

**INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES**  
**SECRETARIA DA INDÚSTRIA, COMÉRCIO, CIÊNCIA E TECNOLOGIA**  
**AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO**

**PROGRAMA COMPUTACIONAL PARA CÁLCULO DE DISTÂNCIA CRÍTICA  
PELO MÉTODO DO ÂNGULO SÓLIDO ESTENDIDO**

**Margaret de Almeida Damy**

**Dissertação apresentada como parte dos  
requisitos para obtenção do Grau de  
"Mestre em Tecnologia Nuclear".**

**Orientador: Dra. Nanami Kosaka**

**São Paulo  
1987**

Ao

meu filho Osvaldo Luiz



## AGRADECIMENTOS

- À Comissão Nacional de Energia Nuclear, pelo apoio material, sem o qual não teria sido possível a realização deste Trabalho.
- Ao Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico (CNPq) pelo suporte financeiro.
- À Dra. Nanami Kosaka, pela dedicação, constante incentivo e valiosa orientação, os melhores agradecimentos.
- Ao meu marido pela amizade, compreensão e encorajamento durante todos os momentos deste Trabalho.
- À meus pais Almir Ferreira de Almeida e Neide Tacconi de Almeida pelo carinho e incentivo que sempre me dedicaram.
- Aos colegas do RT, em especial à Iraci Martínez Pereira Gonçalves, Carlos Roberto Ferreira e Mitsuo Yamagucci pela colaboração na parte de redação deste Trabalho.
- Aos colegas do Centro de Processamento de Dados pela ajuda na parte computacional.
- À Haydée A. dos Santos pelo seu grande empenho na datilografia deste Trabalho.

# PROGRAMA COMPUTACIONAL PARA CÁLCULO DE DISTÂNCIA CRÍTICA PELO MÉTODO DO ÂNGULO SÓLIDO ESTENDIDO.

MARGARET DE ALMEIDA DAMY

## R E S U M O

Neste trabalho foi desenvolvido um programa computacional para estimar a separação crítica entre unidades de materiais físseis, dispostas em arranjo uniforme.

O programa denominado MASC (Método do Ângulo Sólido Estendido para Cálculo de Criticalidade) é simples e de execução rápida e tem a finalidade de calcular a interação de nêutrons entre unidades físseis quando agrupadas, através da teoria de Ângulo Sólido calculando a separação necessária entre os elementos para manter o arranjo seguro quanto a acidentes de criticalidade.

Os resultados são comparados com os obtidos, através do programa KENO-IV baseado no método de Monte Carlo, observando desvios da ordem de 10% no valor de  $k_{EF}$  do arranjo.

A COMPUTER PROGRAM TO CALCULATE THE CRITICAL DISTANCE BY EXPANDED  
SOLID ANGLE METHOD.

MARGARET DE ALMEIDA DAMY

A B S T R A C T

A computer program to estimate the critical separation between units of fissile materials in a uniform array has been developed in this work.

The program named MASC (Expanded Solid Angle Method for Criticality Calculations) is simple and fast and has the purpose to calculate the neutron interaction between fissile units when grouped by the Solid Angle Method by calculating the necessary separation between the elements to keep the array safe to criticality accidents.

The result is compared with those obtained with the KENO-IV code based on the Monte Carlo method producing array  $k_{EFF}$  as accurate as 10%.

# ÍNDICE

	Pág.
1. INTRODUÇÃO .....	1
1.1 OBJETIVO .....	3
2. PRINCÍPIOS DE CRITICALIDADE .....	5
2.1 INTRODUÇÃO .....	5
2.2 GRANDEZAS QUE AFETAM A CRITICALIDADE DE UM SISTEMA .....	6
2.2.1 Enriquecimento .....	6
2.2.2 Moderação .....	6
2.2.3 Efeitos da Heterogeneidade .....	7
2.2.4 Escape de Nêutrons .....	8
3. MÉTODOS DE CÁLCULO .....	12
3.1 MÉTODOS SEMI-EMPÍRICOS .....	13
3.2 MÉTODOS DE POTENCIAL DE INTERAÇÃO.....	14
4. MÉTODO DO ÂNGULO SÓLIDO .....	16
4.1 MÉTODO SIMPLES .....	16
4.2 MÉTODO DO ÂNGULO SÓLIDO ESTENDIDO .....	19
5. CÁLCULOS EFETUADOS .....	25
5.1 DESCRIÇÃO DOS PROGRAMAS UTILIZADOS .....	25
5.2 DESENVOLVIMENTO DOS CÁLCULOS .....	26
6. RESULTADOS .....	32
7. CONCLUSÕES E SUGESTÕES .....	38
APÊNDICE A - GENERALIDADES SOBRE ACIDENTES DE CRITICALIDADE .....	40
APÊNDICE B - PRINCÍPIOS DE SEGURANÇA .....	44

	Pág.
APÊNDICE C - LISTAGEM DO PROGRAMA FONTE - FORTRAN-IV ...	49
BIBLIOGRAFIA .....	56

## CAPÍTULO I

### 1. INTRODUÇÃO

A segurança nuclear ou controle de criticalidade é definida como a prevenção de uma reação em cadeia não controlada de produção de nêutrons.

Um acidente nuclear pode ser comparado a uma explosão acompanhada de incêndio e liberação de quantidades consideráveis de materiais tóxicos e corrosivos. Portanto as operações com materiais físséis devem ser acompanhadas severamente para que se evite um indesejável acidente de criticalidade.

Embora esteja estabelecido que para nenhum dos sistemas estudados até hoje, os resultados de acidentes conduzissem a efeitos terríveis tais como as bombas atômicas, também está bem estabelecido que entre os resultados de um acidente teremos elevados índices de radiação que poderiam ser fatais dependendo da distância do local onde ocorreu a reação e da liberação de calor a ponto de fundir metais, o que acarretaria no mínimo, tornar proibitiva a possibilidade de a instalação continuar em operação normal durante muitos meses. Os resultados variam dependendo das condições reais do acidente e da intensidade da radiação envolvida.

Hã duas grandes categorias que podem ser diferenciadas, no que concerne ao problema de segurança em criticalidade. A primeira envolve a prevenção de criticalidade em sistemas que são normalmente subcríticos, enquanto que a segunda é relativa à prevenção de supercriticalidade em sistemas que operam normalmente críticos, ou seja, mantêm a população de nêutrons constante com o tempo. Para o trabalho proposto será estudada a primeira categoria.

A segurança em criticalidade para sistemas que são normalmente subcríticos deve ser avaliada nas instalações de enriquecimento do combustível, nas instalações de reprocessamento de combus



tíveis usados, nas operações de fabricação de elemento combustível e processos similares. Estas operações são designadas de manipulação de elementos combustíveis. O mesmo estudo de segurança deve ser feito nos trabalhos de transporte de elementos combustíveis.

Os métodos usados para prevenir acidentes com materiais físseis subcríticos envolvem as propriedades físicas e químicas dos materiais, incluem uma revisão nos dados teóricos e experimentais referentes a limites que, se mantidos, podem prevenir a ocorrência de um acidente, além de estabelecer controles e procedimentos administrativos que assegurem que as operações sejam feitas sempre dentro destes limites.

Ao se considerar métodos de avaliação de criticalidade, é necessário entender alguns fatores que afetam a produção de nêutrons num determinado sistema, sendo que o problema da segurança em criticalidade está em reduzir a probabilidade de que os eventos relacionados a estes fatores ocorram. Portanto, para se analisar a criticalidade de um sistema, deve-se conhecer a densidade espacial de nêutrons e as seções de choque neutrônicas para cada tipo isotópico presente no sistema. Logo, a criticalidade depende não somente da quantidade de material físsil presente no sistema, como também do tamanho, forma e material de qualquer recipiente que possa ser usado, da natureza de possíveis solventes e diluentes e da presença de quaisquer materiais adjacentes que possam refletir nêutrons para interagir com os materiais físséis.

Nos processos que envolvem um conjunto de unidades de materiais físséis é essencial que se determine o arranjo físico dessas unidades, de modo que todo o conjunto permaneça seguro quanto à criticalidade. Essa precaução se deve ao fato de que mesmo quando uma unidade isolada de material físsil seja subcrítica, o conjunto pode tornar-se supercrítico devido às interações de nêutrons que ocorrem entre essas unidades.

Logo, todos os fatores que influenciam esta interação de nêutrons, afetam significativamente a criticalidade. No Capítulo II serão descritos em detalhes os parâmetros que afetam esta interação.

Antigamente, a única "ferramenta" disponível para a avaliação dos efeitos da interação de nêutrons eram os dados experimentais até então existentes. Entretanto, hoje existe uma série de métodos de cálculo possíveis de serem utilizados, cada um com seu intervalo de confiança e domínio de aplicação, dependendo mais ou menos especificamente do material físsil presente, conduzindo a resultados aproximadamente corretos<sup>/24/</sup>. Por outro lado o método de Monte Carlo<sup>/24/</sup>, através de uma técnica de amostragem estatística, simula a interação real dos nêutrons através do meio, cobrindo todos os domínios de aplicação e conduzindo a resultados bastante precisos. Entretanto este método pode ser usado somente em computadores modernos e necessita de consideráveis quantidades de memória de computador e tempo de cálculo computacional, assim usado apenas quando se requer alta precisão nos resultados. Por isso, métodos aproximados são largamente usados para um primeiro cálculo, onde não se necessita de muita precisão nos resultados.

### 1.1 OBJETIVO

O objetivo principal deste trabalho consiste em elaborar um programa de computação simples e de execução rápida que permita avaliar a viabilidade de um conjunto de unidades contendo materiais físséis com relação à segurança em criticalidade.

O modelo escolhido baseia-se em uma metodologia semi-empírica denominada ÂNGULO-SÓLIDO ESTENDIDO desenvolvida a partir dos anos 50 no laboratório de difusão gasosa de Oak Ridge nos Estados Unidos<sup>/12,13,10/</sup>. O programa determina a distância crítica entre duas unidades de materiais físséis idênticas, dispostas num arranjo retangular ou quadrado em duas dimensões.

Este estudo é fundamental na avaliação da interação de nêutrons entre unidades nuclearmente reativas, visto que uma análise precisa do problema através do conhecido método de Monte Carlo é uma tarefa bastante trabalhosa quando não se tem uma estimativa do valor correto da separação entre as unidades. Uma pesquisa dessa natureza leva à utilização de longo tempo de processamento.

Dentro do contexto de criticalidade, o trabalho sobre o método do Ângulo Sólido Estendido tem a função de determinar uma primeira estimativa da separação crítica entre os elementos de um conjunto, para posterior análise com um método mais sofisticado. O programa computacional tem que ser bastante eficiente e rápido para compensar o trabalho dispendioso com o método de Monte Carlo.

## CAPÍTULO II

### 2. PRINCÍPIOS DE CRITICALIDADE

#### 2.1 INTRODUÇÃO

Todas as operações com materiais físséis devem ser executadas com a máxima cautela de maneira a prevenir uma reação em cadeia de fissões descontrolada ou seja um acidente de criticalidade.

Para garantir a segurança nuclear, os procedimentos de engenharia comuns às operações de manipulação, estocagem, processamento, transporte e tratamento de materiais físséis, devem obedecer regulamentos apropriados.

Os fatores que governam uma reação em cadeia devendo portanto serem controlados, são a massa e a distribuição do núcleo físsil no processo, as dimensões e limitações volumétricas impostas por equipamentos, a proximidade de refletores de nêutrons, as propriedades físicas e químicas dos materiais do processo, as concentrações químicas, densidades, seções de choque de nêutrons e outras propriedades nucleares.

Na prática, são especificados limites de segurança para os materiais, recipientes e meios envolvidos, pois todos contribuem para a criticalidade do sistema. Como o trabalho em questão trata de um método de controle de criticalidade, é apropriado fazer uma revisão dos fatores que afetam a produção de nêutrons de um sistema e avaliar sua eficiência e importância para a reação em cadeia.

Um estudo detalhado da criticalidade de um sistema composto de material físsil, compreende a avaliação da composição, quantidade, forma e localização dos materiais que compõe este sistema. Avalia-se a criticalidade de um sistema através do chamado fator de multiplicação de nêutrons, o qual depende de vários parâmetros. Outra maneira de se analisar a criticalidade seria in

diretamente, com o cálculo, por exemplo, da massa crítica do sistema.

Quando se avalia a segurança em criticalidade, não se pode esquecer de estudar as causas dos acidentes de criticalidade já ocorridos, o que possibilita compreender e conseqüentemente evitar as falhas cometidas no passado. Alguns acidentes ocorridos em instalações nucleares estão descritos no Apêndice A.

O controle de criticalidade deve ser aplicado a todos os processos envolvidos no ciclo do combustível nuclear. No Apêndice B encontram-se alguns critérios adotados na prática para o controle de criticalidade.

## 2.2 GRANDEZAS QUE AFETAM A CRITICALIDADE DE UM SISTEMA

### 2.2.1 Enriquecimento

O urânio natural, que contém somente cerca de 0,72% do isótopo físsil U-235, pode atingir a condição de criticalidade apenas com material moderador grafite ou água pesada ( $D_2O$ ). Assim para atingir a criticalidade com outros materiais moderadores, é necessário enriquecer o urânio em U-235.

Para as mesmas condições de moderação, um aumento no enriquecimento de material físsil, causa um aumento no fator de multiplicação infinito, já que a captura de nêutrons térmicos por isótopos não físséis (U-238 e Pu-240) é reduzida. A diminuição do número de fissões por nêutrons rápidos devido ao decaimento das frações de U-238 não compensa o ganho de nêutrons resultante da diminuição da absorção ressonante do U-238, resultando num aumento do fator de multiplicação infinito.

### 2.2.2 Moderação

A moderação é caracterizada definindo-se uma razão entre a quantidade de material moderador e a de material físsil. Esta razão chamada razão de moderação é de relevante importância para

o comportamento da reatividade nuclear do sistema. Como exemplo temos: H/U-235; C/U-235; H/Pu-239, onde os numeradores e denominadores nas razões são as concentrações atômicas dos núclídeos em questão.

Adicionando pequenas quantidades de um material moderador num sistema rápido altamente enriquecido, a energia média dos nêutrons irá diminuir e assim o fator de multiplicação de nêutrons também diminuirá, tendo em vista que o número médio de nêutrons produzidos por fissão e também a probabilidade de causar uma fissão rápida diminuem com o decréscimo da energia.

Com o aumento das quantidades de moderador adicionadas, o sistema torna-se térmico, assim o fator de multiplicação infinito pode novamente aumentar devido ao aumento das fissões térmicas. Há na região epitérmica um mínimo na reatividade com o acréscimo de moderador ao sistema.

Devido à alta seção de choque de absorção do U-238 na região epitérmica, sistemas não moderados não se tornam críticos se seus graus de enriquecimento são menores que aproximadamente 5%.

