



22 a 27 de abril de 1990

ANAIS - PROCEEDINGS

**HAMCIND: SISTEMA ACOPLADO HAMMER-TECHNION e CINDER-2
PARA CÁLCULO CELULAR COM TRATAMENTO
EXPLÍCITO DOS PRODUTOS DE
FISSÃO E NUCLÍDEOS ACTINÍDEOS**

**ALFREDO.Y.ABE
ADIMIR DOS SANTOS**

**COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR-SP
INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGETICAS E NUCLEARES
DIVISÃO DE FÍSICA DE REATORES**

**Caixa Postal 11049-Pinheiros
Cep-05499 São Paulo - Brasil**

SUMÁRIO

O trabalho tem por objetivo implementar no programa HAMMER-TECHNION, normalmente utilizado para cálculo de célula, o programa CINDER-2 que irá efetuar o cálculo da transmutação dos nuclídeos actínídeos e produtos de fissão. Neste esquema de tratamento serão considerados os produtos de fissão responsáveis por cerca de 99% das absorções de neutrons.

O sistema HAMMER-TECHNION/CINDER-2 (HAMCIND) foi avaliado através do "benchmark" da IAEA (IAEA-TEC-DOC-233), obtendo-se resultados coerentes no comportamento do K-Infinito em função da queima e do enriquecimento.

ABSTRACT

The purpose this work is to implement a burn-up capability into HAMMER-TECHNION code by using the CINDER-2 code to perform the transmutation analysis for the actinide and fission product.

These treatment scheme considers nearly 99% of all fission product neutron absorption.

The system HAMMER-TECHNION/CINDER-2 (HAMCIND) was validate using the IAEA benchmark (IAEA-TECDOC-233), and obtained good agreement in K-Infinity parameters for several enrichment and bur-up stage.

1. INTRODUÇÃO

Com o advento dos reatores nucleares para produção de energia elétrica pode se conhecer uma grande variedade e quantidade de produtos de fissão. Neste sentido é de suma importância o conhecimento dos efeitos advindos desta produção através da fissão dos materiais físseis e fissionáveis que compõem o combustível nuclear.

O conhecimento detalhado do inventário dos produtos de fissão sob o ponto de vista neutrônico é importante na medida que muitos produtos de fissão tem seção de choque altas para a reação de captura e/ou concentrações significativas que acabam competindo , a população neutrônica do sistema em termos de absorção de neutrons.

Normalmente em termos de cálculo de célula envolvendo a queima é necessário considerar o efeito do aparecimento destes produtos de fissão. Neste sentido muito dos códigos nucleares capacitados para este tipo de cálculo considera o efeito do aparecimento dos produtos de fissão em termos de um nuclídeo fictício denominado pseudo-produto de fissão.

Os nuclídeos Xe135 e Sm149 normalmente são tratados individualmente através das suas cadeias de transmutação pois estes nuclídeos são conhecidos classicamente pela suas altas seções de choque de absorção./1/

A principio a idéia do pseudo produto de fissão tem como objetivo montar uma seção de choque efetiva dos demais produtos de fissão excluindo os nuclídeo que são tratados explicitamente no cálculo da transmutação. Muitos dos códigos nucleares para o cálculo de célula com queima incorporam o tratamento através do uso de um pseudo produto de fissão/2-6/.

Existem vários tipos de modelos para considerar e reproduzir um dado pseudo produto de fissão, estes modelos selecionam os produtos de fissão relacionado com seções de choque, "yields" devido a fissão de um dado nuclídeo fissil ou fissionável ou utilizando propriedades nucleares comum a uma determinada classe dos produtos de fissão/7-9/.

Observa-se que o tratamento do cálculo de célula com queima é muito dependente do tipo de problema portanto é difícil encontrar um modelo que ajuste a vários tipos de problema, desta forma estes modelos são restritos a uma classe de problemas.

Este trabalho tem por objetivo considerar o tratamento dos produtos de fissão explicitamente através de cadeias lineares utilizando o código CINDER-2/10/, os produtos de fissão considerados neste tratamento foram previamente selecionados. Estes nuclídeos selecionados são responsáveis por cerca de 99% das absorções de neutron na região térmica e epitérmica de um reator tipo LWR.

