

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR

CNEN/SP

CÁLCULO NEUTRÔNICO COM PROGRAMAS DE TRANSPORTE E DE
DIFUSÃO EM CRÍTICAS MODERADAS A ÁGUA LEVE COM
COMBUSTÍVEL DE UO_2 ENRIQUECIDO A 4,75%

Gaiane Sabundjian e Horácio Nakata

INFORMAÇÃO IPEN 13
IPEN - Inf - 13

FEVEREIRO/1983

**CÁLCULO NEUTRÔNICO COM PROGRAMAS DE TRANSPORTE E DE
DIFUSÃO EM CRÍTICAS MODERADAS A ÁGUA LEVE COM
COMBUSTÍVEL DE UO_2 ENRIQUECIDO A 4,75%**

Gaiane Sabundjian e Horácio Nakata

**DEPARTAMENTO DE TECNOLOGIA DE REATORES
RTF**

**CNEN/SP
INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
SÃO PAULO - BRASIL**

INIS Categories and Descriptors

E21

F51

C CODES

CROSS SECTION

G CODES

H CODES

L CODES

NEUTRON TRANSPORT

SUBCRITICAL ASSEMBLIES

URANIUM OXIDES

ZERO POWER REACTORS

Recebida em Setembro de 1982

Aprovada para publicação em Agosto de 1982

Nota: A redação, ortografia, conceitos e revisão final são de responsabilidade dos Autores.

CÁLCULO NEUTRÔNICO COM PROGRAMAS DE TRANSPORTE E DE DIFUSÃO EM CRÍTICAS MODERADAS A ÁGUA LEVE COM COMBUSTÍVEL DE UO_2 ENRIQUECIDO A 4,75%

Gaiane Sabundjian e Horácio Nakata

RESUMO

O presente trabalho teve como objetivo avaliar a validade dos programas de geração de seções de choque atualmente implantados no Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, para o cálculo de reatores moderados por água leve e alimentados com combustível cerâmico, UO_2 , com enriquecimento acima da média (acima de 4%). Os programas testados foram: LEOPARD, CITHAMMER, LASER, GELS e CITATION. Os resultados obtidos mostraram-se satisfatórios com leve vantagem para o programa CITHAMMER que é alimentado com biblioteca de seções de choque mais atualizada e concluiu-se que o presente trabalho poderá ser enriquecido quando a biblioteca da versão ENDF/B-IV forem tornadas operacionais no Centro de Processamento de Dados do IPEN.

1 – INTRODUÇÃO

Há na literatura um grande número de publicações que comparam os resultados teóricos e experimentais para enriquecimentos padrões^(15,13) (~2-3%). Mas os programas atualmente em largo uso no IPEN para geração de seções de choque não foram devidamente avaliados com resultados experimentais para enriquecimentos mais altos onde o fluxo térmico passa a ter maior energia média e o espectro epitérmico passa a ser considerável. Como as bibliotecas de seções de choque microscópicas nos programas implantados no IPEN foram originadas do ENDF/B-II e III, é conveniente testar os parâmetros integrais para altos enriquecimentos de tal modo que estudos anteriores na faixa de enriquecimento médio seja ampliada^(15,13).

2 – OBJETIVO

O objetivo do presente trabalho é pesquisar a bibliografia para se verificar a disponibilidade de dados experimentais para configurações críticas e subcríticas com enriquecimentos da ordem de 5%, e proceder o cálculo neutrônico utilizando-se programas de transporte para gerar seções de choque e programas de difusão para cálculo de parâmetros integrais. Esses resultados servirão de teste para se verificar a eficácia dos programas e suas respectivas bibliotecas de seções de choque para casos de reatores moderados a água leve com enriquecimentos da ordem de 5%.

3 – PROCEDIMENTO CALCULACIONAL

Os cálculos são desenvolvidos de acordo com o esquema ilustrado na Figura 1. Os dados básicos de entrada para os programas são as seções de choque em grupos de energia relativamente finos (~100 grupos) e em cada grupo as seções de choque são consideradas constantes. Estas seções de choque são previamente colapsadas e tabeladas a partir de valores ultrafinos e avaliados (ENDF/B) por programas auxiliares orientando-se para um dado tipo de reator (exemplo moderados a água leve). As versões utilizadas pelos programas são ENDF/B-II e III, e embora o IPEN possua a versão IV o formato não está ainda de acordo com o formato de entrada aos programas implantados no Centro de Computação de Dados do IPEN.