Adicionando-se ainda mais material moderador, já na faixa térmica, a reatividade do sistema atinge um ponto de máximo.

### 2.2.3 Efeitos da Heterogeneidade

O comportamento ressonante do U-238 é muito mais importante em sistemas heterogêneos de urânio do que em sistemas homogêneos, considerando como sistema heterogêneo, por exemplo, barras de urânio submersas em água, onde moderador e combustível estão fisicamente separados.

Uma mistura homogênea (urânio + moderador) com enriquecimento acima de aproximadamente 7% é mais reativa que uma mistura heterogênea, e ao contrário, para a mesma quantidade de material físsil e mesmo grau de moderação, sistemas heterogêneos com enriquecimentos abaixo de 7% em U-235 são consideravelmente mais

reativos. Por esta razão, sistemas heterogêneos de baixo enriquecimento em arranjo regular são especialmente importantes quando moderados.

#### 2.2.4 Escape de Nêutrons

Na prática, a maioria dos sistemas são finitos, sendo que a medida da reatividade desses sistemas é feita através do fator de multiplicação efetivo, o qual considera a fuga de nêutrons do sistema, nêutrons estes que não irão contribuir para a reação em cadeia. A análise da fuga de nêutrons e a sua implicação na reatividade nuclear de um sistema é baseada em considerações sobre sua geometria e composição (suas propriedades neutrônicas). Somente nêutrons que são criados próximos à superfície, terão condições de alcançar o contorno do sistema e portanto escapar. A probabilidade de fuga está relacionada com a distância entre o ponto de nascimento do nêutron e as paredes dos recipientes, e a probabilidade de que estes nêutrons possam atravessar esta distância sem serem absorvidos. Esta probabilidade irá depender da energia dos nêutrons. Este efeito na taxa de escape de nêutrons, que depende do meio em que os nêutrons estão viajando, bem como de suas energias, é expresso pela área de migração,  $M^2$  [ $\text{cm}^2$ ].

A probabilidade de os nêutrons escaparem do sistema depende da razão da superfície para o volume do recipiente. Quanto maior for esta razão, maior a chance de perda de nêutrons por fuga. Logo, um sistema esférico é mais reativo que qualquer outro recipiente sob as mesmas condições e quantidade de material físsil. Também um cilindro com diâmetro aproximadamente igual à sua altura é mais reativo do que qualquer outro cilindro de mesmo volume, ou então, um cubo apresenta maior reatividade que um paralelepípedo de volume equivalente.

Assim, pode-se reduzir a reatividade de um sistema relativamente, escolhendo-se por exemplo cilindros com raios bem menores que suas alturas ou placas com pequenas espessuras e maiores comprimentos.

O efeito geométrico na fuga de nêutrons do sistema pode ser descrito através de uma quantidade definida como "buckling"

geométrico do sistema,  $B_g^2$ , ou curvatura de fluxo, o qual é derivado como um autovalor quando resolve-se a equação de difusão de nêutrons. O "buckling" geométrico depende somente de parâmetros geométricos e pode ser calculado para várias formas. A Tabela 2-1 abaixo fornece as equações para algumas geometrias importantes. Frequentemente, para geometrias mais complicadas os "bucklings" são apresentados em forma de curvas<sup>4</sup>.

TABELA 2-1 : "BUCKLING" GEOMÉTRICO PARA VÁRIAS GEOMETRIAS

GEOMETRIA	BUCKLING	GEOMÉTRICO
Placa Infinita	$\frac{\pi^2}{(a + 2\lambda)^2}$	<p>a - espessura  <math>\lambda</math> - comprimento extra polado</p>
Paralelepípedo	$\frac{\pi^2}{(a + 2\lambda)^2} + \frac{\pi^2}{(b + 2\lambda)^2} + \frac{\pi^2}{(c + 2\lambda)^2}$	a, b, c - lados
Cilindro Infinito	$\frac{(2.4048)^2}{(r + \lambda)^2}$	r - raio
Cilindro finito	$\frac{(2.4048)^2}{(r + \lambda)^2} + \frac{\pi^2}{(h + \lambda)^2}$	h - altura
Esfera	$\frac{\pi^2}{(r + \lambda)^2}$	r - raio

Obs.: As medidas são em [cm] e o  $B_g^2$  em [ $1/\text{cm}^2$ ].



O produto  $M^2 \cdot B_g^2$  fornece a razão entre os nêutrons que escapam do sistema e os nêutrons que são absorvidos nas regiões onde há fissões. Logo a fração de nêutrons que é perdida na fuga em sistemas de materiais físséis é dada por:

$$\frac{\text{Fuga}}{\text{Absorção} + \text{Fuga}} = \frac{M^2 B_g^2}{1 + M^2 B_g^2} \quad (2.1)$$

Portanto a fração de nêutrons que permanece no sistema é dada por:

$$\frac{1}{1 + B_g^2 M^2} \quad (2.2)$$

Logo:

$$k_{EF} = k_{\infty} \times \frac{1}{1 + M^2 B_g^2} = \frac{k_{\infty}}{1 + M^2 B_g^2} \quad (2.3)$$

onde:

$k_{EF}$  = fator de multiplicação efetivo do sistema

$k_{\infty}$  = fator de multiplicação infinito do sistema

É facilmente verificado que, quanto maior a densidade de um meio, menor será o livre caminho médio percorrido pelo nêutron e conseqüentemente maior a probabilidade de colisões e absorções, diminuindo assim a probabilidade de o nêutron sair do sistema atin gindo sua superfície. Portanto, uma redução na densidade de um sistema, mantendo-se constante o volume, ocasionará um aumento no número de nêutrons que fogem do sistema e, conseqüentemente, uma diminuição no valor de  $k_{EF}$ .

As propriedades de difusão e absorção do sistema variam com a temperatura. Esta, afeta o fator de multiplicação efetivo de vã rias maneiras. Aumentando-se a temperatura do meio, a densidade conseqüentemente diminui, ocasionando um aumento no número de nêu

trons que atingem os contornos do sistema. Além disso a probabilidade de absorção na ressonância aumenta devido ao alargamento das ressonâncias com o aumento da temperatura, este fenômeno é conhecido como efeito DOPPLER<sup>5/</sup>. Por estas razões, em sistemas térmicos, um aumento na temperatura acarretará numa diminuição da reatividade.

Um meio que pode fazer com que uma significativa fração de nêutrons que iria escapar do sistema retorne à zona de fissão é chamado de meio refletor. Com a utilização de refletores de nêutrons, a massa e o volume críticos podem ser diminuídos consideravelmente, aumentando o fator de multiplicação efetivo do sistema. A esta redução nas dimensões de sistemas críticos pelo uso de refletores neutrônicos chama-se economia do refletor.

## CAPÍTULO III

### 3. MÉTODOS DE CÁLCULO

Há três maneiras de se avaliar a segurança em criticalidade , a saber:

- i) Através da derivação direta ou indireta dos parâmetros de criticalidade seguros encontrados a partir de medidas experimentais;
- ii) Através da utilização e interpretação de informações existentes nos guias ou normas de criticalidade;
- iii) Através da avaliação dos problemas de criticalidade com cálculos específicos, utilizando-se códigos de computador já existentes, comprovados experimentalmente.

Os principais métodos de cálculo utilizados são: os métodos que utilizam a Equação da Difusão de nêutrons, os que se baseiam diretamente na Teoria de Transporte como método de Ordenadas Discretas ou  $S_n$  , e os métodos de Monte Carlo.

No caso especial de interação de nêutrons entre unidades de materiais físseis separadas espacialmente, o método de Monte Carlo é o mais completo pois sua precisão é limitada apenas pela qualidade do conjunto de seções de choque requeridas para o problema. Sua versatilidade e alta precisão vêm do fato de que o método consegue simular o cálculo dos caminhos percorridos para cada nêutron no meio, não importando a estrutura complicada que o sistema possa ter, impondo-se apenas que as dimensões geométricas devam ser maiores que vários caminhos livres médios percorridos pelo nêutron<sup>123</sup>.

A principal desvantagem deste método é o fato de requerer longo tempo e muita memória de computação, o que dificulta a sua utilização para problemas de pesquisas paramétricas. Em decorrência disso, quando não se necessita de alta precisão ou então para primeiras estimativas, utilizam-se métodos aproximados.

Dentre os métodos mais comumente usados neste sentido, pode-se

encontrar duas categorias, a saber:

- i) Métodos semi-empíricos;
- ii) Métodos de potencial de interação.

### 3.1 MÉTODOS SEMI-EMPÍRICOS

Os métodos semi-empíricos caracterizam-se principalmente pelo fato de que seus modelos computacionais apoiam-se em sua maior parte em parâmetros que foram encontrados através de experiências ou extrapolados de dados empíricos. Suas equações são utilizadas para descrever os dados de arranjos críticos ou seguros em termos de vários parâmetros do arranjo.

Nesta categoria, estão incluídos o método das Densidades Superficial e Análoga, o método  $NB_n^2$ , e o da Hipérbole Equilátera.

As descrições desses métodos encontram-se nas Referências/13,14,21/. A seguir será dada uma breve explanação sobre um dos métodos semi-empíricos, bem como em que condições é melhor aplicado.

### 3.2 MÉTODO DAS DENSIDADES ANÁLOGAS

O método das Densidades Análogas<sup>/24/</sup>, foi proposto com base em testes feitos com estocagem de materiais físséis por volta de 1950. É baseado num princípio de segurança em criticalidade bem determinado<sup>/24/</sup>, que afirma que "um sistema crítico permanecerá crítico se todas as suas densidades forem aumentadas por um fator X de seus valores iniciais e todas as suas dimensões lineares forem reduzidas por um fator 1/X de seus valores iniciais". Existe então uma relação para arranjos de unidades subcríticas idênticas, onde o arranjo é considerado como um sistema homogêneo de material físsil com uma densidade menor  $\rho_0$ .

A equação básica do método é:

$$N_k = A \left( \frac{\rho_0}{\rho_e} \right)^{-s} \quad (3.1)$$

Onde:

$\rho_0$  = densidade média de material físsil espalhado por todo o arranjo;

$\rho_e = \frac{m_e}{v_e}$  = densidade de material físsil para um único elemento;

$m_e$  = massa de material físsil de um elemento (ou unidade);

$v_e$  = volume de material físsil de uma unidade;

$N_k$  = número crítico de unidades.

$N_k$  é o número mínimo de unidades que torna o arranjo crítico. As constantes A e s da equação (3.1) são determinadas de dados experimentais e dependem do tipo de material físsil, do tamanho e forma de uma unidade e das condições de reflexão, tanto da unidade quanto do contorno do arranjo total.

O método das Densidades Análogas utiliza duas aproximações para tratar arranjos de unidades físséis com reflexão de nêutrons. Estas aproximações baseiam-se na redução do expoente s para unidades fortemente refletidas, ou na introdução de um fator de correção dependente do tipo de material físsil e do enriquecimento e moderação do material.

Em geral, o método conduz a resultados seguros, não sendo, porém, adequado para sistemas constituídos de unidades diferentes. Consistente com a técnica de densidades reduzidas recomenda-se utilizá-lo para arranjos grandes de unidades pequenas.

### 3.2 MÉTODOS DE POTENCIAL DE INTERAÇÃO

O método do Albedo de Clark<sup>4/</sup> e o método do Ângulo Sólido pertencem à categoria dos métodos de potencial de interação. Neste tipo de método são utilizadas equações que descrevem a interação de nêutrons entre as unidades, sendo que a solução destas equações está relacionada com a reatividade de uma unidade isolada.

O método do Angulo Sólido baseia-se na determinação de límites de espaçamento de rede de unidades físseis. Este método foi escolhido por ser o mais conveniente dentre os métodos existentes para os propósitos deste trabalho. A descrição mais detalhada deste método encontra-se no Capítulo IV.

## CAPÍTULO IV

### 4. MÉTODO DO ÂNGULO SÓLIDO

O método do Ângulo Sólido foi inicialmente desenvolvido para tratar da interação de nêutrons em sistemas contendo soluções de materiais físséis altamente enriquecidos. Criado e difundido entre as décadas de 50 e 60 no "Oak Ridge National Laboratory" nos Estados Unidos, hoje ele é o método mais usado naquele país para calcular a interação entre unidades de materiais físséis<sup>/14/</sup>. A indústria norte americana utiliza o código SNAKE<sup>/17/</sup> para calcular ângulos sólidos e através desse método avalia a segurança em criticalidade em suas instalações.

Consegue-se distinguir pelo menos duas técnicas que se utilizam do método do Ângulo Sólido, relativamente fáceis de serem aplicadas, visto que não são necessários cálculos neutrônicos mais complexos, a saber, o Método Simples e o Método Estendido ou de Interação Ponderada.

Sabe-se que tanto no método mais simples desenvolvido por H. F. Henry e colaboradores<sup>/11,18/</sup> quanto no método de Interação Ponderada, há a necessidade de as unidades individuais mantem-se subcríticas quando completamente refletidas por água.

Todas as técnicas que utilizam o método do Ângulo Sólido assumem emissão isotrópica de nêutrons pelas unidades individuais, e a interação de nêutrons entre as unidades é relacionada com o ângulo sólido subentendido entre essas unidades.

#### 4.1 MÉTODO SIMPLES

Esta técnica avalia a segurança quanto a criticalidade de um determinado arranjo de unidades de materiais físséis, através da curva de dados da Figura 4-1<sup>/13/</sup>, extraída e extrapolada de pontos experimentais. A ordenada é o ângulo sólido fracional  $t_{\Omega}$  tal (fração de ângulo sólido, ou seja, ângulo sólido dividido por

4+ $\pi$ ) de interação permitido. A abcissa é o fator de multiplicação efetivo de uma unidade isolada, quando não está interagindo com as outras unidades do arranjo.

Hã um ângulo sólido total permitido para cada unidade considerada individualmente. Desse modo, diz-se que o arranjo é permissível se o ângulo sólido fracional total calculado para um elemento, for menor que o ângulo sólido total permissível encontrado na curva experimental. Faz-se esta comparação para todos os elementos do arranjo.

A equação na qual o método baseia-se é a seguinte<sup>/25/</sup>:

$$k_{EF} < \max_i \left( \frac{k_i}{1 - \Omega_i} \right) \quad (4.1)$$

Para  $i = 1, 2, 3 \dots n$ , onde:

$n$  = número de elementos pertencentes ao arranjo;

$\max_i$  = valor máximo do valor entre parênteses;

$k_i$  = fator de multiplicação efetivo da unidade  $i$  isolada, isto é, quando não interagindo com as demais;

$k_{EF}$  = fator de multiplicação efetivo do arranjo;

$\Omega_i = \sum_{\substack{j=1 \\ j \neq i}}^n \Omega_{ji}$  = ângulo sólido total subentendido na unidade  $i$  pelo restante dos elementos do arranjo;

$\Omega_{ji}$  = ângulo sólido médio subentendido na unidade  $i$  pela unidade  $j$ .

