center", e utilizou-se uma combinação das várias opções de cálculo para avaliar a precisão dos resultados e o tempo computacional, para então selecionar a opção mais eficiente. Além disso para ilustrar a versatilidade e eficácia, na aplicação do código para problemas típicos de blindagem, ilustra-se o cálculo do "streaming" de neutrons ao longo de um canal refrigerante de sódio.

1. Introdução

No 3º Encontro Nacional de Física de Reatores, realizado em dezembro de 1982, o grupo de Blindagem e Transporte de Radiação da RTF/IPEN apresentou a metodologia de cálculo utilizada pelo grupo em problemas de penetração profunda, típicas de blindagem de reatores. Em particular, foram apresentados resultados que ilustraram toda a rede de códigos envolvida na metodologia de cálculo, desde a geração das constantes multigrupos para neutrons e gamas, bem como o uso de códigos SN (ANISN e DOT), para o cálculo do transporte de radiações [1]. Neste trabalho, como uma continuação do trabalho anteriormente apresentado, restringiu-se a um estudo mais detalhado da aplicação do código DOT 3.5 [2], na solução de problemas típicos de blindagem, visando os seguintes objetivos:

- i) estudar a melhor opção disponível a ser aplicada em cálculos de transporte de radiação.
- ii) demonstrar a versatilidade e eficácia na aplicação do código na solução de problemas "realísticos", típicos de blindagem de radiação.

O projeto de blindagens envolve frequentemente o cálculo de transporte de radiação em sistemas complexos, muitas vezes através de vazios ou ainda em meios com espessuras de vários livres caminhos médios (penetração profunda). As técnicas de cálculo inicialmente utilizadas constituíram-se basicamente do método do núcleo-pontual [3], corrigida pelo fator de crescimento (build-up factor) para a radiação gama, do uso da secção de choque de remoção com a técnica do núcleo pontual para neutrons, ou ainda uma combinação da teoria de difusão com a técnica de remoção [3]. Por um longo período, estas técnicas foram as principais ferramentas utilizadas nos cálculos de blindagens.

Com o desenvolvimento dos computadores digitais e de métodos numéricos mais eficientes, tem sido uma constante o descarte das técnicas anteriormente citadas em favor de métodos numéricos e estocásticos para a solução da equação de transporte, ou de Boltzmann [3], na descrição do fenômeno de transporte visando aplicação em cálculos de blindagem. Uma das primeiras técnicas utilizadas na solução da equação de transporte, foi o chamado método dos momentos, introduzido por Spencer e Fano [3], o qual foi

o responsável pela computação da maioria dos valores dos fatores de crescimento utilizados nas técnicas de núcleo pontual. Outra técnica, e também uma das primeiras a ser utilizada com êxito na solução da equação de transporte, foi o método PN [3], ou expansão de harmônicos esféricos, o qual apesar de atualmente não ser muito utilizado em cálculos de blindagem, é significativo uma vez que envolve diversos conceitos usados nos outros métodos.

Dos métodos de diferenças, são atualmente de fundamental importância o método de ordenadas discretas, ou método SN [5], o qual é utilizado no código DOT 3.5, e mais recentemente o método dos elementos finitos (MEF). O primeiro método é um dos mais utilizados e dado ser o método utilizado no código em estudo neste trabalho, será discutido com algum detalhe na seção 2. O segundo método é potencialmente importante, apesar de ainda não ter sua aplicação estabelecida, principalmente devido a possibilidade na flexibilidade para tratar sistemas geométricos complexos, como demonstrado em outros campos da engenharia tais como Mecânica Estrutural, onde a aplicação do MEF é aplicada com total êxito. Finalmente, na solução de problemas de transporte em geometrias tridimensionais, irregulares, a principal e talvez única ferramenta de cálculo disponível, é a técnica de Monte Carlo [4].

2. O Método SN e a Evolução dos Códigos SN.

A base do método de ordenadas discretas, ou método SN, é a solução da equação de transporte linear de Boltzmann em um conjunto discreto da componente direcional ($\hat{\Omega}$) das partículas e a integração numérica da integral de colisões usando fórmulas de quadraturas cujas abscissas incluem estes valores discretos. A variável (r) é discretizada através de esquemas clássicos de diferenças finitas e a variável energia (E) é manipulada através do tratamento multigrupo. Em síntese, todas as variáveis independentes na equação de transporte são discretizadas para a obtenção de um conjunto de equação de diferenças, que juntamente com relações algébricas aproximadas para as componentes espaciais, fornece uma maneira de varredura de todas as malhas no espaço de fases ($r, \hat{\Omega}, E$) para a determinação da distribuição angular, através de técnicas conhecidas como "diamond" [5], "diamond" ponderado [5].