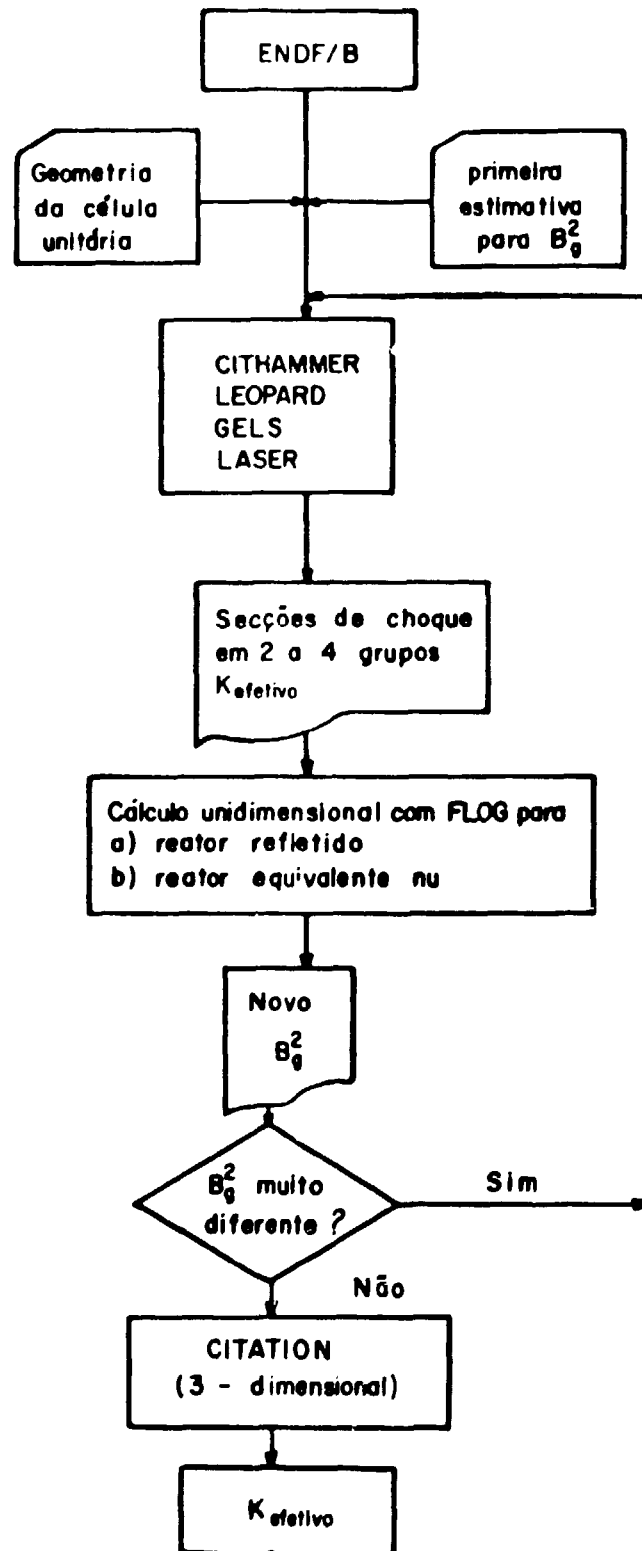


Figure 1 – Esquema Calculacional Empregado no Presente Trabalho.

As seções de choque e os dados geométricos da célula unitária são alimentados nos programas baseados na teoria de transporte (CITHAMMER, LEOPARD, LASER e GELS) e os dados de saída são as seções de choque colapsadas em grupos ultra-largos (exemplo, 2 a 4 grupos de energia) onde novamente são consideradas constantes apropriadas para serem utilizadas pelos programas multidimensionais baseados na aproximação de difusão (CITATION). O "buckling" geométrico para simular a fuga do reator é achado de modo iterativo por cálculo uni-dimensional com o sub-programa FLOG que faz parte do programa HAMMER, procurando equivalência no fator de multiplicação de nêutrons entre reator com refletor e reator sem refletor, em uma só dimensão.

O cálculo final do fator de multiplicação é efetuado com o programa CITATION em 3 dimensões onde o refletor é explicitamente incluído (espessura de 20 cm) com as seções de choque obtidas por cálculo celular onde a célula compõe-se na maior parte de água.

4 – PROGRAMAS UTILIZADOS

4.a – Programa LEOPARD

O LEOPARD⁽¹⁾ é um programa que calcula o fator de multiplicação de nêutrons e seções de choque em 2 ou 4 grupos de energia para reatores moderados a água usando somente características básicas de geometria e temperatura da célula unitária, podendo efetuar o cálculo de queima adimensional, recalculando o espectro antes de cada passo discreto de queima.

O programa LEOPARD é composto de dois subprogramas principais, MUFT-IV e SOFOCATE, para calcular os fluxos de nêutrons rápidos e térmicos, respectivamente.

SOFOCATE

Determina as constantes térmicas baseado no modelo de gás livre (Wigner-Wilkins) para determinar o espectro de nêutrons na energia térmica. Este modelo reproduz o comportamento correto 1/E do fluxo de nêutrons epitérmicos causado pela moderação, e também considera os efeitos de absorção em ressonâncias na faixa térmica. As constantes microscópicas em 172 grupos (0 e V-0,625 eV) são colapsadas para um só grupo para serem usadas como entrada em programas de difusão. A heterogeneidade espacial é tratada pelo método ABH modificado para incluir o efeito do encamisamento.

MUFT-IV

O subprograma MUFT-IV determina o espectro rápido resolvendo a forma B-1 da equação de transporte nos seus 54 grupos de energia, onde o efeito da fuga é simulado por "buckling" geométrico do reator. O espalhamento elástico dos núcleos (exceto hidrogênio) é tratado com o modelo modificado de Fermi enquanto o tratamento para o hidrogênio é exato (modelo de Greuling-Geortzel), e o espalhamento inelástico é tratado por meio de matriz de transferência entre grupos de energia. As constantes microscópicas em 54 grupos de energia são colapsadas para três grupos (10 MeV-0,821 MeV; 821 KeV-5,53 KeV e 5530 eV-0,625 eV) ou para um só grupo, para serem usadas em programas de difusão (por exemplo CITATION). O efeito da heterogeneidade é tratada para os primeiros dez grupos pelo método de colisões sucessivas para incluir o efeito dos nêutrons de fissão, e o efeito da heterogeneidade na ressonância é tratado pelo método de pesquisa do fator $W^{(15)}$, onde só o nuclídeo U-238 é considerado.