Se as unidades físseis são idênticas, não há necessidade de se calcular a somatória de ângulos para todos os elementos, bastando fazê-lo apenas para a unidade mais reativa do conjunto (que geralmente é a mais central), podendo suprimir a notação  $\max_i$  e  $k_i$  da equação (4.1), utilizando a notação  $k_{unid}$  para o fator de multiplicação da unidade individual isolada. Logo para a unidade mais reativa do conjunto, temos:

$$k_{EF} < \frac{k_{unid}}{1 - \Omega} \quad (4.2)$$



onde:

$$\Omega = \sum_{j=1}^n \Omega_j$$

Considerando para a criticalidade o fator de multiplicação do sistema igual à unidade, teremos:

$$k_{\text{unid}} = 1 - \Omega \quad (4.3)$$

Esta equação equivale à curva C da Figura 4-1, significando que todo o arranjo de elementos idênticos dispersos no ar que estiver abaixo desta curva será consequentemente subcrítico.

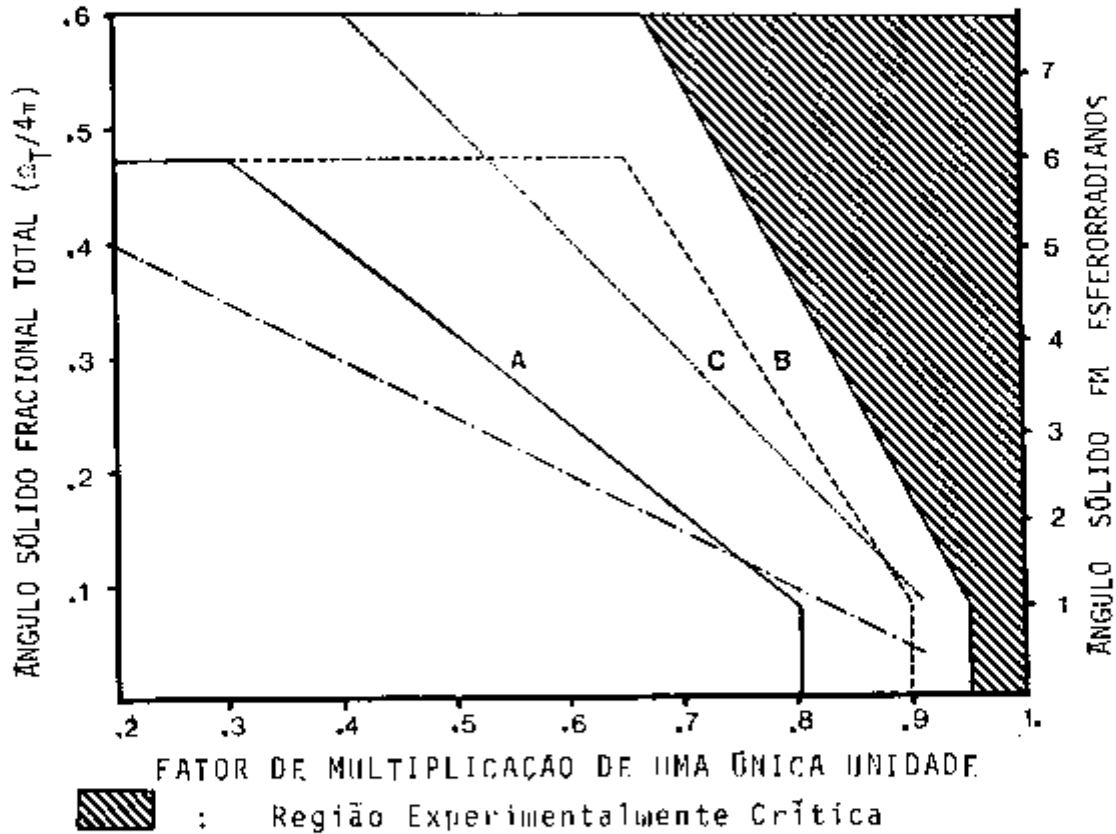


Figura 4-1: Método da Curva Segura: Ângulo Sólido Fracional Total Versus Fator de Multiplicação da Unidade

No método usado em Oak Ridge não se utiliza esta curva propriamente dita mas as curvas A e B da mesma Figura 4-1, que levam em conta que nos sistemas reais sempre há reflexão de nêutrons retornando ao arranjo, aumentando assim a interação.

A curva B é obtida de dados experimentais relativos a cilindros ou placas arranjados num conjunto não refletido de soluções de urânio enriquecidas a 93%. A partir desta, obtém-se a curva A, através do fator de multiplicação de unidade semi-refletida como:

$$k_{1/2} = \frac{k_{s/refl} + k_{refl}}{2} \quad (4.4)$$

onde  $k_{s/refl}$  e  $k_{refl}$ , são respectivamente os fatores de multiplicação de uma unidade do arranjo sem refletor e refletida. Para o cálculo de  $k_{refl}$  é adotado o valor conservativo de  $k_{refl} = 1$ .

Para obter a curva A a partir da curva B, toma-se um valor  $k'$  da curva B e acha-se o  $k$  correspondente, diretamente da equação (4.4). Assim:

$$k = (2 * k') - 1 \quad (4.5)$$

As retas verticais  $k = 0,8$  e  $0,9$  significam que devem ser obtidos dados experimentais quando os valores  $k_{unid}$  excedem estes números.

Também, o limite superior no ângulo sólido fracional total, foi arbitrariamente escolhido, sempre com um valor tal que leva em conta tanto as incertezas teóricas, quanto as experimentais. Na aplicação deste método recomenda-se uma separação mínima de 30,48 cm entre as unidades.

#### 4.2 MÉTODO DO ÂNGULO SÓLIDO ESTENDIDO

Neste método, utiliza-se a probabilidade de escape de nêutrons  $F_j$  da posição  $j$ , de cada uma das unidades individuais, como uma ponderação para o ângulo sólido da unidade  $j$  subentendido na unidade  $i$  onde são feitos os cálculos. Além disso, pode ser aplicado um fator de ponderação de fluxo para o arranjo sobre os ângulos sólidos. Este fator leva em conta a distribuição de fluxo para o conjunto de unidades físséis e é chamado  $q_j$ .

A equação na qual este método é baseado é:

$$k_{EF} < \max_i \left[ \frac{k_i}{1 - \sum_{\substack{j=1 \\ j \neq i}}^n F_j q_j \Omega_{ji}} \right] \quad (4.6)$$

onde:

$n$  = número de elementos pertencentes ao arranjo;

$\max_i$  = valor máximo do valor entre parênteses;

$k_i$  = fator de multiplicação efetivo da unidade  $i$  isolada;

$k_{EF}$  = fator de multiplicação efetivo do arranjo;

$\Omega_{ji}$  = ângulo sólido médio subtendido na unidade  $i$  pela unidade  $j$ ;

$F_j$  = probabilidade de escape de nêutrons da unidade  $j$   
(probabilidade de interação da unidade  $i$ , ou seja, probabilidade de nêutrons que saem de outras unidades alcancem a unidade  $i$ );

$q_j$  = fator de ponderação de fluxo para o ângulo sólido subtendido na unidade  $i$  para cada unidade  $j$  considerada.

Para unidades idênticas, o fator de multiplicação  $k_i$  e a probabilidade de fuga são iguais para todas as unidades do arranjo, podendo suprimir o subíndice  $i$ . Um arranjo de unidades idênticas é mostrado na Figura 4-2, onde o elemento central é o mais reativo de todo o conjunto, sendo os cálculos efetuados em relação a este elemento.

Assim, a equação (4.6) pode ser reescrita da seguinte maneira:

$$k_{EF} = \frac{k_{unid}}{1 - F \sum_{j=1}^n q_j \Omega_j} \quad (4.7)$$

Onde  $k_{unid}$  é o fator de multiplicação efetivo da unidade central calculado sem refletor e os parâmetros  $q_j$  são os pesos para os nêutrons que vêm de cada unidade do arranjo para a unidade mais reativa nuclearmente.

Os valores para os fatores de ponderação de fluxo para formas diferentes de arranjos de unidades são descritos na Tabela 4-1, onde  $q_j = (\phi/\phi_2)$ . As coordenadas em um arranjo plano retan

gular, são mostradas através do desenho ilustrativo da Figura 4-3.

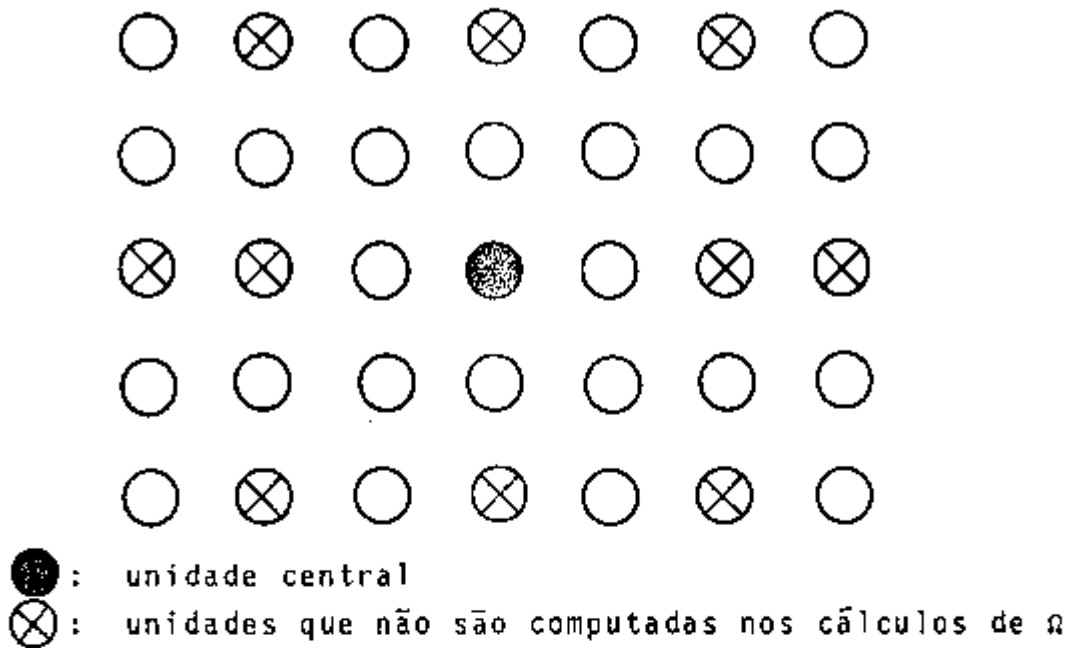


Figura 4-2: Vista Superior de um Arranjo de Unidades Cilíndricas ou Esféricas Idênticas

TABELA 4-1: Fatores de Ponderação de Fluxo para Várias Formas de Arranjo de Unidades.

Forma do Arranjo	Distribuição Espacial do Fluxo (*)
Placa (Distribuição perpendicular à superfície)	$\phi = \phi_z \cos \left( \frac{\pi z}{2H} \right)$
Placa (Distribuição paralela à superfície)	$\phi = \phi_z \cos \left( \frac{\pi x}{2W} \right) \cos \left( \frac{\pi y}{2L} \right)$
Paralelepípedo ou Cubo	$\phi = \phi_z \cos \left( \frac{\pi x}{2W} \right) \cos \left( \frac{\pi y}{2L} \right) \cos \left( \frac{\pi z}{2H} \right)$
Cilindro (Comprimento Infinito)	$\phi = \phi_z J_0 \left( \frac{2.4048r}{R} \right)$
Cilindro (Comprimento Finito)	$\phi = \phi_z J_0 \left( \frac{2.4048r}{R} \right) \cos \left( \frac{\pi z}{2H} \right)$
Esfera	$\phi = \phi_z \frac{\text{sen}(\pi r/R)}{\frac{\pi r}{R}}$

(\*)  $\phi$  = Fluxo em uma posição especificada do arranjo onde  $x, y, z, r$  são as coordenadas de cada posição (unidade) considerada relativa à unidade central

$\phi_z$  = Fluxo no centro do arranjo

$q_j = \phi / \phi_z$

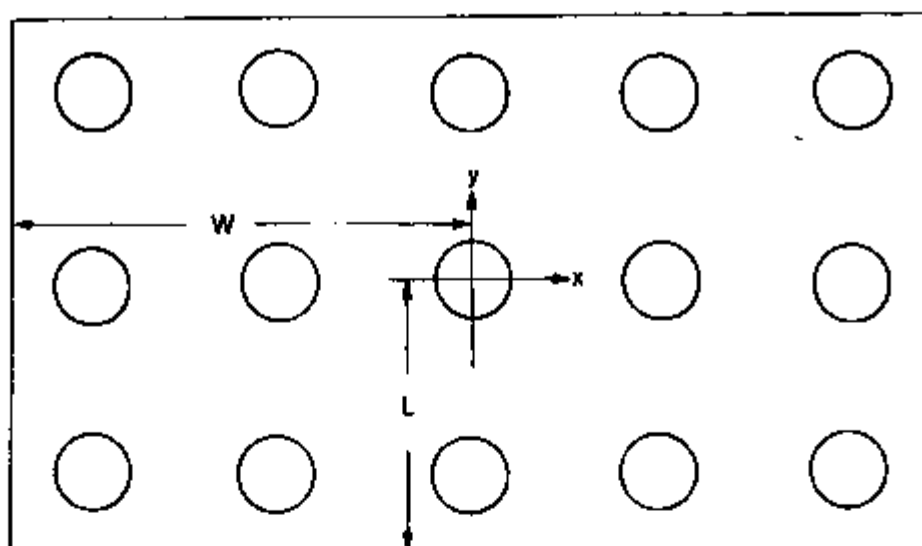


Figura 4-3: Representação das Coordenadas e Comprimentos para a Ponderação de Fluxo sobre um Arranjo

Na Figura 4-4 são computadas fórmulas aproximadas para os ângulos sólidos entre duas unidades idênticas para várias geometrias.

Para o sistema crítico, ou seja,  $k_{EF}$  igual a 1, consegue-se uma relação entre a reatividade de uma unidade isolada e o ângulo sólido total do elemento mais reativo.