Os primeiros códigos utilizando o método SN foram inicialmente desapontadores, devido as limitações na estrutura de grupos de

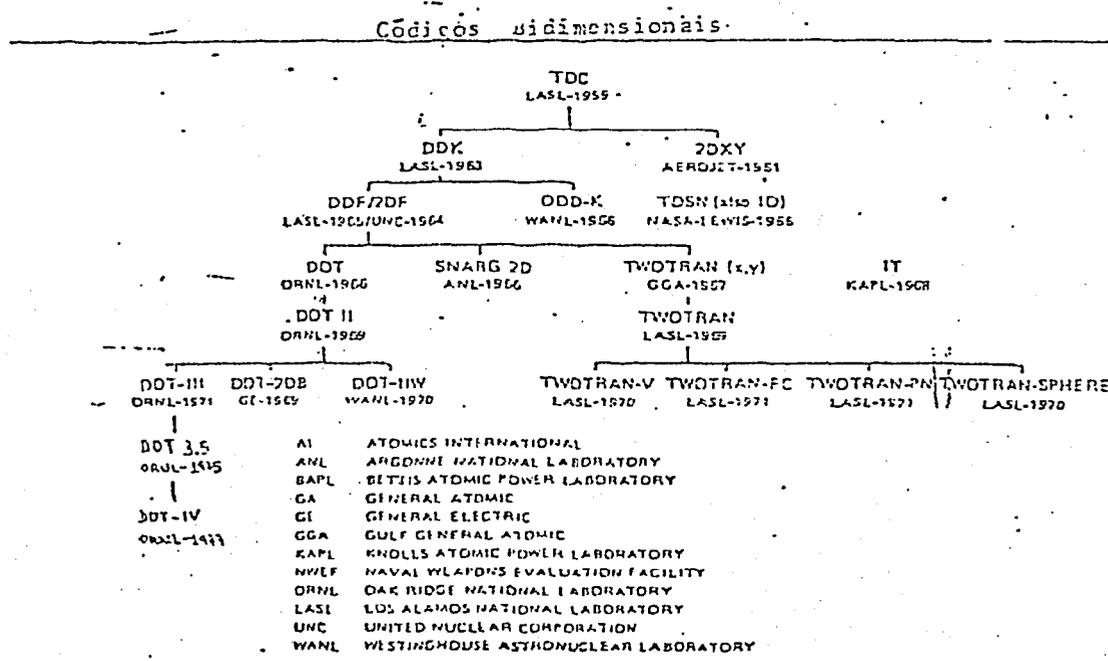
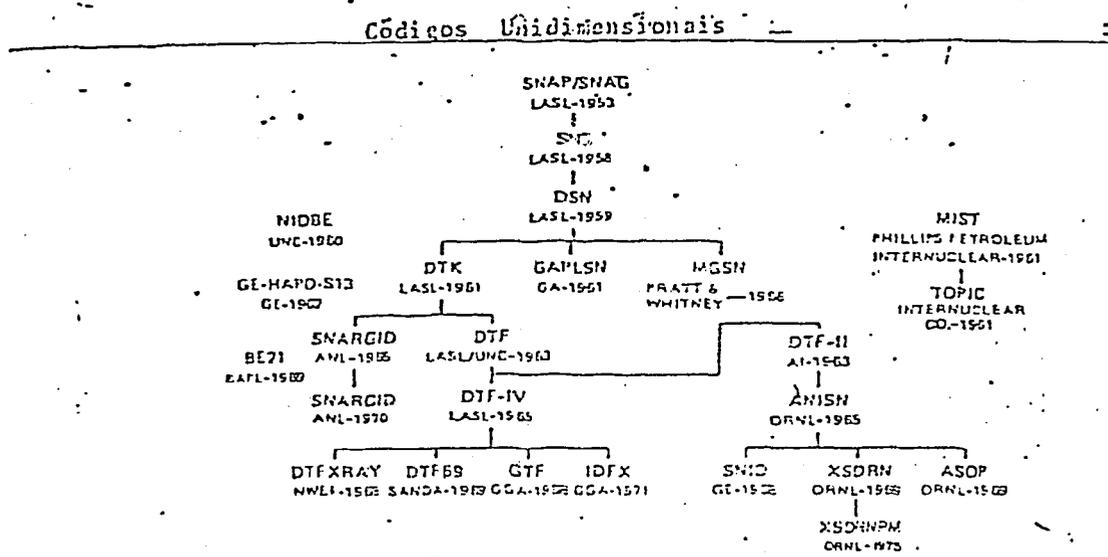
energia, e nas expansões angulares das secções de choque de espalhamento. Além disso, no final da década de 50, os computadores digitais não tinham atingido um estágio de desenvolvimento que permitisse, a manipulação rápida e eficiente do número fantástico de equações obtidas através da discretização das variáveis do espaço de fase. Entretanto, a partir de 1965, com o desenvolvimento dos códigos DTF-IV [6] e ANISN [7], que incorporaram técnicas permitindo a inclusão de espalhamento anisotrópico de ordem geral, flexibilidade na estrutura de grupos de energia, técnicas iterativas eficientes, etc, além de nesta época surgirem os computadores digitais de grande porte, tais como o IBM-360, o método SN tem-se tornado então cada vez mais utilizado em cálculos de penetração profunda de raios gama e neutrons, bem como em cálculos celulares em neutrônica para a geração de constantes de grupo de energia.