4-b – Programas CITHAMMER

O programa CITHAMMER é um programa modificado para permitir o cálculo de queima com o programa HAMMER⁽¹⁶⁾, e é composto principalmente de quatro subprogramas, THERMOS, HAMLET, FLOG e CITHAM2, que calculam os parâmetros neutrônicos de células unitárias definidas por dados geométricos e pela temperatura.

THERMOS

É a modificação do programa original THERMOS⁽¹⁰⁾, onde uma geometria unidimensional é resolvida pela equação integral de transporte em 30 grupos de energia através de discretização espacial em até 20 zonas homogêneas. O espalhamento térmico é modelado por três aproximações; gás-livre, Nelkin, Brown-Saint-John, para o hidrogênio, e o resultado é colapsado para um grupo de energia (0 eV - 0,625eV).

HAMLET

Resolve a equação integral de transporte da mesma maneira que o THERMOS, para 54 grupos de energia. A integral de ressonância é tratada de acordo com o modelo de Nordheim⁽¹⁶⁾ semelhante aos programas originais ZUT e TUZ para ressonâncias resolvidas e não resolvidas, respectivamente.

As seções de choque são colapsadas para três grupos de energia: 0,625 eV - 9,2 keV; 9,2 keV - 1,05 MeV e 1,05 MeV - 10 MeV, as quais são apropriadas para serem usadas por programas de difusão.

FLOG

O FLOG é um programa baseado na teoria de difusão em uma dimensão e é acoplado ao THERMOS e HAMLET para usarem os parâmetros colapsados em 4 grupos de energia. Sua função é basicamente de cálculo de pesquisa de dimensão, pesquisa de concentração e cálculo de "buckling" crítico.

CITHAM2

O programa CITHAM2 é orientado para efetuar queima das principais cadeias de núclídeos e também de qualquer elemento a ser definido em dados de entrada (exemplo: Boro-10, Cd, Ag, etc. . .). Este programa calcula antes de cada etapa da queima, as concentrações dos núclídeos e alimenta o HAMMER com novos dados. A sua saída pode ser colapsada para 1,2 ou 3 grupos de energia no formato CITATION.

4-c – PROGRAMA LASER

O programa LASER⁽¹⁴⁾ é composto basicamente dos subprogramas THERMOS e MUFT modificados para permitir o cálculo de queima espacialmente dependente, i.é., cada uma das 14 regiões permitidas pode ter diferente taxa de queima de acordo com a distribuição do fluxo neutrônico. Uma das restrições, ao contrário do programa CITHAMMER, é relativo à quantidade de zonas que é limitado em 4, (combustível, encamisamento, moderador e zona extra).

A modificação introduzida no subprograma THERMOS faz com que a energia de corte seja de 1,855 eV (35 grupos de energia) englobando assim as ressonâncias (exemplo, Pu-239 e Pu-240) na faixa térmica e resolvidas explicitamente por equação integral de transporte, incluindo o efeito Doppler para Pu-240. Os modelos de espalhamento elástico são os de gás livre e Nelkin para hidrogênio, e para deutério o Nelkin modificado por Honeck. As seções de choque são colapsadas um grupo que pode ser usado por programa de difusão.

A modificação principal do MUFT possibilita o cálculo homogêneo na forma B-1, da equação de transporte com duas opções para cálculo de auto-blindagem das ressonâncias. A primeira é o uso normal da fórmula semi-empírica de Strawbridge, para o U-238, e a segunda opção é o uso da formulação de Eich onde o U-235 e o U-238 são conjuntamente tratados incluindo o efeito de interação entre as ressonâncias dos dois núcleos, e dois fatores de auto-blindagem são calculados iterativamente (pesquisa de w), até convergir aos w 's dos dados de entrada. As seções de choque são colapsadas de 50 grupos para dois grupos (1,855 eV - 5530 eV; 5,53 KeV - 10 MeV) e também para um só grupo, e essas seções de choque são apropriadas para serem usadas por programas de difusão.

4.d – Programa GELS

O programa GELS foi desenvolvido no Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH, GKSS, em Geesthacht - Tesperhude, RDA, por K. Penndorf, F. Schult e G. Schulz em 1974 e aperfeiçoado pelos autores durante o Seminário Brasil-Alemanha ocorrido em São Paulo (IPEN). A versão atual do programa ainda está com algumas opções apresentando problemas mas a versão que está sendo aperfeiçoada no Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - Belo Horizonte - MG - poderá ser obtida no futuro.

A equação integral de transporte é resolvida com a probabilidade de colisão calculada de acordo com formulação de Carlvik⁽¹¹⁾. Na região epitérmica o efeito espacial sobre a ressonância é válido somente para PWR's dos tipos fabricados por KWU, Westinghouse e OTTO HAHN, e não são usadas nenhuma interpolação ou teorema de equivalência. Portanto a validade do programa restringe-se a PWR's de dimensões atualmente em uso comercial.

O programa GELS é um dos programas que possuem a capacidade de calcular as seções de choque de barras de controle e veneno queimável (CITHAMMER foi adaptado para efetuar semelhante cálculo mas com artifícios que devem ser cuidadosamente manipulados).

A saída do programa pode ser opcionalmente em vários grupos de energia; os limites desses intervalos de energia são de escolha do usuário em formato próprio para EREBUS ou FEVER/GAD. No futuro será inserida a opção para o formato CITATION.