Após a seleção dos nuclídeos considerados os principais absorvedores de neutron, foram elaboradas as cadeias lineares destes nuclídeos através de uma análise na cadeia de transmutação.

Desta forma o cálculo de transmutação será efetuado pelo código CINDER-2 , considerando se as novas cadeias lineares elaboradas em função dos nuclídeos responsáveis pela maioria das absorções de neutrons do sistema, e o cálculo celular será efetuado pelo

código HAMMER-TECHNION/11/, resolvendo se assim o sistema de equações acopladas (equação de transmutação e a equação de transporte de neutrons).

2. SISTEMA ACOPLADO DE EQUAÇÕES DE TRANSPORTE DE NEUTRONS ATRAVÉS DOS CÓDIGOS CINDER-2 E HAMMER-TECHNION.

O processo de transmutação normalmente é descrito através de um conjunto de equações diferenciais dependente do tempo, existem vários métodos para se resolver estas equações diferenciais. O processo utilizado pelo código CINDER-2 para solucionar as equações diferenciais de transmutação é a resolução da equação de BATEMAM/12/.

No cálculo de célula considerando simultaneamente o cálculo de transmutação, obtém-se um conjunto de equações diferenciais acopladas não linearmente, isto é as concentrações dos núclídeos dependem do fluxo de neutrons expresso através do fluxo nas equações de transmutação e por sua vez o fluxo de neutrons depende das concentrações dos núclídeos obtida pelas equações de transmutação. Para solucionar este conjunto equações diferenciais, utiliza-se o método da aproximação "quasi-estática"/13/.

Este processo consiste em dividir o tempo de operação do reator (vida útil) em intervalos de tempos, No início do intervalo de tempo resolve-se a equação de transporte de neutrons através do código HAMMER-TECHNION, determinando-se os fluxos ou razões de fluxos para o cálculo da transmutação a ser efetuado pelo código CINDER-2, com as razões de fluxos ou fluxos assumidos constantes, o código CINDER-2 resolve as equações de transmutação para o intervalo de tempo considerado na discretização.

Neste cálculo o código CINDER-2 mantém os fluxos constantes e procede-se o cálculo da transmutação fornecendo ao final do cálculo as novas concentrações dos núclídeos actínídeos considerados no problema e as concentrações dos produtos de fissão para o início do próximo intervalo de tempo. Com as novas concentrações o código HAMMER-TECHNION efetua o cálculo de célula no início deste intervalo de tempo fornecendo ao final do cálculo os fluxos para o próximo cálculo da transmutação.

Este processo é repetido continuamente até o número de intervalos de tempo determinado para o cálculo, desta forma o efeito do aparecimento dos produtos de fissão é considerando plenamente no cálculo de célula.

3. MAIORES ABSORVEDORES DE NEUTRONS

Para avaliar o comportamento da absorção de neutrons pelos produtos de fissão e posteriormente selecionar os núclídeos considerados os maiores absorvedores de neutrons, efetuou-se um estudo detalhado a este respeito/14/.

Neste estudo considerou-se um reator tipo LWR com queima onde foram calculadas as taxas de absorções dependente do grupo de energia, considerou-se neste problema quatro grupos de energias normalmente conhecidas em cálculos de reatores, além disso analisou-se a influência individual dos núclídeos físeis e fissionáveis nas taxas de absorções, todos os cálculos foram efetuados para vários estágios de queima. Desta forma identificou-se os núclídeos responsáveis por cerca de 99% das absorções de neutrons nas faixas de energia térmica e epitérmica.

Após a identificação dos maiores absorvedores de neutron e a quantificação em termos percentuais de absorção, elaborou-se as respectivas cadeias lineares levando em consideração uma análise em termos de acoplamento entre os núclídeos e a sua importância. Desta forma são considerados 32 núclídeos actínídeos em 38 cadeias lineares e 85 produtos de fissão através de 52 cadeias lineares. Após obter-se as cadeias lineares procedeu-se a elaboração de bibliotecas de seção de choque na estrutura de multigrupo do código HAMMER-TECHNION.