A partir de 1966, com o desenvolvimento dos códigos nucleares DOT e TWOTRAN [8], o método de ordenadas discretas SN tornou-se um potente instrumento para cálculos bi-dimensionais de interesse em blindagem, sendo estes códigos desenvolvidos essencialmente para aplicações nesta particular área da engenharia nuclear. Na figura 1 ilustra-se a "genealogia" dos códigos SN, desde sua origem em Los Alamos, tanto para códigos unidimensionais como bi-dimensionais, restringindo-se aos códigos originados em instituições de pesquisas norte-americanas. Códigos tridimensionais SN, restritos a geometria (x,y,z) , tais como o THREETRAN [10] e o ENSEMBLE [11], foram desenvolvidos. Entretanto o uso de tais códigos tem sido bastante limitado, devido ao grande número de malhas espaciais necessárias para a descrição de sistemas tridimensionais.

O método SN, como implementado nos códigos nucleares atuais, proporciona uma aproximação segura da equação de transporte multi-grupo com espalhamento anisotrópico, e tem sido uma das técnicas mais usadas para o cálculo do transporte de neutrons e gamas de interesse no projeto de blindagens de reatores nucleares. Entretanto, mesmo tendo uma grande aplicação os códigos SN ainda apresentam alguns problemas tais como :

- i) pouca flexibilidade para descrever sistemas com geometrias irregulares;
- ii) a convergência do processo iterativo em geral, não é uniforme e bem definida;
- iii) distorções dos fluxos são frequentemente observados em

Figura 1 - Evolução dos códigos nucleares Sn e instituições de origem.



duas dimensões devido a propagação de neutrons ou fotons em direções discretas (efeito raio);

- iv) nenhuma fórmula básica existe para um particular problema, no que se refere a escolha das direções discretas, malha espacial, estrutura de grupos de energia e limite de expansão polinomial.

Mesmo apesar das limitações acima o método SN é considerado uma das técnicas mais confiáveis de solução da equação de transporte, pois em uma vasta variedade de problemas testes, os resultados numéricos obtidos pelo método têm estado de acordo com soluções exatas (quando disponíveis), com outros tipos de soluções numéricas e com medidas experimentais.

3. O Código DOT 3.5.

O código DOT 3.5 é um programa computacional escrito em FORTRAN-IV tanto para versões IBM, bem como CDC, o qual foi projetado para a solução da equação de transporte multigrupo nas geometrias bi-dimensionais (x-y), (r-z) e (r- θ), com espalhamento anisotrópico de ordem arbitrária, através da expansão de harmônicos esféricos. O "DOT" ("Discrete Ordinate Transport") foi inicialmente desenvolvido em "Oak Ridge National Laboratory" (1966), tendo sido submetido a sucessivas revisões que levaram a várias versões mais aperfeiçoadas e eficientes deste código, tais como DOT-II (1969); DOT-III (1971); DOT-3.5 (1975) e DOT-IV (1977). Em particular no IPEN/CNEN-SP, dispõem-se das versões DOT-II; DOT-III; DOT 3.5, instalados no computador IBM-370/155, e em particular o código DOT 3.5 foi implementado com o programa ISOFLUXO desenvolvido no IPEN/CNEN-SP que possui a capacidade de mapear regiões com fluxos escalares iguais, uma vez que este acoplamento pode ser eficientemente utilizado em análise de blindagem.

O código DOT, foi principalmente desenvolvido para solucionar problemas de transporte acoplados de neutrons e gamas, situação normalmente encontradas em cálculos de blindagem de reatores nucleares. As características que tornam este código bem adaptado a problemas de blindagem, incluem :

- i) Tipos de solução - O programa resolve problemas homogêneo ou não homogêneo solucionando a equação de transpor-

te em sua forma regular ou adjunta, através da aproximação SN.