5 – RESULTADOS OBTIDOS

A pesquisa bibliográfica (referências 2,3,4,6,7,8,12 e 17) revelou existir poucos dados acerca de configurações críticas ou subcríticas moderadas a água com óxido de urânio enriquecido acima de 5% (em peso). Dentre as críticas encontradas foi escolhido o da referência 11 visto ser recente e com configuração simples e simétrica tal que os programas a serem testados não fossem influenciados por incertezas geométricas. Na Tabela I são apresentados resumidamente as configurações calculadas juntamente com resultados experimentais e teóricos obtidos pelos autores e na Tabela II são fornecidos os dados de entrada para os programas LEOPARD, HAMMER e LASER. Na Tabela III são mostrados os resultados obtidos na primeira iteração com o "buckling" de entrada igual ao da publicação.

Tabela I

Resultados de Experimentos e Teóricos Publicados para Redes com 4,75 W/o de Enriquecimento com UO_2 e Água.

Caso	Tipo da Rede	"Pitch" (cm)	Razão Volumétrica $\frac{H_2O}{UO_2}$	Arranjo das Células Unitárias	Total de Barras	Altura Crítica da Água	B^2m (m^{-2}) (Código Apolo)	K_{∞} (Código Apolo)	$K_{efetivo} \pm 2\sigma$ (Código Moret)
1	quadrada	1,26	1,82	22 x 22	484	90,69	118,0	1,479	1,004 \pm 0,014
2	quadrada	1,60	3,81	16 x 17	272	73,53	141,0	1,506	1,009 \pm 0,012
3	quadrada	2,10	7,58	15 x 15	225	77,98	116,0	1,393	0,986 \pm 0,013
4	quadrada	2,52	11,54	17 x 18	306	78,85	75,30	1,256	0,975 \pm 0,010
5	quadrada com uma barra de combustível re- tirada para ca- da 9 células uni- tárias.	1,26	2,23	22 x 22	420	73,05	-	-	-

Tabela II

Dados Geométricos da Célula Unitária e Composição dos Materiais

Diâmetro da pastilha (UO ₂)	0,79 cm
Diâmetro interno do encamisamento (Al)	0,82 cm
Diâmetro externo do encamisamento (Al)	0,94 cm
Densidade da pastilha (UO ₂)	10,36 g/cm ³
Enriquecimento do urânio	4,742 %
Densidade do encamisamento (Al)	2,7 g/cm ³
Temperatura da água	20 °C
Impurezas (equivalência em B-10)	1,03 x 10 ⁻⁶ g/cm ³

Na Tabela IV são mostrados os valores de $(B_z^2 + B_y^2)$ obtidos na pesquisa crítica do reator unidimensional (direção x) refletido com 20 cm de água. Após a obtenção desses valores a espessura de um reator nu com "buckling" $(B_z^2 + B_y^2)$ foi pesquisada. Com o valor da espessura encontrada (i.e., reflector saving) o valor de B_z^2 é calculado e conseqüentemente o B_g^2 que foi inserido nos programas LEOPARD, CITHAMMER e LASER. Verifica-se que os novos valores de "buckling" são pouco diferentes dos valores iniciais tomados da publicação, portanto considerou-se que não há necessidade de interações adicionais.

Tabela III

Resultados Obtidos pelos Programas LEOPARD, CITHAMMER e LASER, com o Valor de B_g^2 Calculado pelo Código "APOLO" (i.e., $B_g^2 = B_m^2$ para Críticas).

Caso	$\phi_{\text{rápido}}$ $\phi_{\text{térmico}}$	Pitch (cm)	Razão Volumétrica $\frac{H_2O}{UO_2}$	B_g^2 "Buckling" (Código Apolo (m ⁻²))	K_{efetivo} calculado pelo LEOPARD (erro) (ENDF/B-II)	K_{efetivo} calculado pelo CITHAMMER (erro) (ENDF/B-III)	K_{efetivo} calculado pelo LASER (erro) (ENDF/B-II)
1	6,89	1,26	1,82	118,0	0,9945251 (- 0,06%)	0,9976315 (- 0,24%)	0,992769 (- 0,72%)
2	3,42	1,60	3,81	141,0	1,000339 (+ 0,03%)	1,008676 (+ 0,87%)	0,998544 (- 0,15%)
3	1,82	2,10	7,58	116,0	0,9965676 (- 0,34%)	1,010374 (+ 1,04%)	0,997152 (- 0,29%)
4	1,28	2,52	11,54	75,30	0,988998 (- 1,10%)	1,008736 (+ 0,87%)	0,993891 (- 0,61%)

Tabela IV

Dados de Entrada para a Pesquisa do "BUCKLING" pelo CITHAMMER (FLOG) e o Valor Obtido ($B_z^2 + B_y^2$).

Caso	Tipo da Rede	Meia Espessura do Carço do reator (cm) (Refletido com 20cm de H ₂ O)	Altura do Reator (cm)	Meia Espessura do Reator nu Equivalente (cm)	"Reflector" "Saving" (cm)	"Pitch" (cm)	$B_z^2 + B_y^2$ Obtido na Pesquisa do FLOG (m ⁻²)	B_g^2 Calculado ($B_x^2 + B_z^2 + B_y^2$) (m ⁻²)
1	quadrada	13,87	90,69	22,10	8,23	1,26	66,72	117,23
2	quadrada	13,59	73,53	20,42	6,83	1,60	85,20	144,35
3	quadrada	15,75	77,98	21,89	6,14	2,10	68,62	120,08
4	quadrada	22,68	78,85	28,64	5,96	2,52	49,39	78,56

Na Tabela V são mostrados os valores do fator de multiplicação efetivo, $K_{efetivo}$, obtidos com os valores finais de "bucklings" nos programas LEOPARD, CITHAMMER e LASER. Os erros em relação ao valor unitário são aceitáveis, mas verifica-se melhor desempenho do programa CITHAMMER provavelmente devido à biblioteca ENDF/B-III ser mais atualizada do que a versão II.