4. BIBLIOTECA DE SEÇÕES DE CHOQUE DOS PRODUTOS DE FISSÃO

O sistema constituído dos códigos HAMMER-TECHNION e CINDER-2 que têm a incubência da resolução dos sistemas de equações acopladas através do processo "quasi-estático" necessita de uma biblioteca de seções de choque para os produtos de fissão considerados no cálculo. Para tal elaborou-se duas bibliotecas de seções de choque na estrutura de multigrupo do código HAMMER-TECHNION, 30 grupos na região térmica e 54 grupos para região epitérmica e rápida, através do sistema NJOY/15/ e AMPX/16/.

Os dados nucleares básicos para a geração de seção de choque utilizada foi a ENDF/B-V referente aos produtos de fissão, com exceção dos núclídeos Gd155 e Gd157.

Desta forma o código NJOY, que possui uma estrutura modular irá tratar estes dados gerando uma biblioteca intermediária para o sistema AMPX, as seções de choque foram geradas a temperatura de 300 Kelvin utilizando um espectro ponderação Maxwelliana na região térmica, espectro 1/E na região intermediária e na região rápida o espectro de fissão.

O sistema AMPX através dos seus módulos AMPXR/17/, RADE e NITWAL formata o arquivo para ser utilizado pelos programas LITHE e HELP, que irão converter a biblioteca decimal para binária. Esta biblioteca contém as seções de choque de 85 produtos de fissão considerados no cálculo de transmutação.

Com as bibliotecas elaboradas (térmica e epitérmica) o código HAMMER-TECHNION irá utilizar-los para gerar as seções de choque colapsadas em quatro grupo que será transferida ao código CINDER-2 afim efetuar os cálculos de transmutação.

Desta forma o efeito do aparecimento dos produtos de fissão ao longo da queima será considerado em termos de seção de choque, pois as seções de choque transferidas ao código CINDER-2 do código HAMMER-TECHNION são colapsadas utilizando o espectro do problema em questão.

5. BENCHMARK IAEA

Afim de verificar a consistência da metodologia e do acoplamento entre os códigos escolheu-se um benchmark numérico, o problema padrão escolhido foi publicado no IAEA-TECDOC-233/18/.

O problema consiste na avaliação do parâmetro neutrônico K-INFINITO com a queima para um reator de pesquisa de 10MW com vários enriquecimento (20%, 45%, 93%).

Este problema representa um bom parâmetro de comparação, pois encontra-se nesta publicação resultados de vários centros internacionais de pesquisa (ANL-EUA, INTERATOM-RFA, CEA-FRANÇA, JAERI-JAPÃO, CNEA- ARGENTINA), onde reproduziu-se o mesmo problema , calculando com diferentes códigos .

As figuras a seguir ilustram o comportamento do parâmetro K-INFINITO obtido através de vários códigos do mesmo problema padrão para os tres enriquecimentos.

6. CONCLUSÕES

Com relação as Figuras 1,2 e 3 observa-se a consistência nos resultados obtidos quando comparados com vários códigos (EPRI-CELL/19/, WIMS-D/3/, HAMMER-TECHNION/CITHAM/4/), onde todos utilizam bibliotecas de dados diferentes e tem estruturas diferentes, neste sentido somente é possível fazer observações comparativas.

Desta forma, este problema consiste apenas em um exercício numérico para avaliar a concordância do valor do parâmetro K-INFINITO obtido através do HAMCIND, quando comparado com os demais códigos para o mesmo problema.

Das figuras observa-se que os valores de K-INFINITOS comparados com os demais códigos fornecem resultados bastante satisfatórios pois as curvas obtidas através do HAMCIND sempre se encontram entre as demais curvas para os três enriquecimentos.

Importante observar que a curva obtida através do sistema HAMMER-TECHNION/CITHAM tem sempre o valor inferior as demais curvas para altas queimas. Com relação às curvas obtidas através do HAMCIND observa-se que estes têm o valor sempre inferior às curvas do EPRI-CELL, sendo que a maior diferença está para o problema com enriquecimento de 20% (Figura 1.) e a menor diferença no problema com enriquecimento de 93% (Figura 3.), além disso, a curva obtido pelo HAMCIND é muito próximo à curva obtida através do código HAMMER-TECHNION/CITHAM para queimas baixas, sendo que basicamente a única diferença entre o HAMCIND eo código HAMMER-TECHNION/CITHAM reside no tratamento dos produtos de fissão.