- ii) Opções de fonte - Pode-se especificar uma fonte isotrópica de partículas distribuída no volume todo do sistema, pode-se especificar fontes superficiais sobre quaisquer contornos do sistema. Uma fonte superficial é obtida através da especificação de um fluxo de partículas dependente do ângulo e energia, entrando em um determinado contorno.
- iii) Conjunto de quadratura - O programa aceita qualquer conjunto de quadratura que satisfaçam certas condições de balanço [2] . Normalmente são utilizados conjuntos de quadratura padronizados, conjuntos estes completamente simétrico [2] ou ainda os assimétricos que exibem certas direções preferenciais [11] .
- iv) Condições de contorno - As opções de contorno incluem ; na superfície esquerda; vácuo, reflexão, periódica e fonte superficial; e na superfície direita, topo e base; vácuo, reflexão, periódica, white, albedo e fonte superficial.
- v) Iterações internas e critérios de convergência - O programa dispõe de três esquemas iterativos opcionais para obter soluções para os fluxos nas iterações internas.
 - a) Iteração de potencia, acelerada por fatores de aceleração espacialmente independentes (regular scaling) [11] ;
 - b) Superrelaxação sucessiva (over-relaxation) [11] ;
 - c) Iteração de potencia, acelerada por fatores de aceleração espacialmente dependentes (space point dependent).

No programa existem dois critérios opcionais para a convergência das iterações internas, necessárias para o cálculo da fonte de espalhamento para dentro do próprio grupo. No primeiro critério o seguinte teste integral é efetuado :

$$\frac{1}{V} \int \left| \frac{\phi^n(\vec{r}) - \phi^{n-1}(\vec{r})}{\phi^n(\vec{r})} \right| d\vec{r} < EPS$$

onde, $\phi^n(\vec{r})$, é o fluxo escalar no ponto \vec{r} na enésima iteração, a integração é tomada sobre todo o volume do sistema e EPS

é um dado de entrada.

O segundo critério baseia-se no máximo erro pontual do fluxo escalar, e o seguinte teste é efetuado entre duas iterações internas sucessivas:

$$\max_{\vec{r}} \left| \frac{\phi^n(\vec{r}) - \phi^{n-1}(\vec{r})}{\phi^n(\vec{r})} \right| < GO6$$

onde, GO6 é um dado de entrada.

A iteração de potencia normalizada por fatores de aceleração espacialmente dependentes comprovadamente [12] proporciona uma convergência mais rápida e juntamente com os critérios de convergência pontual deve ser aplicada a cálculos de problemas de penetração profunda.

vi.) Modos de cálculo do Fluxo - O programa é provido de cinco esquemas de diferenças opcionais no cálculo de fluxos angulares discretos, a saber: "Diamond ponderado" e "step"; misto (linear + step); "Diamond ponderado" e misto (Linear + ponderado) neste último o esquema de diferenças de "Diamond ponderado" que sempre produz fluxos positivos é usado quando a extrapolação "Diamond linear" produz fluxo negativo.

Além dessas opções, o código permite pesquisas de criticalidade, concentração, espessura de zona etc, que o tornam também aplicável em cálculos neutrônicos.

4. Estudos Preliminares de Opções de Cálculos Disponíveis no DOT 3.5 e Cálculo de Problemas Amostras.

Com o objetivo de estudar a melhor opção disponível (esquema de convergência + modo de cálculo do fluxo) no DOT 3.5, a ser aplicada em cálculos de blindagem, selecionou-se para estudos um problema padrão de "Argonne Code Center" [13] que modela uma situação realística de blindagem. O problema é um modelo em geometria (x,y), de uma fonte emitindo neutrons em dois grupos de energia em um meio altamente absorvedor. A geometria do problema é ilustrada na figura 2.

Soluções para este problema foram obtidas através de cálculos realizados com os códigos DOT 3.5 e TWORTRAN-II. A discretiza-

ção espacial, em ambos os casos, foi feita da seguinte maneira : direção x a região com fonte (0 a 65 cm) dividida em 13 intervalos e a região sem fonte (65 a 133 cm) em 14 intervalos espaciais; direção y foi dividida em 12 e 16 intervalos, respectivamente. Em ambos os casos utilizou-se 48 direções discretas, com um critério de convergência de 10^{-5} .

Na tabela 1 ilustra-se as secções de choque macroscópicas bem como a densidade de fonte utilizadas nos cálculos. A tabela 2 reúne os resultados obtidos neste trabalho e os publicados com relação às fugas no contorno direito do sistema. Na tabela 3 é apresentado um sumário dos resultados encontrados, das soluções espaço-dependentes modo misto (linear + step) e ponderado, percebe-se que o tempo computacional da solução modo ponderado é ligeiramente superior ao da solução modo misto, entretanto o resultado obtido na solução modo ponderado é mais preciso. Desta maneira, segundo os critérios de opção mais eficiente (maior precisão e eficiência computacional), conclui-se que, em princípio, a opção de cálculo DOT 3.5 modo ponderado com o esquema iterativo espacialmente dependente é mais efetiva na aplicação a problemas de penetração profunda.