Tabela V

Resultados Obtidos pelos Códigos LEOPARD, CITHAMMER e LASER, com o Valor de B_g^2 ("BUCKLING") Calculado pelo CITHAMMER.

Caso	$\frac{\phi_{rápido}}{\phi_{térmico}}$	"Pitch" (cm)	Razão Volumétrica $\frac{H_2O}{UO_2}$	B^2 "Buckling" (calculado pelo Código CITHAMMER) (m ⁻²) (ENDF/B-III)	$K_{efetivo}$ calculado pelo LEOPARD	$K_{efetivo}$ calculado pelo CITHAMMER	$K_{efetivo}$ calculado pelo LASER
					(erro) (ENDF/B-II)	(erro) (ENDF/B-III)	(erro) (ENDF/B-II)
1	6,89	1,26	1,82	117,23	0,9968267 (- 0,32%)	0,9999613 (- 0,004%)	0,995064 (- 0,49%)
2	3,42	1,60	3,81	144,35	0,9919453 (- 0,81%)	1,000194 (+ 0,02%)	0,990176 (- 0,98%)
3	1,82	2,10	7,58	120,08	0,9865942 (- 1,31%)	1,000307 (+ 0,03%)	0,987194 (- 1,28%)
4	1,28	2,52	11,54	78,56	0,9805552 (- 1,95%)	1,000223 (+ 0,02%)	0,985434 (- 1,46%)

A Tabela VI mostra os valores K_{∞} obtidos pelo programa GELS juntamente com os valores de K_{∞} publicados.

Tabela VI
Resultado Obtidos pelo GELS.

Caso	$\frac{\phi_{\text{rápido}}}{\phi_{\text{térmico}}}$	"Pitch" (cm)	Razão Volumétrica H_2O/UO_2	K_{∞} Calculado por GELS (desvio Relativo)	K_{∞} Publicado (Código Apolo)
1	6,89	1,26	1,82	1,47887 (0,009%)	1,479
2	3,42	1,60	3,81	1,50777 (0,118%)	1,506
3	1,82	2,10	7,58	1,39412 (0,081%)	1,393
4	1,28	2,52	11,54	1,26157 (0,44%)	1,256

Nas Tabelas VII e VIII são comparados os valores de K_{efetivo} obtidos pelos programas LEOPARD, CITHAMMER e LASER com os correspondentes valores de K_{efetivo} dados pela publicação. Na Tabela VII os resultados são obtidos com o primeiro "buckling" (da publicação e na Tabela VIII os resultados são finais obtidos com o "buckling" final calculado pelo programa CITHAMMER (FLOG).

Tabela VII

Valores Obtidos, com "BUCKLING" Calculado pelo Código "APOLO" (publicado).

Caso	LEOPARD- K_{efetivo} ENDF/B-II	CITHAMMER- K_{efetivo} ENDF/B-III	LASER- K_{efetivo} ENDF/B-II	PUBLICADO- K_{efetivo} MORET (CÓDIGO)
1	LEOPARD; K 0,9945251	0,9976315	0,992769	1,004 ± 0,014
2	1,000339	1,008676	0,998544	1,009 ± 0,012
3	0,9965676	1,010374	0,997152	0,986 ± 0,013
4	0,988998	1,008736	0,993891	0,975 ± 0,010

Tabela VIII

Valores Obtidos, com "BUCKLING" Calculado pelo Código CITHAMMER.

Caso	LEOPARD- K_{efetivo} ENDF/B-II	CITHAMMER- K_{efetivo} ENDF/B-III	LASER- K_{efetivo} ENDF/B-II	PUBLICADO- $K_{\text{efetivo}} \pm 2\sigma$ (B^2 calculado "APOLO") MORET (CÓDIGO)
1	0,9968267	0,9999613	0,995064	1,004 \pm 0,014
2	0,9919453	1,000194	0,990176	1,009 \pm 0,012
3	0,9865942	1,000307	0,987194	0,986 \pm 0,013
4	0,9855552	1,000223	0,985434	0,975 \pm 0,010

Na Tabela IX são mostrados os valores de K_{efetivo} obtidos pelo programa CITATION com as constantes de grupo geradas pelo programa CITHAMMER em sua segunda iteração. O reator foi explicitamente descrito em três dimensões, com 8 malhas na direção x, 8 malhas na direção y, 20 malhas na direção z, e 5 malhas no refletor (de 20 cm) em direções x, y e z. O caso 5, crítica semelhante ao da crítica do caso 1 mas com uma barra de combustível retirada em cada 9 células unitárias, foi calculado com o mesmo "refletor saving" do caso 1 para cálculo do "buckling" geométrico a ser alimentado no programa CITHAMMER.

Tabela IX

Valores de K_{efetivo} Calculados para os Reactores Abaixo (com UO_2 - Moderado H_2O) - Obtidos pelo CITATION.