Os resultados de uma comparação mais detalhada utilizando um benchmark experimental será apresentado num trabalho futuro/20/.

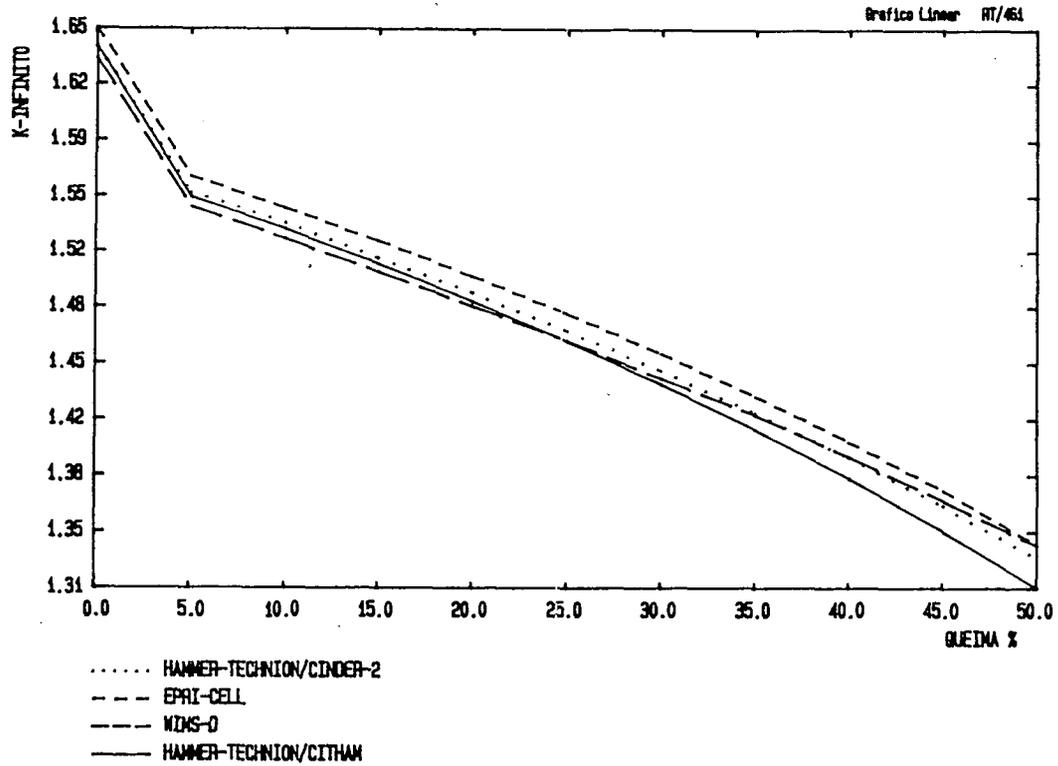


Figura 1. ENRIQUECIMENTO 20%

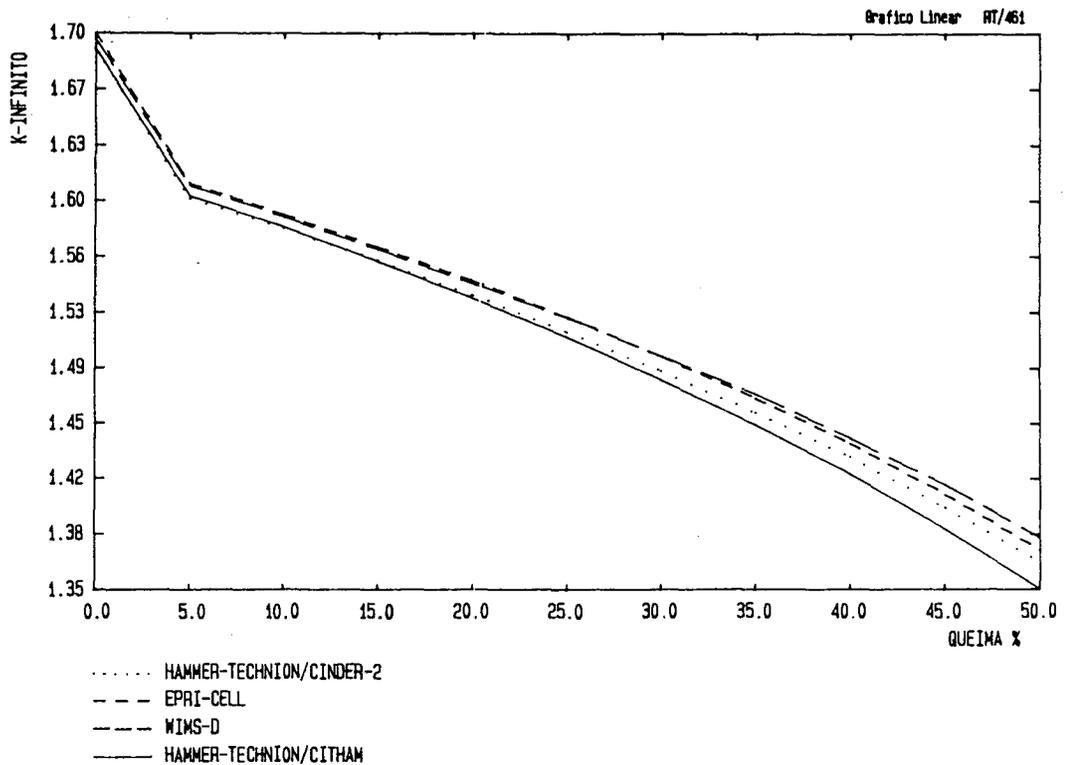


Figura 2. ENRIQUECIMENTO 45%

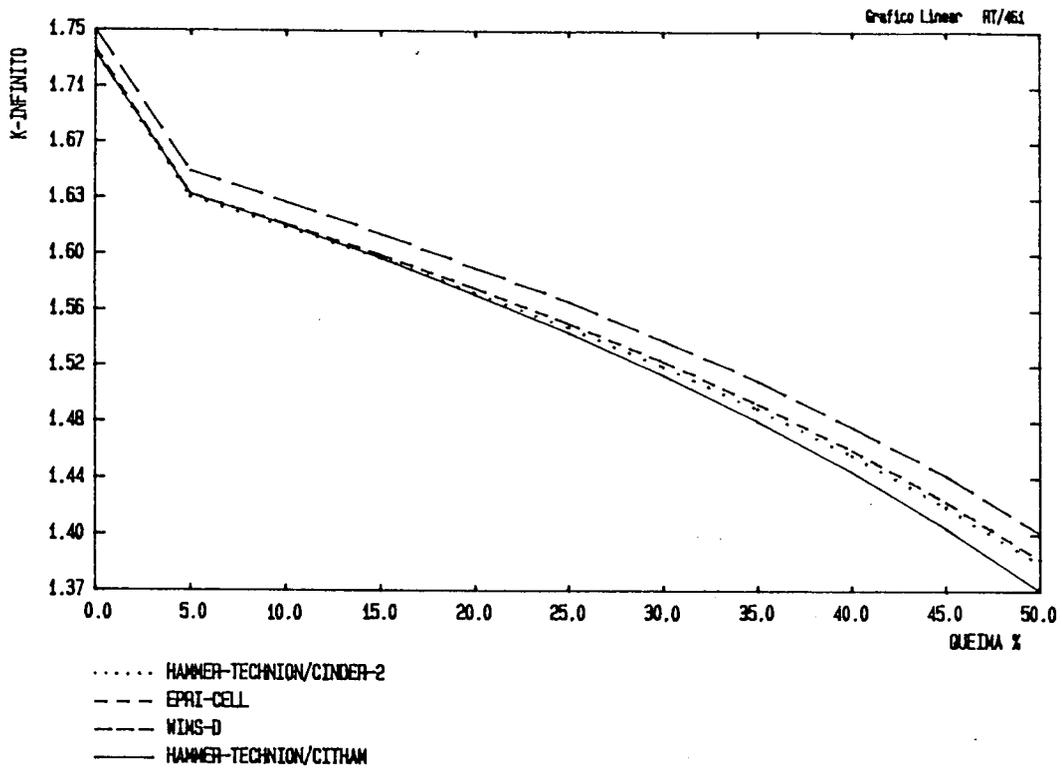


Figura 3. ENRIQUECIMIENTO 93%

6. BIBLIOGRAFIA

1. LAMARSH, J.R.- Introduction to Nuclear Reactor Theory - New York, Addison-Wesley, 1966
2. PHILLIPS, G.J.; GRIFFITHS, J. - LATREP: User's Manual. Chalk River Ontario, AECL-3857, sept. 1971.
3. ASKEW, J.R.; FAYER, F.J.; KenShell, P.B. - A General Description of the Lattice Code WIMS. IN: The Journal of British Nuclear Energy Society 15 : 564, Oct. 1966
4. Publicação Interna IPEN/CNEN-BRASIL
5. HOFFMAN, A.; et ali - APOLLO : Code Multigroup de Resolution de l'equation du Transport pour les Neutron, CEA-N-1610
6. PONCELET, C.G. - LASER -- A Depletion Program for Lattice Calculations Basead on MUFT and THERMOS, Pittsburgh, Pa. , Apr. 1966. (WCAP-6073).