Com o objetivo de demonstrar a versatilidade e eficácia, na aplicação do código para soluções de problemas de penetração profunda, uma série de problemas amostras, selecionados na literatura especializada, foram resolvidos [14]. Em particular ilustra-se neste trabalho, o cálculo do "streaming" de neutrons ao longo de um canal refrigerante de sódio. O canal tem um diametro interno de 80 cm, seguido por uma parede com uma espessura de 3 cm de ferro e 20 cm de isolante térmico, envolvidos por concreto ordinário, conforme ilustra a figura 3. No topo do canal incide isotropicamente um feixe de neutrons com uma distribuição energética correspondente ao espectro de um reator regenerador rápido, filtrado por uma espessura de 2.5 cm de sódio. As secções de choque multigrupo foram geradas pelo método discutidos anteriormente [1], e utilizou-se uma rede com 19 intervalos radiais e 16 axiais, e um conjunto de quadratura assimétrica com um total de 80 ângulos. Na tabela 4, apresenta-se os resultados para a fuga total de neutrons no contorno direito do sistema, obtidos pelo presente trabalho e os publicados por E. Amin [15], bem como na figura 4 são ilustradas as linhas de isofluxo mapeados pelo programa ISOFLUXO onde fica evidenciado o "streaming" de neutrons através do isolante térmico.

Figura 2. Configuração do problema padrão escolhido.

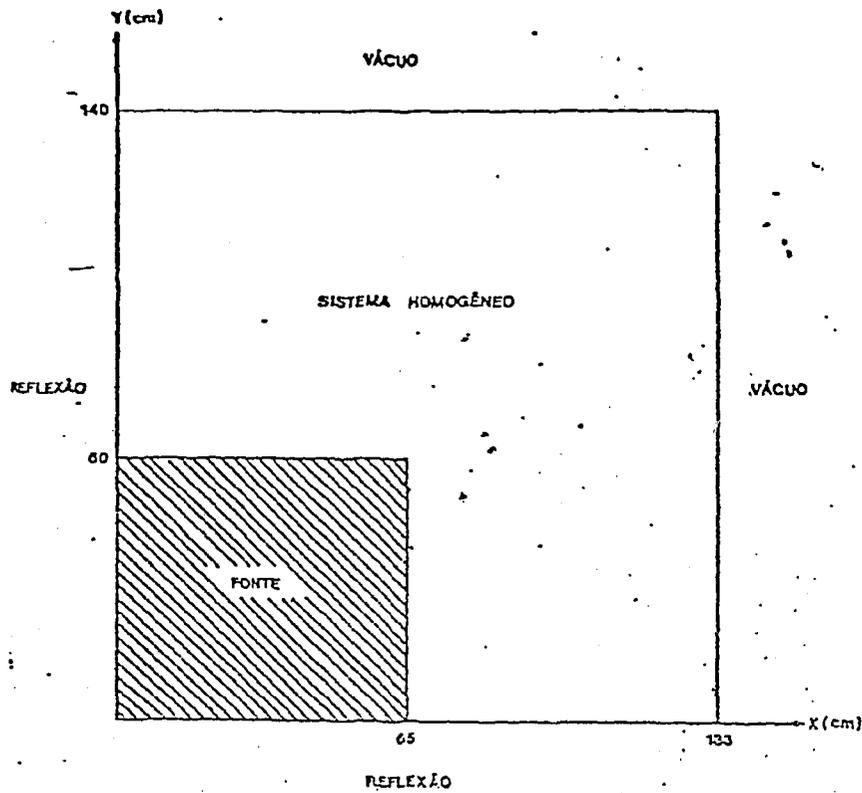


Figura 3. Geometria do canal refrigerante de sódio.