Então:

$$\sum_{j=1}^n q_j \Omega_j = \frac{1 - k_{unid}}{F} \quad (4.8)$$

Nos sistemas reais sempre há refletores de nêutrons. O Hand book of Criticality<sup>/24/</sup>, recomenda tomar os  $q_j$  iguais a unidade quando há paredes que possam refletir nêutrons de volta ao sistema, considerando uma igual distribuição de fluxo ao longo de todo o arranjo. Assim tem-se uma relação entre o ângulo sólido fracional total da unidade mais reativa e parâmetros intrínsecos dos elementos, como mostra a equação a seguir:

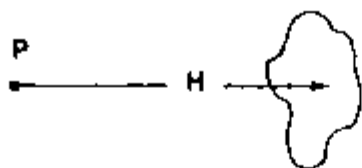
$$\sum_{j=1}^n \Omega_j = \frac{1 - k_{unid}}{F} \quad (4.9)$$

Visto que o ângulo sólido é uma medida dependente apenas da geometria do sistema, consegue-se determinar a permissividade

camente diferentes;

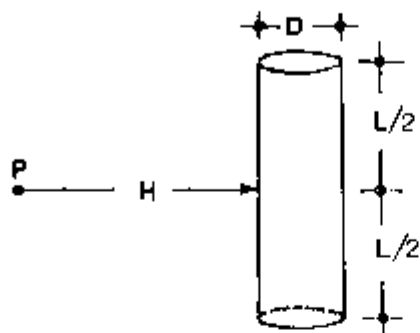
3. Comparação do método do Ângulo Sólido com medidas experimentais.

Ponto para uma Forma Arbitrária



$$\Omega = \text{Área da Seção Transversal}$$

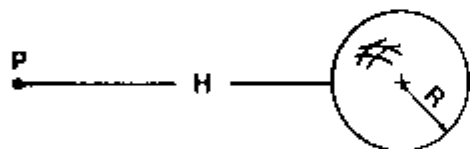
Ponto para Cilindro



$$\Omega = \frac{L \cdot D}{H \sqrt{(L/2)^2 + H^2}}$$

onde: L = comprimento do cilindro  
 D = diâmetro do cilindro  
 H = separação entre o ponto e a superfície do cilindro

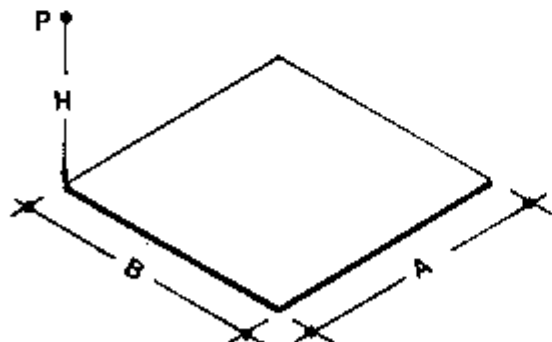
Ponto para Esfera



$$\Omega = 2 \pi \left( 1 - \frac{1}{\sqrt{1 + (R/H)^2}} \right)$$

onde: R = raio da esfera  
 H = separação entre o ponto e a superfície da esfera

Ponto para Plano



$$\Omega = \text{sen}^{-1} \left[ \frac{AB}{\sqrt{A^2 + H^2} \sqrt{B^2 + H^2}} \right]$$

onde: A, B = comprimentos dos lados do plano  
 H = distância perpendicular do ponto ao plano

Figura 4.4: Fórmulas Aproximadas para Cálculos de Ângulos Sólidos

de um arranjo quanto a criticalidade variando a separação dos elementos dois a dois, conseqüentemente, calculando a distância entre elementos do arranjo que o torna crítico. Portanto, na prática, deve-se trabalhar com separações maiores do que a encontrada evitando assim a supercriticalidade do conjunto de unidades físséis.



## CAPÍTULO V

### 5. CÁLCULOS EFETUADOS

Foi feito um programa computacional baseado no método do Ângulo Sólido Estendido, considerando o fator de ponderação de fluxo unitário. O programa realizado denominado MASC (Método Ângulo Sólido Estendido para Cálculo de Criticalidade), calcula a distância entre dois elementos adjacentes que torna o conjunto de unidades físseis crítico. O arranjo deve conter um número ímpar de elementos idênticos, de mesma reatividade e igualmente espaçados. Os elementos podem ser de geometrias cilíndricas, esféricas ou paralelepípedos dispostos em formato quadrado ou retangular.

O programa MASC calcula iterativamente a distância entre as unidades, até encontrar a separação crítica. Para tanto, requer como dado de entrada, além da geometria do elemento e do número de elementos que constituem o sistema, uma estimativa do valor inicial da separação entre estes elementos, o fator de multiplicação efetivo de uma unidade isolada (sem estar interagindo com o sistema), e a probabilidade de escape de nêutrons desta unidade ou elemento.

Fornece como resposta a distância crítica, e a partir de uma separação escolhida, o fator de multiplicação efetivo total de arranjo.

Uma listagem do programa MASC em linguagem Fortram-IV encontra-se no Apêndice C.

#### 5.1 DESCRIÇÃO DOS PROGRAMAS UTILIZADOS

Para avaliar a segurança em criticalidade de arranjos contendo unidades de materiais físseis foram utilizados como instrumentos auxiliares três programas computacionais já existentes no Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN-CNEN- São

Paulo, a saber: HAMMER SYSTEM<sup>/20/</sup>, CITATION<sup>/6/</sup> e KENO IV<sup>/19/</sup>. Todos eles estão implantados no computador IBM/4341 do IPEN em linguagem FORTRAN-IV.

O código HAMMER é um sistema de programas que resolve a equação de transporte de nêutrons em multigrupos de energia para uma rede infinita de células, gerando seções de choque em até 4 grupos de energia.

O código CITATION resolve a equação de difusão de nêutrons em multigrupo através do método das diferenças finitas no espaço, possuindo grande capacidade de cálculo visto que possibilita o cálculo da reatividade de um sistema em geometrias uni, bi, e tridimensionais, como X-Y-Z,  $\theta$ -R-Z, hexagonal-Z e trigonal-Z.

O código KENO-IV, baseado no método de Monte Carlo, utiliza a biblioteca de seções de choque Hansen-Roach<sup>/9/</sup>, a 16 grupos de energia, sendo apropriado para cálculos de segurança em criticidade pois permite uma representação precisa da interação entre as unidades de material físsil, tendo a capacidade de descrever detalhadamente geometrias em 3 dimensões. Há trabalhos de validação do programa KENO para baixos e altos enriquecimentos<sup>/8,16/</sup> respectivamente, onde é demonstrado que o código, juntamente com as seções de choque são adequados para fazer cálculos de criticidade para um intervalo de classe de problemas.

## 5.2 DESENVOLVIMENTO DOS CÁLCULOS

Os códigos HAMMER e CITATION foram utilizados para determinar a influência de uma camada refletora de água em torno do elemento combustível utilizado pela Usina Nuclear de Angra dos Reis - Unidade I<sup>/7/</sup>. O primeiro código foi utilizado para realizar cálculos celulares e obter as seções de choque macroscópicas para servirem de entrada para o CITATION para o cálculo da efetividade da água como refletor de nêutrons, calculando a espessura de água em torno do elemento que causa a reflexão máxima de nêutrons, visto que a partir de um determinado valor o fator de multiplicação deste elemento circundado por água não mais aumenta. O gráfico do fa

tor de multiplicação versus espessura da camada refletora obtido, encontra-se na Figura 5-1 donde conclui-se que uma espessura de aproximadamente 20 cm de água em torno do elemento produz reflexão completa.

A probabilidade de escape de nêutrons do elemento,  $F$  pode ser calculada através de formulação empírica dependente do "buckling" geométrico, ou através de considerações neutrônicas utilizando-se um código de computador. Neste trabalho, foi requerido um código baseado no método de Monte Carlo, o KENO-IV, para o fornecimento de  $F$ .

Para o cálculo do fator de multiplicação de uma única unidade de material físsil, pode-se utilizar os códigos HAMMER e CITATION em conjunto. O HAMMER faz cálculo celular, enquanto o CITATION calcula o  $k_{unid}$ . Na carência de resultados experimentais na literatura que pudessem ser comparados com o MASC, a comparação dos resultados do programa realizado foi efetuada com o código KENO-IV. Por permitir maior versatilidade e precisão, todos os cálculos de  $k_{unid}$  e  $F$  apresentados no Capítulo VI foram efetuados com o KENO-IV.

Assim, foram calculados os fatores de multiplicação efetivos dos arranjos de materiais físséis através do KENO-IV para a separação crítica encontrada através do programa MASC.

O  $k_{EF}$  do arranjo foi calculado primeiramente sem refletor permitindo avaliar a influência do fator de ponderação  $q_j$  nos resultados, uma vez que este fator considera as diferentes contribuições do fluxo ao longo do arranjo.

Como o fator  $q_j$  foi tomado unitário, para validar o MASC, o arranjo de unidades modelado no KENO-IV deve ter reflexão de nêutrons. Desta maneira, foi colocado um refletor de água ou concreto em torno do arranjo a uma distância de meia rede de acordo com a Figura 5-2.

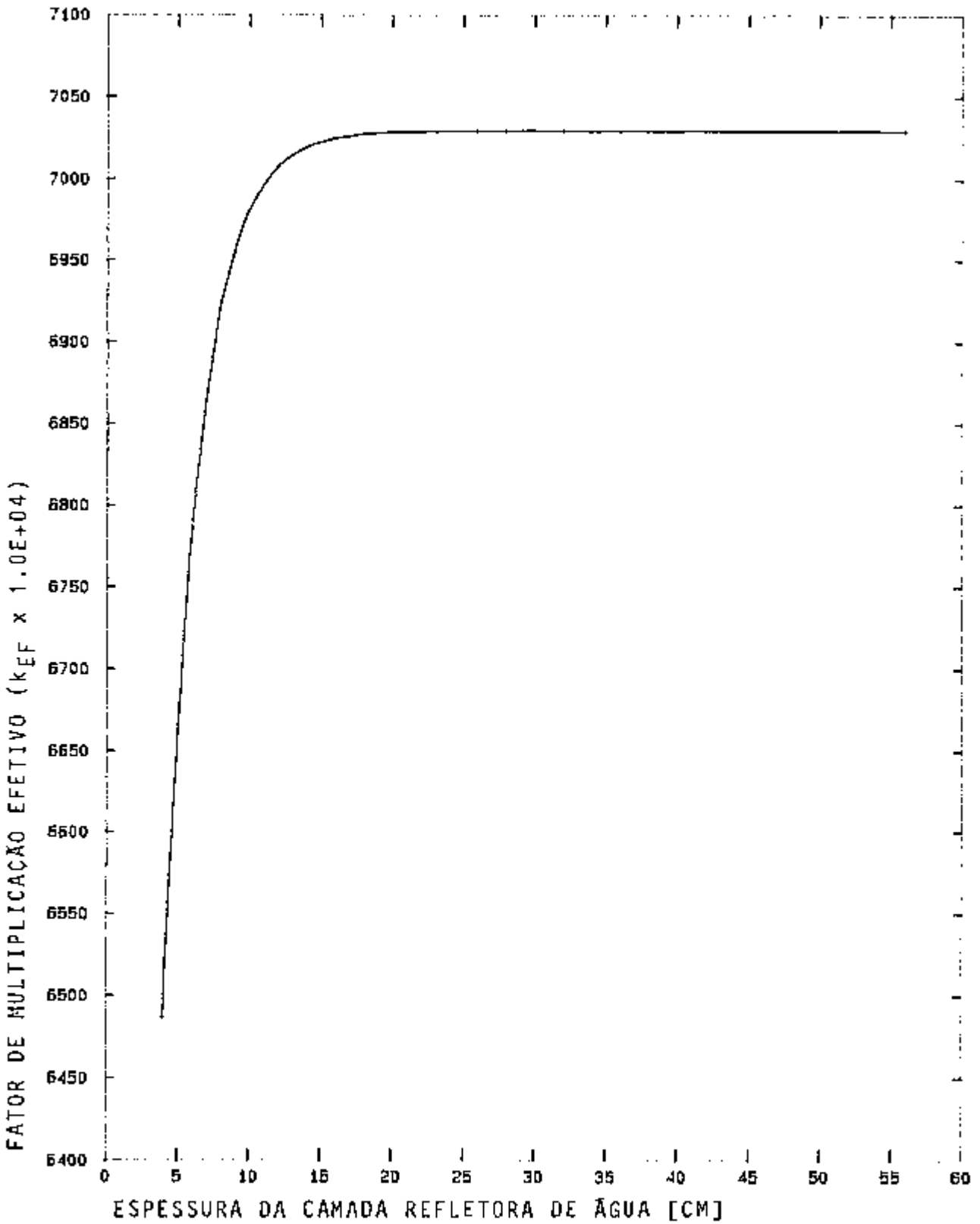
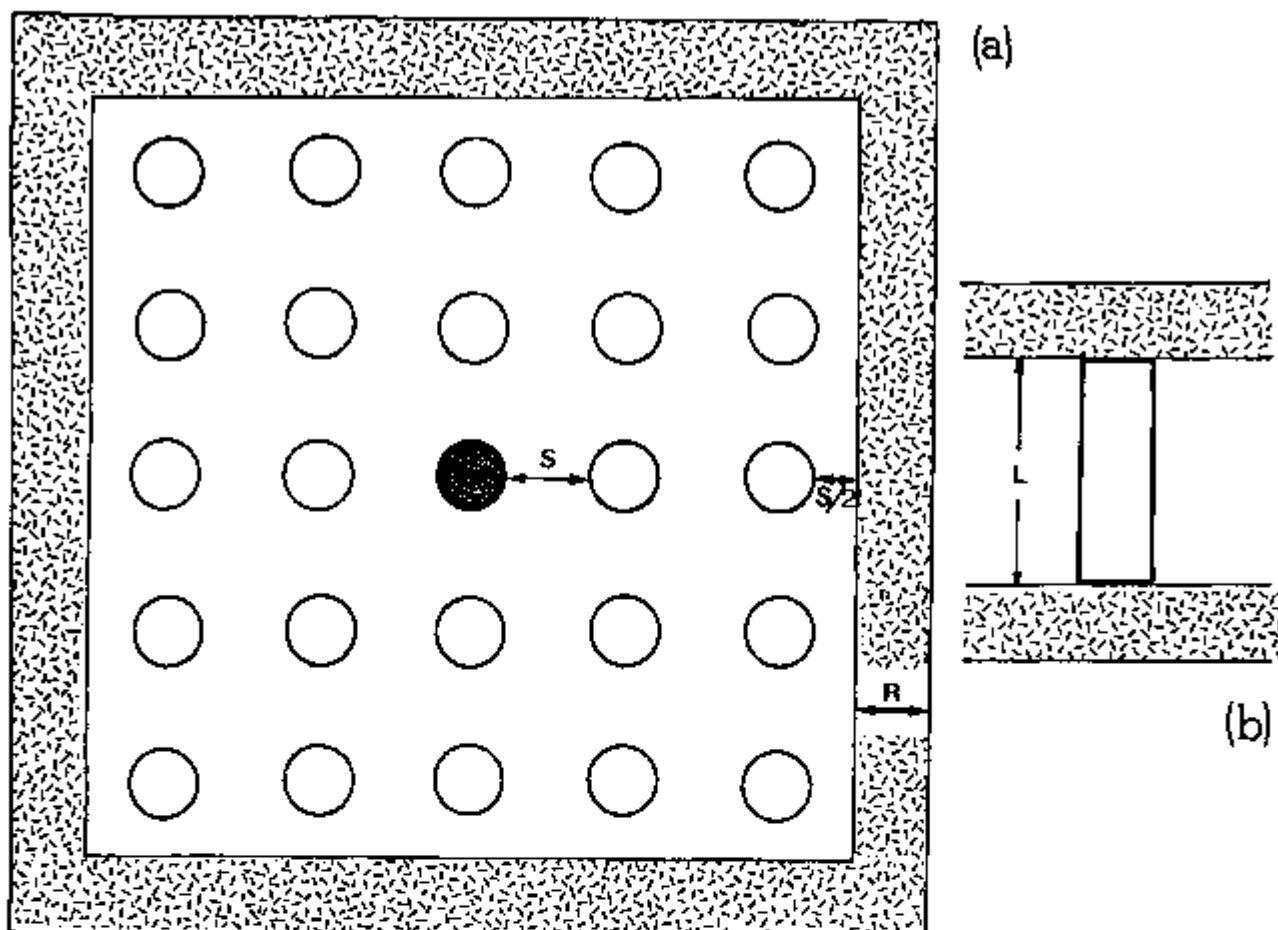


Figura 5-1: Análise da Espessura da Camada de Refletor Necessária para Produzir Reflexão Completa de Água. Fator de Multiplicação do Elemento Versus Espessura do Refletor.