7. NEPHEW, E.A. - Thermal and Resonance Absorption Cross-Section of U233, U235 and Pu239 Fission Product , Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, March 1960. (ORNL-2869)
8. GARRISON, J.D.; ROOS, B.W. -- Fission product Capture Cross Section. In: Nucl. Sci. Eng. 12: 115-134, 1962.
9. LUDEWIG, H; et ali - Fast Mixed Spectrum Reactor Progress Report Results of FMSR Benchmark Calculation and an Assesment of Current Fission Product Libraries, 1980. , BNL-51237
10. ENGLAND, T.R.; WILSON, W.B.; STAMATELATOS, M.G.- Fission Product Data for Thermal Reactors Part1 : A Data Set for EPRI-CINDER Using ENDF/B-IV, Los Alamos Scientific Laboratory, 1976. (EPRI-NP-356)
11. BARHEN, J.; ROTHEMSTEIN, W.; TAVIV, E. - The HAMMER Code System. Technion- Israel Institute of Technology, Haifa Israel, Oct. 1978. (NP-565)
12. BATEMAM, H. In: Proc. Cambridge Phil. Soc. 15 : 423; 1910.
13. RALL, L.B., Computational Solution of Nonlinear Operator Equation, Jonh Wiley & Sons, Inc., New York, 1960.
14. WILSON, W.B.; ENGLAND, T.R. - Status of Fission-Product Data for Absorption Calculations. Los Alamos Scientific Laboratory, Los Alamos, May 1978. (LA-UR-78-1452)
15. MACFARLANE, R.E.; MUIR, D.W.; BOICOURT, R.M.- The NJOY Nuclear Data Processing System, Vol-I User's Manual, Los Alamos National Laboratory report, LA-9303-M, Vol-I(ENDF-324), 1982.

16. GREENE, N.M.; FORD III, W.E.; et al. - AMPX-II: A Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron Gamma Libraries from Data in ENDF Format, PSR-62, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee.

17. AMPXR- Relatório Interno IPEN/CNEN, São Paulo Brasil.

18. Research Reactor Core Conversion from The Use of Highly Enriched Uranium to The Use of Low Enriched Uranium Fuels GuideBook, Vienna, 1980. (IAEA-TECDOC-233)

19. ZOLOTAR, B.A.; et al. - EPRI-CELL Code Description, Advanced Recycle Methodology program System Documentation, Part-II, Oct. 1975.

20. Santos, A.; Abe, Y.A. - Burnup Physics in a Coupled HAMMER-TECHNION/CINDER-2 System and ENDF/B-V Aggregate Fission Product Thermal Cross Section Validation, a ser apresentado no PHYSOR-90 : International Conference on the Physics of Reactors, Operation, Design and Computation, 23-26 abril de 1990 em Marseille França.