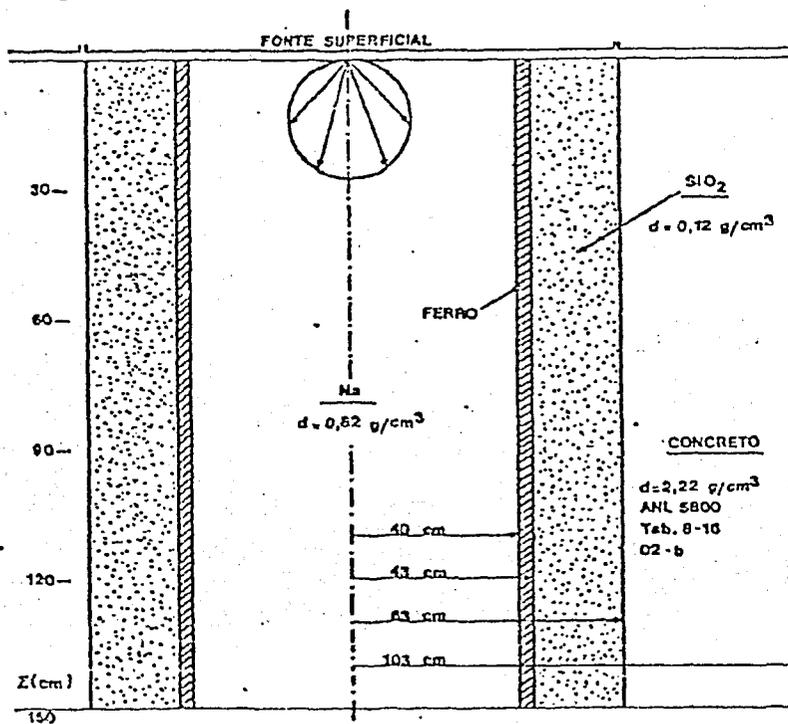


Tabela 1 - Secções de choque macroscópica (cm^{-1}) para o material homogêneo do sistema e densidade de fonte ($\text{n/cm}^2\text{s}$).

	GRUPO 1	GRUPO 2
σ_a	0,061723	0,096027
$\nu\sigma_f$	0,0	0,0
σ_t	0,092104	0,100887
σ_{G+G}	0,006947	0,004850
σ_{G-1+G}	0,0	0,023434
Densidade de fonte	0,0065460	0,023434

Tabela 2 - Fugas no contorno direito do sistema.

PUBLICADOS				
	GRUPO	FUGA NO CONTORNO DIREITO	ERRO E Nº DE ITERAÇÕES	TEMPO (min)
TWOTRAN-II Referência	1	5,10E-4	-	1,64
	2	8,00E-4	-	
DOT-2	1	4,99E-4	20(3E-3)	15,95
	2	7,75E-4	20(2E-3)	
OBTIDOS				
DOT3.5	1	5,13E-4	7	2,77
	2	8,04E-4	6	
TWOTRAN-II	1	5,39E-4	20(3E-3)	4,50
	2	8,45E-4	20(2E-3)	

Tabela 3 - SUMÁRIO DOS RESULTADOS PARA OS VÁRIOS CÁLCULOS DO PROBLEMA PADRÃO.

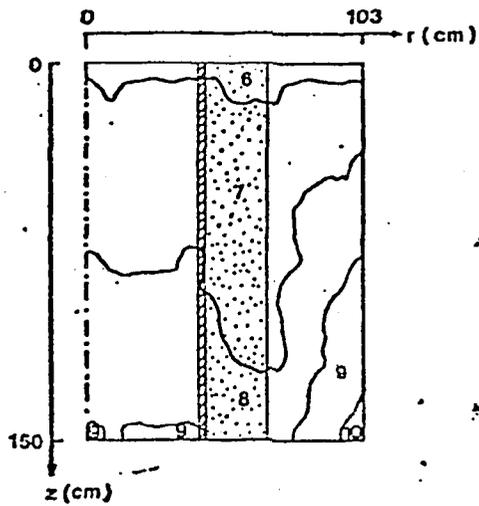
Opção	Grupo	(REGULAR SCALING) <u>INDEPENDENTE DO ESPAÇO</u>			(OVER-RELAXATION) <u>SUPERRELAXAÇÃO SUCESSIVA</u>			(SPACE POINT DEPENDENT) <u>DEPENDENTE DO ESPAÇO</u>		
		* Desvio %	Iterações	Tempo (min)	Desvio %	Iterações	Tempo (min)	Desvio %	Iterações	Tempo
Misto	1	-0.1	12	2.63	100	20	4.11	-0.1	10	2.60
(Lin.+Step)	2	-0.1	16		100	20		-0.1	8	
Linear	1	-0.2	20	3.73	100	20	3.83	-0.2	20	3.75
	2	-0.3	20		100	20		-0.3	20	
Step	1	100	11	1.71	100	10	1.66	100	10	1.92
	2	100	12		100	10		100	10	
Ponderado	1	+0.05	12	3.53	100	20	0.55	+0.05	7	2.77
	2	+0.05	11		100	20		+0.05	6	
Misto	1	-0.09	15	3.43	100	20	5.33	-0.09	20	5.95
(Lin.+Pond)	2	-0.1	20		100	20		-0.01	20	

* O desvio relaciona-se aos resultados para a fuga, tomando-se os resultados publicados Twotran-II, como referência.