Caso	$\frac{\phi_{\text{rápido}}}{\phi_{\text{térmico}}}$	"Pitch" (cm)	Razão Volumétrica $\frac{\text{H}_2\text{O}}{\text{UO}_2}$	Arranjo	Altura do Caroço (cm)	Espessura do Refletor (cm)	K_{efetivo} calculado (erro) CITATION
1	0,89	1,26	1,82	22 x 22	90,69	20,0	0,990418 (- 0,96%)
2	3,42	1,60	3,81	16 x 17	73,53	20,0	1,004992 (+ 0,5%)
3	1,82	2,10	7,58	15 x 15	77,98	20,0	1,008285 (+ 1,83%)
4	1,28	2,52	11,54	17 x 18	78,85	20,0	1,006893 (+ 0,69%)
5	5,67	1,26	2,23	22 x 22	73,55	20,0	1,002629 (+ 0,26%)

OBS: As Constantes de Grupo para o Cálculo de K_{efetivo} foram Geradas pelo "CITHAMMER".

6 – CONCLUSÃO E COMENTÁRIOS

O objetivo do presente trabalho, examinar a aplicabilidade dos programas neutrônicos disponíveis no IPEN para reatores moderados a água leve com enriquecimentos acima de 4% (da ordem de 5%), foi plenamente satisfeito.

Os resultados finais mostraram-se satisfatórios para diferentes espaçamentos entre barras de combustível e salienta-se que por ser crítica de reduzidas dimensões a fuga é relativamente importante (cerca de 30%) e o cuidado na estimativa do "buckling" geométrico (através do "refletor saving") mostrou-se necessário conforme é visível pelas diferenças entre K_{efetivo} entre as Tabelas VII e VIII. O fator de moderação, ϕ rápido/ ϕ térmico, mostrado na Tabela III indica a validade dos programas para diferentes razões de moderação e a mesma conclusão é obtida pela razão volumétrica H_2O/UO_2 mostrado na mesma tabela. Conclui-se, portanto que o uso dos programas de transporte celulares, LEOPARD, CITHAMMER e LASER com as respectivas bibliotecas disponíveis no IPEN podem ser usadas para uma primeira estimativa do K_{efetivo} e da dimensão crítica, apenas cuidando-se ao estimar o "buckling" geométrico para simular a fuga do núcleo, para altos enriquecimentos (da ordem de 5%).

Conforme as declarações dos autores do programa GELS, o programa foi especialmente escrito para as dimensões e enriquecimentos muito próximos dos usados nos atuais PWR's, Portanto os resultados obtidos na Tabela VI permitem estender a aplicabilidade do programa para maiores faixas de enriquecimentos e dimensões, permitindo portanto o cálculo de queima de barras absorvedoras (Boro-10, Cd, In, Ad, etc...), no cálculo da supercélula.

A Tabela IX inclui também o caso 5 onde foi verificado que a simulação de uma célula de água em nove células unitárias pode ser seguramente simulado por anel extra de moderador nos programas de transporte. O fator de multiplicação é satisfatório quando calculado com o programa CITATION em três dimensões.

Na comparação em geral nota-se semelhante erro absoluto (K_{efetivo} da referência igual a 1,0) tanto nos resultados publicados, calculados com programa de Monte Carlo (MORET), quanto aos resultados obtidos com o programa de difusão CITATION em três dimensões.

Na comparação entre os programas LEOPARD, CITHAMMER e LASER, verifica-se pequena vantagem do programa CITHAMMER visto ter menor desvio absoluto na iteração final (Tabela V). Tal fato pode ser originado da diferença das versões da biblioteca de seções de choque ENDF/B: enquanto que o CITHAMMER possui biblioteca da versão III, os outros dois possuem a versão II.

Recomenda-se portanto que no futuro a biblioteca em versão IV (para HAMMER) seja colocada em operação e para tanto há necessidade de adaptar os programas LITHE e HELP que foram modificados por equipe de pesquisadores de TECHNION - Israel Institute of Technology, Haifa, Israel. (Os programas e a biblioteca ENDF/B-IV para CITHAMMER podem ser encontrados na fita IT3072 do CPD-IPEN).

ABSTRACT

The neutronic calculational procedure in a 4.75 w/o enriched UO_2 fueled light water moderated critical assembly was tested, using the transport codes and diffusion code available at the Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares. The results of the tested codes, LEOPARD, CITHAMMER, LASER, GELS and CITATION, were found to be satisfactory and only a slight advantage is presented by CITHAMMER code.

APÊNDICE

A - CARTÕES DE CONTROLE DO PROGRAMA LEOPARD

```
// 0005), ' GAIANE      ', TIME=0005, CLASS=D
//      EXEC PGM=LEOPAR, REGION=240K
//STEPLIB DD DSN=CP008.CLDIGDS1.LOAD, DISP=SHR
//FT01FC01 DD DSN=CP008.LEOPARD.LIB, DISP=SHR
//FT05FC01 DD *
```

}
DADOS

```
/*
//FT06FC01 DD SYSOUT=A
//FT08FC01 DD DUMMY
//
```

B - CARTÕES DE CONTROLE DO PROGRAMA HAMMER

```
// 0005), ' GAIANE      ', TIME=0005, CLASS=D
//S2 EXEC PGM=IEBUPDTE, PARM=NEW
//SYSPRINT DD SYSOUT=A
//SYSUT2 DD DSN=CEWILLEM, UNIT=SYSDA, DISP=(,PASS),
//      SPACE=(CYL,(2,1))
//SYSIN DD *
//  AJG
// NUMBER NEW1=10, INCR=10
// ENCLP
```