S = Separação Crítica (Distância de Borda a Borda entre Dois Elementos Adjacentes)

Figura 5-2: Desenho Ilustrativo da Posição do Refletor Colocado na Modelagem Geométrica do KENO-IV (R=30cm)

(a) Vista Superior

(b) Vista Lateral

No contexto geral, a utilização dos códigos HAMMER, CITATION e KENO-IV no auxílio de cálculos feitos com o programa MASC, pode ser representada pelo diagrama de blocos da Figura 5-3.

A utilização eficiente do método do Ângulo Sólido deve seguir os seguintes passos:

- (i) Assegurar-se que um elemento do arranjo, isolado dos demais, deve ser subcrítico quando completamente refletido por água;

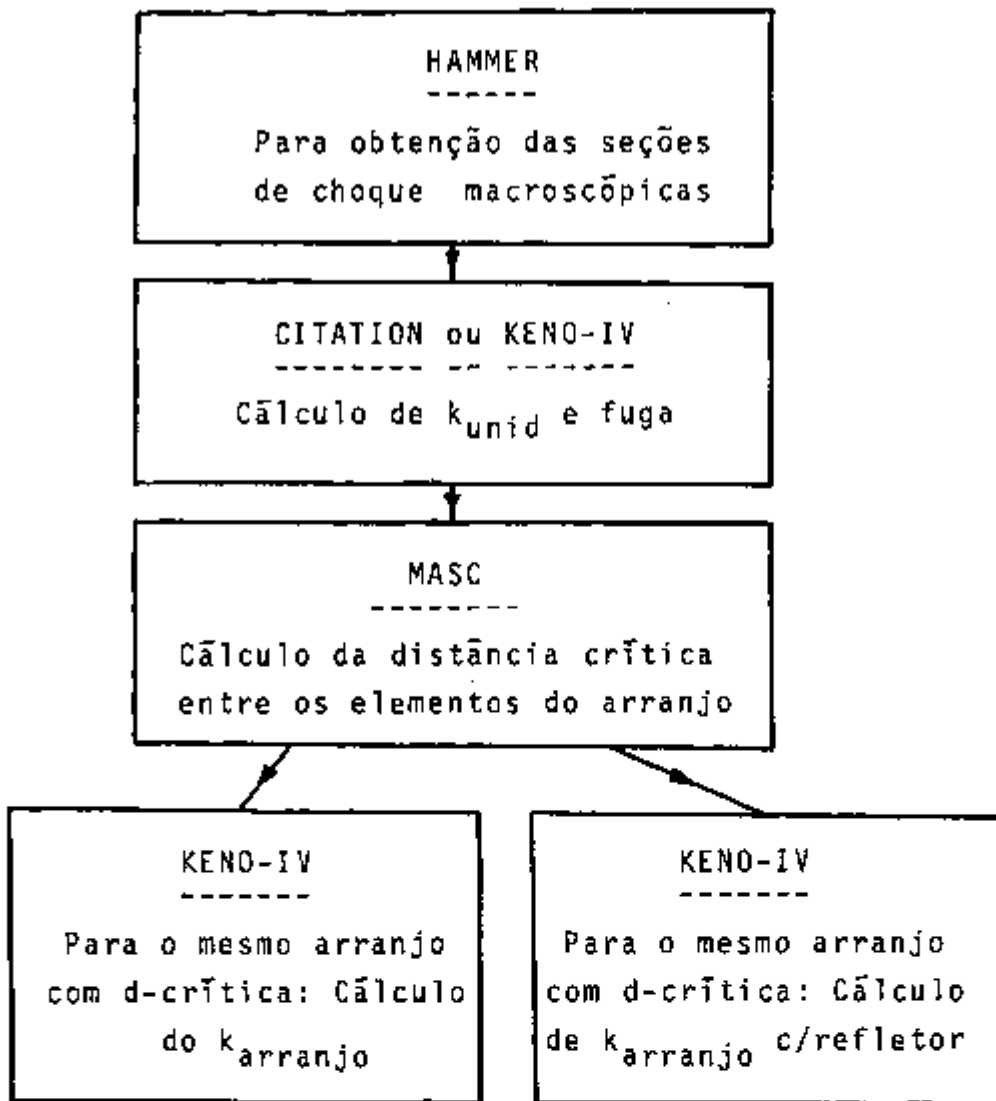


Figura 5-3: Diagrama de Blocos Ilustrando a Utilização dos Códigos HAMMER, CITATION e KENO-IV em Cálculos Auxiliares

- (ii) Quando tratar-se de unidades contendo soluções, calcular a densidade da água para obtenção da razão de moderação ótima com o auxílio de códigos que efetuam cálculos celulares como o HAMMER ou o GAMTEC<sup>3</sup>;
- (iii) Calcular o fator de multiplicação efetivo da unidade (se solução para concentrações de materiais físseis relativas a esta moderação) através do código KENO-IV e obter além de  $k_{unid}$ , a probabilidade de escape de nêutrons da unidade;
- (iv) Estimar a separação crítica entre os elementos com o programa MASC;

- (v) A partir desta separação, utilizar um método mais sofisticado e conseqüentemente mais preciso para avaliar a segurança em criticalidade.

O diagrama da Figura 5-4 sintetiza o papel do método do Ângulo Sólido em cálculos de criticalidade.

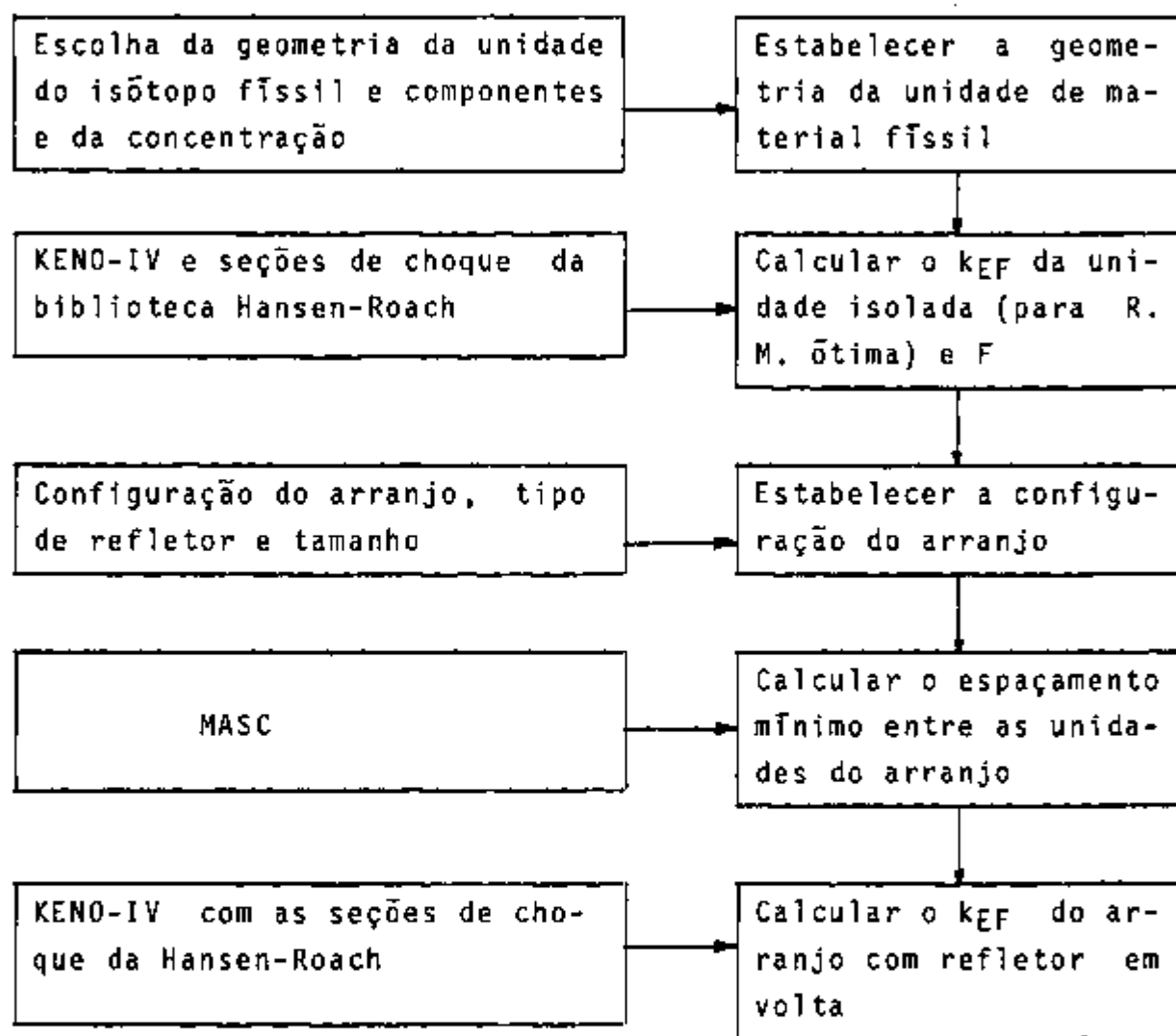


Figura 5-4: Posição do Método do Ângulo Sólido no Contexto Geral do Cálculo de Criticalidade

## CAPÍTULO VI

### 6. RESULTADOS

Nesse estudo foi dada ênfase na aplicação do método do Ângulo Sólido em sistemas contendo combustível de baixo enriquecimento uma vez que a área de maior aplicação está na fabricação e transporte de combustíveis para reatores do tipo LWR (reatores moderados à água leve). Assim escolheu-se para validar o programa MASC dados relativos a combustíveis de baixo enriquecimento (5%-U-235).

Para sistemas compostos de combustíveis sólidos procurou-se calcular a distância crítica para um arranjo similar ao utilizado pela Usina Nuclear de Angra dos Reis. Para isso foram feitos cálculos neutrônicos celulares da vareta de combustível com a finalidade de obter o fator de multiplicação efetivo de cada elemento combustível.

Nos problemas constituídos por soluções de materiais fissíveis, foram considerados os dados relativos aos estudos realizados pelos laboratórios PNL, Pacific Northwest Laboratories para a NRC, Nuclear Regulatory Commission<sup>/17/</sup> nos Estados Unidos. O material fissível sendo o U-235 com uma razão de moderação ótima, tanto para baixos quanto para altos enriquecimentos, para unidades cilíndricas e esféricas.

Os resultados de cilindros são apresentados na Tabela 6-1. Nesta Tabela são incluídos, respectivamente, as dimensões das unidades, o número de elementos que constituem o arranjo, o enriquecimento, a probabilidade de escape de nêutrons de um elemento e o fator de multiplicação efetivo da unidade quando isolada das demais ( $k_{unid}$ ). Em seguida, na coluna 6 é apresentado o valor da distância crítica obtida pelo MASC. Nas colunas seguintes são apresentados os fatores de multiplicação efetivos dos arranjos relativos a esta separação, calculados através do código KENO-IV: o primeiro sem considerar refletor de nêutrons e outro com um refletor distanciado meia rede dos elementos periféricos. O material adotado como refletor em torno do arranjo foi a água, com uma espessura de 30cm. Os resultados com o KENO-IV foram obtidos usando 30.000 his



tórias e cada processamento demorou em média 8 minutos de cpu com arranjos sem refletor e 40 minutos para arranjos com refletor. Na última coluna são apresentados os desvios do  $k_{EF}$  do arranjo calculado com refletor (KENO-IV) em relação ao valor crítico 1,0.

Os mesmos cálculos foram efetuados para sistemas compostos de elementos esféricos contendo solução de  $UO_2$ , sendo os resultados encontrados na Tabela 6-2.

No caso de unidades que não são soluções de materiais físséis os exemplos considerados para comparação foram o elemento combustível do reator ANGRA I de baixo enriquecimento e um exemplo apresentado no manual do código KENO-IV que constitui-se de unidades metálicas de geometria cilíndrica altamente enriquecidas. Na Tabela 6-3 encontram-se os resultados obtidos na mesma forma que nas tabelas de elementos combustíveis em solução.

O fator de multiplicação da unidade ( $k_{unid}$ ), o enriquecimento, a probabilidade de fuga de cada elemento bem como o número de unidades pertencentes ao arranjo competem no cálculo do  $k_{EF}$ . Pelo fato do método do Ângulo Sólido ser estritamente geométrico, a probabilidade de escape de nêutrons exerce uma influência importante no  $k_{EF}$ . A fuga dos nêutrons de uma unidade implica na interação desta com as outras unidades do arranjo, significando um  $k_{EF}$  maior que no caso real onde a energia dos nêutrons, o meio e a afinidade neutrônica são consideradas. Essa é uma das razões principais nos desvios encontrados para  $k_{EF}$  comparados ao do KENO-IV, principalmente quando a reatividade da unidade é baixa e a probabilidade de escape de nêutrons é alta.

Analisando-se os resultados da coluna 7 em todos os sistemas, as separações críticas encontradas não correspondem a valores críticos de  $k_{EF}$  do arranjo sem refletor obtidos com o KENO-IV. Pois fazendo-se  $q_j = 1$  não se leva em consideração a menor contribuição ao fluxo dos elementos situados na periferia do arranjo, fazendo o fluxo de nêutrons apresentar uma distribuição espacial plana ao longo de todo o arranjo. Isto explica o fato da separação crítica ser superestimada em relação ao  $k_{EF}$  sem refletor calculado com o KENO-IV.