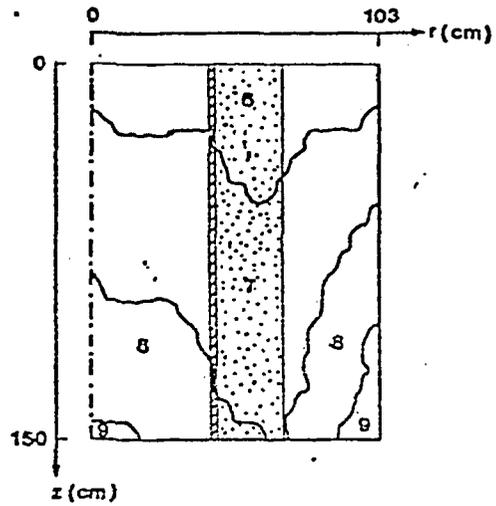
Tabela 4 - FUGA TOTAL DE NEUTRONS NO CONTORNO DIREITO DO
CANAL REFRIGERANTE.

FUGA TOTAL NO CONTORNO DIREITO DO SISTEMA			
Grupo	Resultados Publicados	Resultados Obtidos	Desvio %
1	7.23E-04	7.56E-04	+4.50
2	4.72E-03	4.53E-03	-1.32
3	6.39E-03	5.51E-03	-12.60
4	2.15E-03	1.83E-03	-13.90
5	1.48E-02	1.19E-02	-19.20
6	3.10E-02	2.47E-02	-20.30
7	3.05E-01	2.65E-01	-13.10
8	5.65E-01	4.56E-01	-19.20
9	5.70E-01	4.56E-01	-20.0
10	5.08E-01	4.03E-01	-20.60
11	3.39E-01	2.77E-01	-18.20
12	4.51E-01	2.79E-01	-35.90
13	7.19E-01	4.90E-01	-27.90
14	2.76E+00	2.21E+00	-19.90
15	4.76E+00	3.88E+00	-18.0
16	1.99E+01	1.63E+01	-17.60
17	2.60E+01	2.14E+01	-17.0
18	2.40E+01	1.99E+01	-17.0
19	5.24E+01	4.34E+01	-17.10
20	1.02E+02	8.56E+01	-16.0
21	4.39E+01	3.73E+01	-15.0
22	4.11E+01	3.50E+01	-14.0
23	6.31E+01	5.50E+01	-12.0
24	5.69E+02	5.00E+02	-12.0
25	3.52E+02	4.26E+02	+21.0
TOTAL	7.93E+02	7.99E+02	+0.07

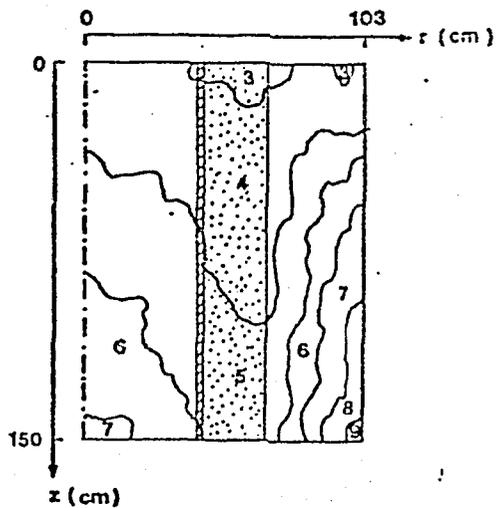
Figura 4. Linhas de isofluxo do sistema, grupos de energia 1,4,7,10.



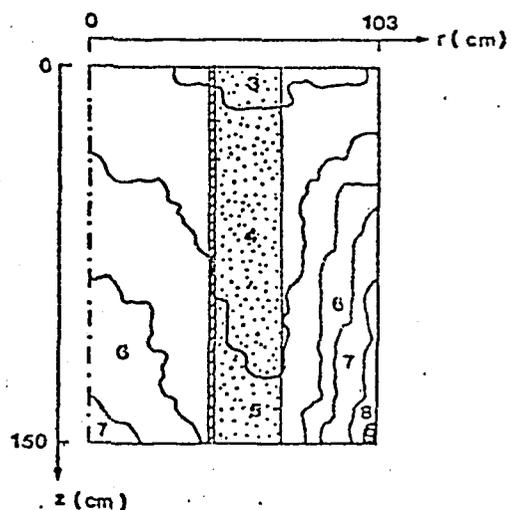
GRUPO 1



GRUPO 4



GRUPO 7



GRUPO 10

CONVENÇÃO DO ISOFLUXO

Região	Fluxo ($n/cm^2.s$)
1	$5.0E-2$ a $5.0E-1$
2	$5.0E-3$ a $5.0E-2$
3	$5.0E-4$ a $5.0E-3$
4	$5.0E-5$ a $5.0E-4$
5	$5.0E-6$ a $5.0E-5$
6	$5.0E-7$ a $5.0E-6$
7	$5.0E-8$ a $5.0E-7$
8	$5.0E-9$ a $5.0E-8$
9	$5.0E-10$ a $5.0E-9$
10	0 a $5.0E-10$