}
DADOS

```
/*
// EXEC PGM=CITHAM, REGION=240K
//STEPLIB DD DSN=CP008.CLDIG.S2.LOAD, DISP=SHR
//FT02FC01 DD UNIT=SYSDA, SPACE=(TRK,(100,20)), DISP=(,DELETE)
//FT03FC01 DD UNIT=SYSDA, SPACE=(TRK,(100,20)), DISP=(,DELETE)
//FT04FC01 DD UNIT=SYSDA, SPACE=(TRK,(100,20)), DISP=(,DELETE)
//FT05FC01 DD DSN=CEWILLEM, UNIT=SYSDA, DISP=(,PASS)
//FT06FC01 DD SYSOUT=A
//FT07FC01 DD DUMMY
//FT08FC01 DD DSN=CP008.CITHAM.LIB, DISP=SHR
//FT09FC01 DD DSN=CEW, UNIT=SYSDA, SPACE=(CYL,(2,1))
//FT10FC01 DD DSN=CP008.CITHAM.REPL, DISP=SHR
//FT11FC01 DD DSN=CP008.CITHAM.BU, DISP=SHR
//FT12FC01 DD DUMMY
//
```

C - CARTÕES DE CONTROLE DO PROGRAMA LASER

```
// 0010),* GAIANE *,TIME=0005,CLASS=P
// EXEC PGM=IEBGENER
//SYSPRINT DD SYSCTL=A
//SYSIN DD DUMMY
//SYSCTL2 DD DSN=66WILLEM,UNIT=SYSDA,DISP=(,PASS),
// SPACE=(TRK,(2,2),RLSE)
//SYSCTL1 DD *
```

}
DADOS

```
/*
// EXEC PGM=IEBGENER
//SYSPRINT DD SYSCTL=A
//SYSIN DD DUMMY
//SYSCTL2 DD SYSCTL=A
//SYSCTL1 DD DSN=66WILLEM,DISP=(OLD,PASS)
// EXEC PGM=LASER,REGION=50K
//STEP11 DD DSN=CP038.LASER.1UAG,DISP=SHR
//FT05FC01 DD DSN=66WILLEM,DISP=(CLD,PASS)
//FT07FC01 DD DUMMY
//FT03FC01 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(TRK,(20,20),RLSE),
// DCB=(RECFM=VBS,BLKSIZE=3458,LRECL=133)
//FT04FC01 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(TRK,(20,20),RLSE),
// DCB=(RECFM=VBS,BLKSIZE=3458,LRECL=133)
//FT06FC01 DD SYSCTL=A
//FT09FC01 DD DSN=CP038.LASER.THERMPL1B,DISP=SHR
//FT10FC01 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(TRK,(20,20),RLSE),
// DCB=(RECFM=VBS,BLKSIZE=3458,LRECL=133)
//FT12FC01 DD DSN=CP038.LASER.FAST11B,DISP=SHR
//FT15FC01 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(TRK,(20,20),RLSE),
// DCB=(RECFM=VBS,BLKSIZE=3458,LRECL=133)
//
```

D - CARTÕES DE CONTROLE DO PROGRAMA GELS

```
// DDSC01, * CAIANE *, TIME=0009, CLASS=P
// EXEC PGM=IEBC01NR
//SYSPRINT DD SYSOUT=A
//SYSIN DD DUMMY
//SYSUT2 DD DSN=EEWILLEM,UNIT=SYSDA,DISP=(,PASS),
// SPACE=(TRK,(2,2),RLSE)
//SYSOUT DD *
```

DADOS

```
/*
// EXEC PGM=IEBC01NR
//SYSPRINT DD SYSOUT=A
//SYSIN DD DUMMY
//SYSUT2 DD SYSOUT=A
//SYSUT1 DD DSN=EEWILLEM,DISP=(OLD,PASS)
// EXEC PGM=GLLS4,REGION=500K
//STEP10 DD DSN=CP000.LC01G05L11.A0,DISP=SHR
//FT17FC01 DD DSN=CP000.GELSL10.D01A,DISP=SHR
//FT06FC01 DD SYSOUT=A
//FT07FC01 DD SYSOUT=A
//FT12FC01 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(CYL,(5,2)),DCB=RECFM=VS
//FT13FC01 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(CYL,(5,2)),DCB=RECFM=VS
//FT14FC01 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(CYL,(5,2)),DCB=RECFM=VS
//FT15FC01 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(CYL,(5,2)),DCB=RECFM=VS
//FT16FC01 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(CYL,(5,2)),DCB=RECFM=VS
//FT17FC01 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(CYL,(5,2)),DCB=RECFM=VS
//FT18FC01 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(CYL,(5,2)),DCB=RECFM=VS
//FT19FC01 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(CYL,(5,2)),DCB=RECFM=VS
//FT20FC01 DD DSN=EEWILLEM,DISP=(OLD,PASS)
//
```

E - CARTÕES DE CONTROLE DO PROGRAMA CITATION

```
// 0045), * GAIANE * , TIME=0015, CLASS=F
// EXEC PGM=IEBCOPY,PARM=NEW
//SYSPRINT DD SYSOUT=A
//SYSUT2 DD DSN=IE8WILLEN,UNIT=SYSDA,DISP=(NEW,PASS),
// SPACE=(CYL,(2,1))
//SYSIN DD *
// ALL
// NUMBER NEW1=10,INCR=10
// ENDCLF
```