Nas condições reais de armazenamento e transporte de mate

riais físséis, há sempre reflexão de nêutrons proveniente de embalagens e/ou paredes, teto e chão. Este efeito é levado em conta pelo método fazendo-se os parâmetros  $q_j$  iguais a um. Portanto para comparar a separação crítica obtida pelo MASC com o KENO-IV, foi necessário modelar o KENO com um refletor de nêutrons em torno do arranjo para a validade da comparação.

Para sistemas de baixo enriquecimento o maior desvio no valor de  $k_{EF}$  foi da ordem de 10% exceto para casos em que a reatividade da unidade é muito baixa e a fuga muito grande.

Para unidades de alto enriquecimento, os resultados estão coerentes com os estudos realizados nos laboratórios PNL<sup>/17/</sup> que afirmam que a margem de segurança do método diminui com o aumento do enriquecimento do material físsil.

Embora  $q_j = 1$  simule a presença do refletor em torno do arranjo, isto não é eficiente quando ocorre fortes reflexões como no caso em que o refletor se encontra junto ao material físsil. Nestes casos, há um aumento na reflexão de nêutrons para o arranjo principalmente para nêutrons rápidos, conduzindo a desvios de até 20% no  $k_{EF}$  em relação ao estado crítico.



Tabela 6-2: Separação crítica entre unidades esféricas em solução de UO<sub>2</sub>. Comparação efetuada com o KENO-IV com refletor em torno do arranjo.

RÁDIO [CM]	CARACTERÍSTICAS DOS ELEMENTOS				KENO-IV		NASC		KENO-IV		DESVIO
	ARRANJO	ENRIQUECIMENTO	FUGA	K <sub>eff</sub> DA UNIDADE	SEPARAÇÃO CRÍTICA [CM]	K <sub>eff</sub> DO ARRANJO SEM REFLETOR	K <sub>eff</sub> DO ARRANJO COM REFLETOR	K <sub>eff</sub> (COM REFLETOR)-1,0			
10,0	5 x 5	5%	0,7227	0,38723 (±0,00348)	1,27	0,50640 (±0,00376)	0,85374 (±0,00404)	-14,6			
12,0	3 x 3	5	0,6323	0,51908 (±0,00431)	0,95	0,61223 (±0,00456)	0,88349 (±0,00477)	-1,7			
12,0	5 x 5	5	0,6323	0,51908 (±0,00431)	2,57	0,61011 (±0,00445)	0,80975 (±0,00469)	-9,0			
12,0	11 x 9	5%	0,6323	0,51908 (±0,00431)	5,01	0,59255 (±0,00397)	0,82809 (±0,00404)	-7,2			
14,7	3 x 3	5%	0,5302	0,66673 (±0,00456)	3,50	0,73828 (±0,00464)	0,94879 (±0,00466)	-5,1			
14,7	5 x 5	5%	0,5302	0,66673 (±0,00456)	5,85	0,74698 (±0,00435)	0,96603 (±0,00386)	-3,4			
14,7	11 x 9	5%	0,5302	0,66673 (±0,00456)	9,00	0,73881 (±0,00494)	0,96589 (±0,00439)	-3,4			
17,6	3 x 3	5%	0,4386	0,80389 (±0,00489)	9,90	0,84254 (±0,00482)	0,99405 (±0,00424)	-0,6			
17,6	9 x 5	5%	0,4386	0,80389 (±0,00489)	14,80	0,84551 (±0,00425)	1,00622 (±0,00410)	0,6			
17,0	5 x 5	93%	0,5760	0,76561 (±0,00555)	10,24	0,84467 (±0,00597)	1,12901 (±0,00548)	12,9			

Tabela 6-3: Separação crítica entre unidades metálicas e unidades de  $UO_2$  de baixo enriquecimento. Comparação efetuada com o KENO-IV com refletor em torno do arranjo.

CARACTERÍSTICAS DOS ELEMENTOS			KENO-IV		MASC		KENO-IV		KEF (COM REFLETOR)-1.0	
RAIO	ARRANJO	ENRIQUECIMENTO	FUGA	$K_{EF}$ DA UNIDADE	SEPARAÇÃO CRÍTICA [CM]	KEF DO ARRANJO SEM REFLETOR	$K_{EF}$ DO ARRANJO COM REFLETOR	DESVIO	KEF (COM REFLETOR)-1.0	DESVIO
ALTURA [CM]										
11,1 365,76	3 x 3	$UO_2$ - 3,5%	0,6030	0,51130 ( $\pm 0,00365$ )	16,9	0,71775 ( $\pm 0,00393$ )	0,96751 ( $\pm 0,00451$ )	- 3,3		
11,1 365,76	5 x 5	$UO_2$ - 3,5%	0,6030	0,51130 ( $\pm 0,00365$ )	28,5	0,77282 ( $\pm 0,00475$ )	0,93703 ( $\pm 0,00412$ )	- 1,3		
11,1 365,76	9 x 5	$UO_2$ - 3,5%	0,6030	0,51130 ( $\pm 0,00365$ )	36,5	0,77187 ( $\pm 0,00444$ )	0,98549 ( $\pm 0,00429$ )	- 1,5		
11,1 365,76	9 x 9	$UO_2$ - 3,5%	0,6030	0,51130 ( $\pm 0,00365$ )	46,0	-0,77617 ( $\pm 0,00479$ )	0,99654 ( $\pm 0,00406$ )	- 0,4		
11,1 365,76	13 x 13	$UO_2$ - 3,5%	0,6030	0,51130 ( $\pm 0,00365$ )	55,4	0,78017 ( $\pm 0,00396$ )	1,00231 ( $\pm 0,00413$ )	- 0,2		
11,1 365,76	19 x 19	$UO_2$ - 3,5%	0,6030	0,51130 ( $\pm 0,00365$ )	55,3	0,76300 ( $\pm 0,00415$ )	0,99704 ( $\pm 0,00460$ )	- 0,3		
11,1 365,76	29 x 29	$UO_2$ - 3,5%	0,6030	0,51130 ( $\pm 0,00365$ )	73,5	0,75362 ( $\pm 0,00468$ )	0,99784 ( $\pm 0,00418$ )	- 0,2		
5,748 10,765	5 x 5	U, METÁLICO 93,2%	0,6763	0,75215 ( $\pm 0,00436$ )	7,2	0,86492 ( $\pm 0,00451$ )	1,17797 ( $\pm 0,00408$ )	-17,8		

## CAPITULO VII

### 7. CONCLUSÕES E SUGESTÕES

O programa MASC (Método do Ângulo Sólido Estendido para o Cálculo de Criticalidade) determina a separação crítica em sistemas de unidades físséis gastando menos do que 1 minuto de CPU, enquanto o KENO-IV ocupa em média 40 minutos de CPU apenas para calcular uma única vez o fator de multiplicação efetivo do arranjo ( $k_{EF}$ ). Para uma pesquisa nas dimensões o KENO calcula várias vezes o  $k_{EF}$  até uma aproximação desejada levando em alguns casos cerca de 200 minutos de CPU, afetando diretamente a relação custo-benefício do cálculo de criticalidade em sistemas de armazenamento e transporte.

Analisando-se os resultados, o método do Ângulo Sólido mostrou-se bastante eficiente para estimar a separação crítica em arranjos de unidades físséis de baixo enriquecimento, observando um desvio da ordem de 10% no valor de  $k_{EF}$ .

O método não se mostrou conservativo para cálculos de arranjos contendo unidades altamente enriquecidas pouco moderadas e em unidades com probabilidade de fuga alta, apresentando os maiores desvios nos valores de  $k_{EF}$ . Portanto para estes casos os resultados não são confiáveis.

O programa MASC satisfaz plenamente o objetivo proposto. Pode ser utilizado como um programa auxiliar no cálculo de segurança em criticalidade para estimar a separação crítica e o  $k_{EF}$  do sistema. Sendo um método auxiliar, devem ser feitos cálculos posteriores com métodos mais precisos para a avaliação final da segurança do sistema.

Como trabalhos futuros recomenda-se:

1. Formulação mais precisa no cálculo dos ângulos sólidos parciais entre o ponto central e os elementos em consideração;
2. Consideração de arranjos não regulares com unidades geométricas

## APÊNDICE A

### A.1 GENERALIDADES SOBRE ACIDENTES DE CRITICALIDADE

De uma maneira geral, há três categorias distintas de acidentes de criticalidade que são significantes; as instalações que operam com materiais físséis fora dos reatores nucleares, onde não há dificuldade com os produtos de fissão, aquelas em reatores, que envolvem mudanças de reatividade e aquelas que envolvem falhas de elementos combustíveis nos reatores. Pertinentes a este trabalho estão os acidentes de criticalidade fora dos reatores nucleares. Este Apêndice sumariza os acidentes de criticalidade ocorridos fora dos reatores, no período de 1945 a 1961.

As causas dos acidentes podem ser atribuídas, em grande parte, a falhas humanas e pode-se notar que a maior probabilidade de ocorrência de acidentes de criticalidade acontece em instalações de processamento de materiais físséis em solução.

Alguns acidentes aconteceram em laboratórios muito bem projetados para experiências em criticalidade; sendo assim, não houve exposições a radiações excessivas e os danos materiais foram pequenos. Nestes acidentes, não houve perigo em potencial para o público em geral que não estava envolvido com as pesquisas. Em acidentes desta espécie, o dano de radiação atinge os empregados que estão envolvidos diretamente, principalmente aquelas pessoas, que por alguma razão particular, são permitidas nas áreas onde pode ocorrer um incidente liberando gases radioativos e onde há a possibilidade de uma reação em cadeia inesperada.

Uma típica excursão de criticalidade com aproximadamente  $10^{18}$  fissões libera o equivalente a 32MW que corresponde a uma energia liberada de 6,3Kg de TNT instantaneamente.

Apresenta-se a seguir, exemplos de acidentes de criticalidade<sup>/25,26/</sup> ocorridos em processamentos de materiais físséis, relatando-se basicamente o lugar onde ocorreu o acidente, o tipo de material físsil, a causa principal e as doses de radiação envolvidas.

NEW MEXICO - LOS ALAMOS - 8 AGO 1945

Durante estudos de massa crítica, um trabalhador empilhava blocos de material calcadeira em torno de uma certa quantidade de material físsil. À medida que o arranjo aproximava-se da configuração crítica, o operador ainda levantava um último bloco. Aproximando-se o bloco do aparato, os instrumentos indicaram que um aumento de fissões seria produzido e o operador na tentativa de remover o bloco do empilhamento, deixou-o cair diretamente no topo do aparato. Um "flash" azul foi observado e o operador recebeu uma dose de radiação excessiva que o levou à morte 13 dias depois do incidente.

TENNESSEE - OAK RIDGE - 26 MAI 1954

Na época do incidente, o experimento em desenvolvimento consistia de se estudar as condições de criticalidade de um conjunto de cilindros anulares contendo solução de urânio. A causa do acidente foi um deslocamento do tubo central, que efetivamente era uma barra de veneno, para uma região menos importante. Embora o deslocamento tenha sido pequeno, foi suficiente para aumentar a multiplicação efetiva de nêutrons. Como havia um mínimo de 1,5 m de blindagem de concreto, não houve sérias exposições à radiação.

TENNESSEE - OAK RIDGE - 16 JUN 1958

O acidente ocorreu em um tambor de aço inoxidável de 2091 de capacidade, onde urânio enriquecido era recuperado de vários materiais por métodos químicos. Na época do acidente, o processamento para recuperação do urânio estava sendo reformulado. O incidente ocorreu na drenagem de material físsil de um cilindro de estocagem de geometria segura para o tambor não seguro.

Um operador inadvertidamente estabeleceu a reação, pensando ser água o conteúdo do cilindro. Estimou-se que as doses recebidas por oito trabalhadores nas proximidades do tambor foram de 461, 428, 413, 341, 298, 86 e 29 rem. O número de fissões foi de



aproximadamente  $1,3 \times 10^{18}$ .

NEW MEXICO - LOS ALAMOS - 30 DEC 1958

O operador químico acreditando que a solução de plutônio estava diluída, passou a solução para um outro tanque contendo plutônio em emulsão. No fundo do primeiro tanque havia grânulos contendo plutônio que provavelmente foram levados juntamente com uma solução de ácido nítrico para o tanque contendo a emulsão. A criticidade ocorreu assim que foi ligado o motor para agitar a mistura. A quantidade de plutônio presente no tanque era dez vezes maior que a suposta no procedimento. Dois operadores receberam doses de 134 e 53 rem e a vítima do acidente recebeu uma dose em torno de 12000 rem, o que causou sua morte 35 horas após a exposição.

IDAHO - IDAHO FALLS - 16 OUT 1959

Um incidente nuclear ocorreu num tanque de coleta de rejeito, quando houve uma transferência acidental de 200 l de solução de  $UO_2(NO_3)_2$  contendo 34kg de urânio enriquecido a 93% de um tanque de estocagem de geometria segura para um tanque geometricamente não seguro através de uma linha antigamente usada para transferência do rejeito. Das 21 pessoas presentes apenas 2 receberam doses altas de radiação beta de 50 e 32 rem, e sete outras receberam no máximo 8 rem de exposição.

IDAHO - IDAHO FALLS - 25 JAN 1961

Uma excursão de potência nuclear de aproximadamente  $6 \times 10^{17}$  fissões, ocorreu numa instalação de processamento químico no primeiro ciclo de um evaporador. Este acidente ocorreu quando a pressão do ar forçou uma solução de aproximadamente 8 kg de  $UO_2(NO_3)_2$  em 40 l de  $H_2O$  em geometria cilíndrica segura para um tanque de escape de vapor geometricamente não seguro. A análise de 65 dosímetros revelou uma exposição máxima de 55 mrem de radiação gama, sendo que pa

ra nêutrons têrmicos o mÃximo foi de 10 mrem.

## APÊNDICE B

### B.1 PRINCÍPIOS DE SEGURANÇA

Os princípios de segurança que regem as operações com material físsil, são estabelecidos em normas e manuais de criticalidade <sup>de /1,2,15,22/</sup>.

As normas estabelecem que limites de segurança devem ser derivados com base em experimentos. Na ausência de medidas experimentais aplicáveis diretamente, os resultados de cálculos baseados na teoria e feitos por métodos comprovados com dados experimentais são aceitáveis desde que possam ser determinados limites de erros; em termos de segurança, há que se considerar as influências que podem agir e modificar o sistema que opera com os conceitos de segurança descritos no Capítulo II. Principalmente nos processos químicos, a elaboração dos limites de segurança deve ser cautelosa para que se leve em conta as possíveis mudanças nas condições dos processos.