5. Conclusões

Este trabalho não teve como meta básica, provar a exatidão das respostas do código DOT 3.5, em soluções de problemas de penetração profunda, e sim adquirir experiência na aplicação destes a esta classe de problemas, pois devido a suas excelentes performances, exaustivamente demonstrada em cálculos de blindagem de reatores nucleares, os seus resultados numéricos são há um longo tempo testados e aprovados na maior parte das instituições de pesquisas nucleares de diversos países. Desta forma, alguns dos resultados incertos obtidos neste trabalho, podem ser atribuídos a dois fatores: problemas amostras mal formulados e/ou descritos, e ao inevitável preço pago, para se obter experiência na utilização de determinado código nuclear.

Com relação ao problema do cálculo do "streaming" de neutrons ao longo de um canal refrigerante de sódio, as incertezas encontradas entre as duas soluções, provavelmente, reside no fato de terem sido usadas secções de choque ponderadas de modos diferentes. Neste trabalho as secções de choque foram ponderadas espacialmente pelos fluxos unidimensionais obtidos pelo código ANISN enquanto que na solução publicada, aparentemente fez-se uma ponderação bidimensional sobre os dados nucleares.

Com relação aos estudos preliminares de opções de cálculos conclui-se que a técnica iterativa, dependente do espaço, é a opção que deve ser aplicada nas soluções de problemas de penetração profunda.

Finalizando, os objetivos deste trabalho foram atingidos, proporcionando a necessária experiência em códigos nucleares utilizados em cálculos de blindagem, em particular, os códigos de transporte que fazem uso do método SN.

Referências Bibliográficas

1. Maiorino, J.R.; A.G. Mendonça; A.C. Otto & M. Yamaguchi; "Metodologia de Cálculo em Blindagem para Reatores Nucleares", Anais do 3º Encontro Nacional de Física de Reatores, Itaipava, R.J., (1982).
2. Rhoades, W.A. & Mynatt, F.R. "The DOT-II two dimensional discrete ordinates transport code", ORNL-TM-4280 (1973), ou RSIC-CCC-276/ DOT 3.5. Code Package.

3. Shaffer, N.M. "Reactor Shielding for Nuclear engineers". USA, U.S. Atomic Energy Commission, 1973.
4. Spanier, T.; Gelbard, E.M. "Monte Carlo principles and neutron transport problems". New York, Addison-Wesley.
5. Carlson, B.G.; Bell, G.I. "Solution of the transport equation by the SN method" New York, 1958.
6. Lathrop, K.D. "DTF-IV, ar FORTRAN-IV program for solving the multigroup equation with anisotropic scattering ". Argonne National Lab., 1965 (LA-3373).
7. Engle, W.W. "A user's manual for ANISN: A one dimensional discrete ordinates transport code with anisotropic scattering" Oak Ridge, Tenn., Union Carbide Corp., 1967 (K-1693).
8. Lathrop, K.D.; Brinkley, F.W. "TWOTRAN-II on interfaced exportable version of the TWOTRAN code for two-dimensional transport". Los Alamos N. Mex., Los Alamos Scientific Lab. 1973 (LA-4848-MS).
9. Lathrop, K.D. "THREETRAN, a program to solve a multigroup discrete ordinates transport equation in (x,y,z) geometry". Los Alamos, N. Mex., 1976 (LA-6333-MS).
10. Nishimura, T.; Tada, K.; Yokorobi, H.; Sugawaka, A. "Desenvolvimento de discrete ordinates SN code in (x,y,z) geometry for shielding design". Journal of Nuclear Science and Technology, 17 (7): 539-555, 1980.
11. Mynatt, F.R.; Muckenthaler, F.J.; Stevens, P.N. "Desenvolvimento de two-dimensional discrete ordinates transport theory for radiation shielding". Oak Ridge, Tenn., Union Carbide Corp., 1969 (CTC-INF-952).
12. Engle, W.W.; Mynatt, F.R. "A comparison at two methods of inner iteration in discrete ordinates codes". Trans. Am. Nucl. Soc., 11: 293-4, 1968.
13. Benchmark Problem Comittee. "Argonne code center. Benchmark problem book". Argonne, J-II, Argonne Nat. Lab. 1972 (ANL-7416, supp.2).
14. Otto, A.C. & Maiorino, J.R. "Estudo e Aplicação dos códigos ANISN e DOT 3.5 a Problemas de Blindagem de Radiações

Nucleares", São Paulo, IPEN, 1983 (Dissertação de Mestrado).

15. Amin, E. "streaming of Neutrons Along a Sodium Coolant Pipe", NEWSLETTER, 17, 107 (1974).