}

DADOS

}

```
/*
// EXEC PGM=CITATION,REGION=700K,TIME=30
//STEPL1 DD DSN=CP888.LODIGUS2.LOAD,DISP=SHR
//FT01F001 DD SYSOUT=A
//FT01F001 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(13000,(100,50))
//FT02F001 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(13000,(100,50))
//FT03F001 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(13000,(100,50))
//FT04F001 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(13520,(100,50))
//FT05F001 DD DSN=IE8WILLEN,UNIT=SYSDA,DISP=(OLD,PASS)
//FT06F001 DD SYSOUT=A
```

```
//FT07F001 DD DUMMY
//FT08F001 DD DUMMY
//FT09F001 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(13520,(100,50))
//FT10F001 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(13520,(100,50))
//FT11F001 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(13000,(100,50))
//FT12F001 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(13520,(100,50))
//FT13F001 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(13520,(100,50))
//FT14F001 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(13000,(100,50))
//FT15F001 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(13000,(100,50))
//FT16F001 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(13000,(100,50))
//FT17F001 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(13520,(100,50))
//FT18F001 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(13520,(100,50))
//FT19F001 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(13000,(100,50))
//
```

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS*

1. BARRY, R. F. *LEOPARD: a spectrum dependent non-spatial depletion code*. Pittsburg, Penn., Westinghouse Electric Co., Atomic Power Division, 1963. (WCAP – 3269-26).
2. BAUMANN, N. P. Operation of a nuclear test gauge at low multiplications. *Trans. Am. Nucl. Soc.*, 27:183-4, 1977.
3. BIERMAN, S. R.; DURST, B. M.; CLAYTON, E. D. Critical separation between subcritical clusters of low enriched UO₂ rods in water with neutron poisons. *Nucl. Technol.*, 42(3):237-49, 1979.
4. BOUZYK, J.; KUBOWSKI, J.; LATEK, S. Investigation of light water moderated lattice by differential reactivity method. *Kernenergie*, 12:276-9, 1969.
5. CARLVIK, I. Integral transport Theory in one-dimensional geometries. *Nucleonics*, 10:104, 1967.
6. DEBRUE, J.; DEBRUE, R.; ROTTER, W.; VAN DEYCK, D. *Subcritical experiments*. Brussels, Belgium, Commission of the European Communities, 1969. (EUR-4018) apud *Nucl. Sci. Abstr.*, 24:11316, 1970.
7. DEBRUE, J.; NEWESSEN, L.; MOTTE, F.; BASSELIER, J.; DEBRUE, R.; FOSSOUL, E.; HAUBERT, N.; LAMOTTE, H.; STIEVENART, M.; VAN DEYCK, D. *Resultats d'experiences Sous critiques realisees sur des reseaux H₂O – UO₂ enrichis 95%*. Brussels, Commission of the European Communities, 1977. (EUR-3378) apud *Nucl. Sci. Abstr.*, 22:35593, 1968.
8. DIFILIPPO, F. C. Transport calculations of neutron wave experiments in subcritical assemblies. *Nucl. Sci. Eng.*, 64(3):761-7, 1977.
9. FOWLER, T. B.; VONDY, D. R.; CUNNINGHAM, G. W. *Nuclear reactor core analysis code. CITATION*. Oak Ridge, Tn. Oak Ridge National Lab., 1971. (ORNL-TN-2496 Rev. 2).
10. HONECK, H. C. *THERMOS: a thermalization transport theory code for reactor lattice calculations*. Upton, N. Y. Brookhaven National Lab., 1961. (BNL-5826).
11. MANARANCHE, J. C.; MANGIN, D.; MAUBERT, L.; COLOMB, G.; POULLOT, G. Critical experiment with lattices of 4,75 w/o – U235 – enriched UO₂ rods in water. *Nucl. Sci. Eng.*, 71:154-63, 1979.
12. MIYAWAKI, Y. Experimental study on subcritical assembly with neutron source. *J. Nucl. Sci. Technol.*, 5:222-8, 1968.
13. ONUSIC JR., J. *Possibilidades teoricas de cálculo do programa de computação HAMMER*. São Paulo, Instituto de Energia Atômica, 1976 (Dissertação de Mestrado).
14. PONCELET, C. G. *LASER: a depletion program for a lattice calculations based of Muft and Thermos*. Pittsburg, Penn., Westinghouse Electric Co., Atomic Power Division, 1963. (WCAP – 6073).

(*) As referências bibliográficas relativas a documentos localizados pelo IPEN foram revistas e enquadradas na NB-66 da Associação Brasileira de Normas Técnicas.

15. SRAWBRIDGE, L. E. & BARRY, R. F. Criticality calculations for uniform water-moderated lattices. *Nucl. Sci Eng.*, 23:58-72, 1965.
16. SUICH, J. E. & HONECK, H. C. *The HAMMER system: heterogeneous analysis by multigroup methods of exponential and reactors*. Aiken, S. C. Savannah River Lab., Jan. 1967. (DP-1064).
17. WOGMAN, N. A.; RIECH JR., H. G.; LAUL, J. C.; MACMURDO, K. W. High sensitivity isotope analysis with a Cf-252 in U-235 fueled subcritical multiplier and low back ground photon detector systems. *Nucl. Instrum. Methods*, 141:539-47, 1977.

**COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR/SP
INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES**

Caixa Postal, 11049 – Pinheiros

CEP 05508

01000 – São Paulo – SP

Telefone: 211-6011

Endereço Telegráfico – IPENUCLEAR

Telex – (011) 23592-IPEN-BR