Para avaliar a segurança em criticalidade em unidades únicas ou arranjos de unidades de material físsil, o estabelecimento de um limite para um ou mais parâmetros de uma determinada operação com essas unidades requer certas considerações, pois existem certas eventualidades e casualidades que se acontecerem, invalidam os valores básicos adotados como valores de parâmetros subcríticos. Sendo assim, fatores de segurança adicionais devem ser multiplicados por valores previamente estabelecidos. Logo, para se estabelecer um limite de um parâmetro deve-se estudar com muito cuidado as condições normais e eventuais possíveis.

Assim, a segurança em uma determinada operação com materiais físséis pode ser alcançada através da limitação de um ou mais parâmetros que afetam a criticalidade do sistema. Estes parâmetros são dados em tabelas e gráficos como função do material físsil, da geometria, de compostos químicos, da concentração de material físsil ou grau de moderação e como função do refletor. Sendo que através da multiplicação por fatores de segurança adequados, pode-se obter os valores seguros ou subcríticos desejados.

dos. Há empenho por parte das pessoas ligadas à área nuclear para que as instalações e recipientes que operam este material sejam geometricamente seguros com reflexão completa de água em cada unidade individual. E sempre que possível, deve-se iniciar com os valores mínimos dos parâmetros de criticalidade.

A escolha de fatores adequados de segurança dependerá da precisão com que os parâmetros necessários à criticalidade possam ser determinados e verificados experimentalmente, devendo-se considerar as incertezas associadas à construção e determinação de dados dos materiais. Para sistemas homogêneos são recomendados os fatores de segurança listados na Tabela B-1.

TABELA B-1: FATORES DE SEGURANÇA PARA SISTEMAS HOMOGÊNEOS DE UNIDADES IDENTICAS<sup>/24/</sup>.

PARÂMETRO SEGURO (Índices)	PARÂMETRO CRÍTICO	FATOR DE SEGURANÇA
Massa ( $M_S$ )	( $M_C$ )	0.45
Massa ( $M_S$ )	( $M_C$ )	0.80
Volume Esfera	$V_C > 5l$	0.80
	$V_C < 5l$	0.75
Diâmetro Cilindro ( $D_S$ )	$D_C < 50cm$	0.90
	$D_C > 50cm$	0.85
Espessura Placa	$S_C < 3cm$	0.75
	$3cm < S_C < 3cm$	0.90
	$S_C > 30cm$	0.85
Concentração ( $C_S$ )	( $C_C$ )	0.50
Grau Enriquecimento ( $E_S$ )	( $E_C$ )	0.90

Para obter os parâmetros seguros através da Tabela B-1 os parâmetros críticos encontrados são multiplicados pelos respectivos fatores de segurança, sendo que o sub-índice s na Tabela B-1, significa que está sendo considerada a possibilidade de um

aumento acidental de massa (o dobro da massa especificada), enquanto o subíndice  $s_1$  não leva em conta este acidente específico, por construção.

Deve-se sempre ter em mente que estes fatores dados em tabelas têm que ser escolhidos de acordo com as condições que predominam em um determinado sistema. Assim, os valores dados acima são aproximados. A Tabela B-2 apresenta os fatores de segurança recomendados para sistemas heterogêneos de unidades idênticas.

TABELA B-2: FATORES DE SEGURANÇA PARA SISTEMAS HETEROGÊNEOS DE UNIDADES IDENTICAS<sup>/24/</sup>.

PARÂMETRO SEGURO (índices)	PARÂMETRO CRÍTICO	FATOR DE SEGURANÇA
Massa ( $M_s$ )	( $M_c$ )	0.45
Massa ( $M_{s1}$ )	( $M_c$ )	0.70
Volume Esfera	( $V_c$ )	0.75
Diâmetro Cilindro ( $D_s$ )	( $D_c$ )	0.85
Espessura Placa	( $S_c$ )	0.80
Para redes regulares de materiais físséis ( $E_s$ )	( $E_c$ )	0.85

O controle de criticalidade aplica-se a todos os processos envolvidos no ciclo do combustível nuclear, tais como:

- Enriquecimento do combustível;
- Fabricação de elementos combustíveis;
- Reprocessamento de combustível usado;
- Transporte de material físsil;
- Alguns procedimentos no tratamento do rejeito nuclear.

O controle de criticalidade pode ser feito através de<sup>/24/</sup>:

i) Segurança Geométrica

As unidades são ditas geometricamente seguras quando pos

suem as dimensões menores ou iguais às máximas permissíveis. Os limites são dados nos seguintes parâmetros:

- Volume esférico seguro;
- Diâmetro de um cilindro infinito (o comprimento comparativamente muito maior que o seu diâmetro);
- Espessura segura de uma placa infinita (a espessura comparativamente muito menor que as outras dimensões).

O princípio de segurança geométrica é aplicado para recipientes relativamente pequenos e são usados fatores de segurança dependendo do tipo de material físsil.

#### ii) Limitação de Massa Físsil

Se a massa de material físsil é tão pequena, que levando-se em conta fatores de segurança, o valor não ultrapasse a massa segura, tem-se segurança por limitação de massa. Geralmente considera-se, para efeito de fator de segurança, que a massa pode ser acidentalmente dobrada, sem que ultrapasse a massa crítica.

#### iii) Limitação da Concentração

A segurança nuclear também pode ser atingida através da limitação da concentração de material físsil, impondo uma menor concentração que torna o recipiente crítico. Entretanto, este conceito de segurança deve ser usado juntamente com outras limitações, devido à sensibilidade a situações de acidentes, tais como precipitação, gradientes de concentração ou cristalização, que causariam uma mudança na concentração do material físsil.

#### iv) Limitação no Grau de Enriquecimento

É possível, em muitos casos estabelecer um limite máximo no grau de enriquecimento do material físsil, calculando o maior enriquecimento crítico, assegurando a subcriticalidade do sistema.

v) Presença de um Composto Químico

A presença de compostos químicos especificados contendo elementos absorvedores de neutrons, pode garantir a segurança em criticalidade. No entanto, devido a sensibilidade a ocorrência de acidentes, deve-se tomar bastante cuidado com este conceito de segurança em operações químicas onde podem ocorrer falhas na operação.

vi) Controle no Grau de Moderação

O grau de moderação associado com o valor mínimo de um parâmetro de criticalidade, por exemplo a massa crítica, é chamado grau de moderação ótimo. Por isso, em se tratando de cálculos de segurança em criticalidade, deve-se trabalhar quando possível com a concentração de material físsil, quando em solução, de tal maneira que se obtenha o grau de moderação ótimo.

Consegue-se um controle de criticalidade efetivo, controlando e monitorando o parâmetro grau de moderação máximo. Entretanto, ao se determinar este valor no grau de moderação, deve-se considerar a moderação causada por pessoas e os átomos do ar. Além disso deve ser feita uma análise dos acidentes prováveis.

vii) Uso de Absorvedores Neutrônicos

Se possível, deve-se utilizar absorvedores de nêutrons em combinação com outros conceitos de segurança.

É necessário considerar que somente sistemas têrmicos podem ser mantidos subcríticos com absorvedores de nêutrons e exige-se também a monitoração constante da eficiência destes absorvedores.

Os venenos de nêutrons podem ser homogêneos ou heterogêneos, tais como; folha de cádmio ou barras de carbeto de boro. Mas, enquanto os absorvedores de nêutrons heterogêneos são relativamente insensíveis a perturbações, os homogêneos são problemáticos no sentido de que há dificuldade de se garantir e manter distribuição uniforme em meios multiplicadores.

# APÊNDICE C

## C.1 LISTAGEM DO PROGRAMA FONTE - FORTRAN-IV

```

C
C
C      **          **-----*****-----*****-----*****
C      **          **          *          *          *          *
C      * *          * *          *          *          *          *
C      * *          * *          *****          *****          *
C      * *          * *          *          *          *          *
C      * *          * *          *          *          *          *
C      * *          * *          *          *          *          *
C      * *          * *          *          *          *          *
C
C
C      PROGRAMA QUE UTILIZA O METODO DO ANGULO SOLIDO PARA CALCULAR A SEPA-
C      RACAO CRITICA ENTRE ELEMENTOS COMBUSTIVEIS IDENTICOS DISPOSTOS NUM
C      ARRANJO RETANGULAR OU QUADRADO COM NO MAXIMO 29 X 29 ELEMENTOS .
C
C      N1 X M1      :  NUMERO DE ELEMENTOS DO ARRANJO , COM M1 < N1 OU M1 = N1
C                    N1 - COLUNAS
C                    M1 - LINHAS
C
C      O ARRANJO DE UNIDADES FISSEIS DEVE SER IMPAR . ASSIM M1 E N1
C      DEVEM SER NUMEROS IMPARES.
C
C
C      DESCRICAO DAS VARIAVEIS :
C
C      K            :  TIPO DE GEOMETRIA DE CADA ELEMENTO
C                    K = 1  -  CILINDRO
C                    K = 2  -  ESFERA
C                    K = 3  -  PARALELEPÍPEDO OU CUBO
C
C      SEP1         :  E'A SEPARACAO ENTRE DOIS ELEMENTOS DE BORDA A BORDA
C
C      SEP          :  E'A DISTANCIA ENTRE O PENTO MAIS CENTRAL DO ARRANJO
C                    E A BORDA DO ELEMENTO MAIS PROXIMO
C
C      AKEFF        :  E'O FATOR DE MULTIPLICACAO DA UNIDADE (UNIT)
C
C
C      PROGRAMA FONTE      :
C
C      SUBROTINA QUE ZERA TCDOS OS ELEMENTOS DAS MATRIZES DISTANCIA E ANGU-
C      LO SOLIDO
C
C      BLOCK DATA
C      IMPLICIT REAL * 8 (A-H,O-Z)
C      COMMON /FATOR/ P,Q,R
C      COMMON /DT/ B,C,D,I,J,K,L
C      COMMON /ANGL/ E,F,G
C      COMMON /ESF/ H
C      DATA P,Q,R,B,C,D,E,F,G,H / 9 * 0.00+00 /
C      DATA I,J,K,L / 4 * 0 /
C      END
C
C      *****          DEFINICAO DAS VARIAVEIS          *****
C
C      IMPLICIT REAL * 8 (A-H,O-Z)
C      COMMON /FATOR/AKEFF,P,SK
C      COMMON /DT/D,A,B,K,N,M,K2
C      COMMON /ANGL/H,PI,OMEGA2
C      COMMON /ESF/R

```



```

DIMENSION DIST(14,14)
DIMENSION OMEGA(14,14)
DIMENSION SEP(100)
DIMENSION FMULT(100)
DIMENSION ANGFI(100)
DIMENSION ANGFIIV(100)
DATA DIST / 196 * 0.00+00 /, OMEGA / 196 * 0.00+00 /

```

```

C
C
C ***** LEITURA DE DADOS *****
C
C
5 READ(5,5) SN
  FORMAT(1X,F3.1)
  WRITE(6,6) SN
6  FORMAT('0',8X,' OPCAO DE CALCULO DE REF. ARRAY (SB) : ',F3.1,/)
  IGOB = 0
  K2=0
  READ(5,10) N1,M1,K,SEP1,AKEFF,AJO,FI,EFS1,EPS2
10  FORMAT(1X,3I3,4F10.5,2F6.3)
  WRITE(6,11) N1,M1,K,SEP1,EFS1,EPS2
11  FORMAT(1X,' N1 = ',I2,' M1 = ',I2,' K = ',I2,' SEP1 = ',F10.3,' EP
  *S1 = ',F6.3,' EPS2 = ',F5.3,/)
  WRITE(6,12) AKEFF
12  FORMAT(8X,' FATOR DE MULTIPLICACAO DA UNID : ',F10.5,/)
C
C
C ****CALCULO DO NUMERO DE LINHAS E COLUNAS DA MATRIZ EFETIVA****
C
C
  M2=M1/2
  N2=N1/2
  ICONT=0
  IF{(2*M2).EQ.M1} GO TO 20
  M={M1-1}/2
50  IF{(2*N2).EQ.N1} GO TO 30
  N={N1-1}/2
  GO TO 40
20  M=M1/2
  GO TO 50
30  N=N1/2
C
C
C ***** ESCOLHA DA GEOMETRIA PARA CALCULO DO BUCKLING RESPECTIVO *****
C
C
40  IF(K.EQ.1) GO TO 60
  IF(K.EQ.2) GO TO 70
  READ(5,80) A,B,C
80  FORMAT(1X,3F10.5)
  WRITE(6,13) A,B,C
13  FORMAT(1X,' A = ',F10.5,' B = ',F10.5,' C = ',F10.5,/)
  GO TO 90
70  READ(5,100) D
100  FORMAT(1X,F10.5)
  WRITE(6,51) D
51  FORMAT(1X,' DIAMETRO DE CADA ESFERA = ',F10.5,/)
  R = D/2.D+00
  GO TO 90
60  READ(5,110) D,R

```

```

110  FORMAT(1X,2F10.5)
      WRITE(6,65)
65   FORMAT(15X,' *****')
      WRITE(6,111) D
111  FORMAT(15X,' *DIAMETRO DOS CILINDROS - ',F8.3,'**',/)
      WRITE(6,112) H
112  FORMAT(15X,' *ALTURA DOS CILINDROS - ',F8.3,'**')
      WRITE(6,65)
C
C
C ***** CALCULO DO ANGULO SOLIDO PERMISSIVEL *****
C
C
90   READ(5,75) F
75   FORMAT(1X,F8.6)
      WRITE(6,8) F
8    FORMAT('0'//,10X,' F      (FUGA TCTAI)      - ',F10.6,//)
      ANGP=(7-D+00-4KEFF)/F
      WRITE(6,115) ANGP
115  FORMAT(10X,' ANGULO MAXIMO PERMITIDO - ',F10.4,//)
      N3=(N1-1)/2
      N3=(N1-1)/2
      IF(K.NE.3) GO TO 120
C
C
C ***** EQUIVALENCIA DE GEOMETRIA ENTRE PARALELEPIPEDO E CILINDRO *****
C
C
      VPAE=A*B*C
      B=DSQRT[(VPAE)/(PI*C)]
      D=R*2.00+00
      H=C
C
C
C
C ***** ARRANJO INICIAL DE ELEMENTOS *****
C
C
120  K2=K2+1
      IF(K.EQ.4) GO TO 131
      SEP(K2)=SEP1+D/2.0+00
      GO TO 260
131  SEP(K2)=SEP1
260  IF(SN.NE.4.0+00) GO TO 261
      IF(K2.EQ.1) GO TO 261
      CALL CKEFF(FMULT)
261  CALL DIST1(SEP,DIST)
      IF(K.EQ.2) GO TO 210
      IF(K.EQ.1.OR.K.EQ.3) GO TO 205
      GO TO 220
205  CALL ANG1(SEP,DIST,OMEGA)
      GO TO 220
210  CALL ANG2(SEP,DIST,OMEGA)
C
C
C ***** BRANCO DE ANGULOS SOLIDOS NAO EFETIVOS * *****
C
C

```

```

220 DO 221 L1=2,M
    L3=L1/2
    IF{(2*L3).NE.L1} GO TO 222
    DO 223 L2=2,M,2
    OMEGA(L1,L2) = 0.0D+00
223 CONTINUE
    GO TO 221
222 CONTINUE
    DO 224 L4=L1,M,L1
    OMEGA(L1,L4) =0.0D+00
224 CONTINUE
221 CONTINUE
    OMEGA(6,3) =0.0E+00
    OMEGA(6,9) =0.0D+00
    OMEGA(9,3) =0.0D+00
    OMEGA(9,9) =0.0E+00
    OMEGA(9,12) =0.0D+00
    OMEGA(10,5) =0.0D+00
    OMEGA(12,3) =0.0D+00
    OMEGA(12,9) =0.0D+00
    OMEGA(14,7) =0.0D+00
C
C
C *** CALCULO DOS ANGULOS SOLIDOS TOTAL E FRACIONAL - ARRANJO IMPAR ***
C
C
158 SOMAI=4.0D+00*(OMEGA2)
    DO 230 I6=1,K
    DO 240 J6=1,M
    SOMAI=SOMAI+(4.0D+00*OMEGA(I6,J6))
240 CONTINUE
230 CONTINUE
    ANGFI(K2)=SOMAI/(4.0D+00*PI)
    SK=ANGFI(K2)
    ICONT=ICONT+1
    ANGFIV(ICONT) = ANGFI(K2)
    ANGFI1=ANGFIV(ICONT)
    IF(SK.EQ.1.0D+00) GO TO 296
    IF(SK.EQ.2.0D+00) GO TO 291
296 IF(ANGP.GE.ANGFI1) GO TO 250
    COMP=ANGP-ANGFI1
    COMPA=DABS(COMP)
    IF(COMPA.LE.EPS2) GO TO 270
    IX(ICONT.NE.1) GO TO 2100
2300 K2=K2+1
    SEP(K2)=SEP(K2-1)+EPS1
    GO TO 260
2100 ANGFI2=ANGFIV(ICONT-1)
    IF(ANGP.GE.ANGFI2) GO TO 2200
    GO TO 2300
2200 EPS1=EPS1/10.0D+00
    GO TO 2300
250 COMP=ANGP-ANGFI1
    IF(COMP.LE.EPS2) GO TO 270
    IF(ICONT.NE.1) GO TO 2500
2400 K2=K2+1
    SEP(K2)=SEP(K2-1)-EPS1
    GO TO 260
2500 ANGFI2=ANGFIV(ICONT-1)
    IF(ANGP.LE.ANGFI2) GO TO 2600

```

```

GO TO 2400
2600 EPS1=EPS1/10.D+00
GO TO 2400
270 IF(K.NE.4) GO TO 271
SEP1=SEP(K2)
GO TO 290
271 SEP1=SEP(K2)-(D/2.D+00)
GO TO 290
200 SEP1=2.D+00*SEP(K2)
290 CONTINUE
IF(SN.EQ.3.0D+00.OR.SN.EQ.4.0D+00) GO TO 299
292 IF(SN.NE.2.0D+00) GO TO 295
297 CALL CKEFF(FMULT)
WRITE(6,298) FMULT(K2)
298 FORMAT(1X,' FATOR DE MULTIPLICACAO EFETIVO P/ ESTA SEPARACAO =
* ',F15.4,/)
GO TO 295
299 IF(SN.NE.4.0D+00) GO TO 350
K2=K2+1
350 CALL CKEFF(FMULT)
WRITE(6,300)
300 FORMAT(5X,' SEP1 ',7X,' ANGR ',2X,' KARRAY ')
WRITE(6,360)
360 FORMAT(5X,' ***** ',7X,' ***** ',7X,'*****',/)
DO 310 I=1,ICONT
IF(K.NE.4) GO TO 320
SEP1=SEP(I)
GO TO 330
320 SEP1=SEP(I)-(D/2.D+00)
330 WRITE(6,340) SEP1,ANGF1(I),FMULT(I)
340 FORMAT(5X,F10.3,7X,F10.5,7X,F10.5,/)
310 CONTINUE
272 WRITE(6,280) SEP1
280 FORMAT('0',/,5X,' SEPARACAO CRITICA PARA O ABRAY (SEP1) : ',F10.3)
295 CONTINUE
STOP
END
SUBROUTINE ANG2(SEP,DIST,OMEGA)

```

```

C
C
C *** SUBROTINA QUE CALCULA ANGULOS SOLIDOS PARA ELEMENTOS ESFERICOS **
C
C

```

```

IMPLICIT REAL * B (A-H,O-Z)
COMMON/DT/D,A,B,K,N,M,K2
COMMON/ANGL/H,PI,OMEGA2
COMMON/ESF/E
DIMENSION SEP(100)
DIMENSION DIST(14,14),OMEGA(14,14)
P1 = 2.D+00*PI
DO 10 I6=1,N
DO 20 J6=1,N
D2 = DIST(I6,J6)
RAIZ1 = 1.D+00 + ((E/D2) + (E/D2))
OMEGA(I6,J6) = P1*(1.D+00 - (1.D+00/DSQRT(RAIZ1)))
20 CONTINUE
10 CONTINUE
S=SEP(K2)
RAIZ2 = 1.D+00 + ((R/S) * (E/S))
OMEGA2 = P1*(1.D+00 - (1.D+00/DSQRT(RAIZ2)))

```

```

RETURN
END
SUBROUTINE DISTI(SEP,DIST)

```

```

C
C
C *** SUBROUTINA QUE CALCULA AS DISTANCIAS DO ELEMENTO MAIS CENTRAL ***
C *** DO ARRANJO AOS DEMAIS ELEMENTOS P/ ARRANJO IMPAR ***
C
C

```

```

      IMPLICIT REAL * 8 (A-H,O-Z)
      COMMON/DT/D,A,B,K,N,M,K2
      DIMENSION SEP(100)
      DIMENSION DIST(14,14)
      IF(K.NE.4) GO TO 6
      S=SEP(K2)
      GO TO 7
6     S= SEP(K2) + D/2.D+00
7     CONTINUE
      DO 10 I7 =1,N
      R1=DFLOAT(I7)
      DO 20 J7=1,M
      R2=DFLOAT(J7)
      RAI2= ((R1*R1)*(S*S)) + ((R2*R2)*(S*S))
      IF(K.NE.4) GO TO 8
      DIST(I7,J7)=DSQRT(RAI2)
      GO TO 20
8     DIST(I7,J7)=DSQRT(RAI2) - (D/2.D+00)
20    CONTINUE
10    CONTINUE
      RETURN
      END
      SUBROUTINE ANG1(SEP,DIST,OMEGA)

```

```

C
C *** SUBROUTINA QUE CALCULA OS ANGULOS SOLIDOS DE ELEMENTOS DE ***
C *** DE FORMA CILINDRICA ***
C
C

```

```

      IMPLICIT REAL * 8 (A-H,O-Z)
      COMMON/DT/D,A,B,K,N,M,K2
      COMMON/ANGL/H,PI,OMEGA2
      DIMENSION SEP(100)
      DIMENSION DIST(14,14)
      DIMENSION OMEGA(14,14)
      DO 10 I3=1,N
      DO 20 J3=1,M
      D1=DIST(I3,J3)
      RAI21=((H*H)/4.D+00) + (D1*D1)
      OMEGA(I3,J3)=(D*H)/(D1*DSQRT(RAI21))
20    CCNTINUE
10    CONTINUE
      S=SEP(K2)
      RAI22=((H*H)/4.D+00) + (S*S)
      OMEGA2=((D*H)/S)/DSQRT(RAI22)
      RETURN
      END
      SUBROUTINE CKEFF(FMULT)
      IMPLICIT REAL * 8 (A-H,O-Z)
      COMMON /FATOE/AKEFF,F,SK
      COMMON /DT/D,A,B,K,N,M,K2

```

```

C
C

```

```

C **** SUBROTINA QUE CALCULA O FATOR DE MULTIPLICACAO DE ARRANJO ****
C   *** INTEIRO , SENDO QUE O PROGRAMA PRINCIPAL TEM QUATRO ***
C       ** OPCOES PARA ESTE CALCULO **
C
C   1) NAO CALCULA. (SN=1.0)
C   2) CALCULA SOMENTE O FATOR DE MULTIPLICACAO PARA UMA DADA
C       SEPARACAO INICIAL (SEP1) E NAO CALCULA SEPARACAO
C       SEGURA PARA O ARRANJO. (SN=2.0)
C   3) CALCULA SOMENTE DEPOIS DE CALCULADA A SEPARACAO SEGURA. (SN=3.0)
C   4) CALCULA O FATOR DE MULTIPLICACAO PARA TODAS AS SEPARACOES.
C                                           (SN=4.0)
C
C **** FORMULA APROXIMADA : K(SISTEMA) = K(ELEMENTO) * (1+V) ****
C   *** V = (F) * {SOMA DOS ANGULOS SOLIDOS FRACIONAIS} ***
C
C   IK=K2-1
C   DIMENSION FMULT(100)
C   FMULT{IK} = AKEFF / (1.0+00-(F*SK))
C   RETURN
C   END

```

## B I B L I O G R A F I A

1. AMERICAN NATIONAL STANDARD INSTITUTE. Nuclear criticality safety in operations with fissionable materials outside reactors. 1975. (ANS - 8.1/N16.1).
2. AMERICAN NATIONAL STANDARD INSTITUTE. Validation of calculational methods for nuclear criticality safety. 1975. (ANS - 8.11/N16.9).
3. CARTER, L.L.; RICHEY, C.R.; HUGHEY, C.E. GAMTEC-II. A code for generating consistent multigroup constants utilized in diffusion and transport theory calculations. Richland, Battelle Pacific Northwest Laboratory, 1965. (BNWL-35).
4. CLARK, H.K. Handbook of nuclear safety. Du Pont de Nemours (E.I) and Co.; Savannah River Laboratory, Jan. 1961. (DP-532).
5. DUDERSTADT, J.J.; HAMILTON L.J. Nuclear reactor analysis. New York, Wiley, 1976.
6. FOWLER; T.B.; VONDY, D.R.; CUNNINGHAM, G.W. Nuclear reactor core analysis code: CITATION. Oak Ridge, Tenn., Oak Ridge National Laboratory, Jul. 1971. (ORNL - TM-2496 - Rev. 2).
7. FURNAS CENTRAIS ELÉTRICAS. Final safety analysis report: Central Nuclear Almirante Alvaro Alberto Unit 1. chapter 4: Reactor. Rio de Janeiro, s.d.
8. HANDLEY, G.R. & HOOPER, C.M. Validation of the KENO code for nuclear criticality safety calculations for moderated low-enriched uranium systems. Oak Ridge, Tenn., Oak Ridge Y-12 Plant, 1974. (Y-1948).
9. HANSEN, G.E. & ROACK, W.H. Six and sixteen group cross sections for fast and intermediate critical assemblies. Los Alamos, Los Alamos Scientific Laboratory, Dec. 1961. (LA-2543).

10. HENRY, H.F. (ed) Studies in nuclear safety. Oak Ridge, Tenn., Oak Ridge Gaseous Diffusion Plant, Aug. 1958. (K-1380).
11. HENRY, H.F.; KNIGHT, J.R.; NEWLON, C.E. General application of a theory of neutron interaction. Oak Ridge, Tenn., Oak Ridge Gaseous Diffusion Plant, Nov. 1956. (K-1309).
12. HENRY, H.F.; NEWLON, C.E.; KNIGHT, J.R. Extensions of neutron interaction criteria. Oak Ridge, Tenn., Oak Ridge Gaseous Diffusion Plant, Jul. 1961. (K-1478)
13. HUNT, D.C. A review of criticality safety models used in evaluating arrays of fissile materials. Nucl. Technol., 30(2):138-65, 1976.
14. HUNT, D.C. & DICKINSON, D. Comparative calculational evaluation of array criticality models. Nucl. Technol., 30(2):190-214, 1976.
15. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Fuel handling and storage systems in nuclear power plants: a safety guide. Vienna, 1984. p11-2 (IAEA-SS-50-SG-D10).
16. KNIGHT, J.F. Validation of the Monte Carlo criticality program KENO V.a for highly-enriched uranium systems. Oak Ridge, Tenn., Oak Ridge National Laboratory, Nov. 1984. (ORNL/CSD/TM-221).
17. ODEN, D.R.; THOMPSON, J.K.; LEWALLEN, M.A.; TRAPP, T.J. Critique of the solid angle methods Richland, Battelle Pacific Northwest Lab., Feb. 1978. (NUREG/CR-0005).
18. PAXTON, H.C. Criticality control in operations with fissile materials. Los Alamos, Los Alamos Scientific Laboratory, Dez. 1964. p. 40-1 (LA-3366).
19. PETRIE, L.M. & CROSS, N.F. KENO IV - An improved Monte Carlo criticality program. Oak Ridge, Tenn., Oak Ridge National Laboratory, Nov. 1975. (ORNL-4938).



20. SUICH, J.E. & HONEK, M.C. The Hammer system: heterogeneous analysis by multigroup methods of exponential and reactors. Aiken, S.C., Du pont de Nemours(E.I.) and Co., Savannah River Laboratory, Jan. 1967. (DP-1064).
21. THOMAS, J.T. Criticality of large system of subcritical U(93) components. Oak Ridge, Tenn., Oak Ridge National Laboratory, Aug. 1967. (ORNL-CDC-1).
22. THOMAS, J.T. Nuclear safety guide TID-7016 Revision 2. Oak Ridge, Tenn., Oak Ridge National Laboratory, Jun. 1978. p. 7-11. (NUREG/CR-0095; ORNL/NUREG/CSD-6).
23. THOMAS, W. Lectures on criticality. (Palestra proferida na Comissão Nacional de Energia Nuclear-São Paulo (CNEN/SP). Dez. 1981).
24. THOMAS, W.; WARREMONDE, R.; HEINICKE, W. Handbook on criticality. Koeln, Gessellschaft fuer Reaktorsicherheit m.b.H. (GRS), Dez. 1980.
25. THOMPSON, T.J. Accidents and destructive tests. In: THOMPSON, T.J. & BECKERLEY, J.G. (eds.). The technology of nuclear reactor safety. V.1: Reactor physics and control. Cambridge, M.I.T. Press, 1964. cap. 11, p. 609-17.
26. UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION. Operational accidents and radiation exposure exposure experience within the USAEC, 1943-1975. Part IV: AEC experience-property damage. Sec. 2: Criticality accidents. Washington, DC, 1975. p. 29-38. (WASH 1192(rev)).