1. Introdução

Este trabalho se constitui num ponto de vista pessoal sobre um esquema de organização para projeto de elementos combustíveis de reatores nucleares. São apontados os principais itens que constam da abordagem de projeto de elementos combustíveis[1].São verificados: a necessidade de um conhecimento profundo sobre características de materiais e desempenho destes em condições existentes no reator; a necessidade de se conceber, mecanicamente, a melhor forma do combustível atender os requisitos funcionais no reator e que seja compatível com processos de fabricação; a necessidade de se estabelecer modelos analíticos/numéricos para demonstração de projeto utilizando-se, principalmente, programas computacionais; e a necessidade de uma infraestrutura experimental bastante grande já que o combustível se constitui na primeira barreira para liberação de produtos de fissão e sobre este pesa uma grande responsabilidade de segurança.

As idéias e os exemplos aqui apresentados estão direcionados, principalmente, para reatores de potência e de pesquisa moderados e refrigerados a água, mas a extensão dessas idéias é válida para qualquer tipo de combustível ou reator.

2. Tipos de Combustíveis

As funções básicas do combustível no reator nuclear são: gerar as fissões nucleares; transferir a energia gerada na fissão para o refrigerante; reter os produtos de fissão.

As principais características requeridas são: compatibilidade entre os materiais combustíveis, de ligação, de revestimento e refrigerante/moderador; estabilidade mecânica, térmica e à irradiação; boa resistência a corrosão e corrosão sob tensão; resistência à fadiga; facilidade de fabricação (materiais/ componentes/montagens); facilidade de reprocessamento; boa economia de nêutrons; longo tempo de operação no reator e alta queima; baixo custo.

Os combustíveis nucleares são formados dos elementos físseis e férteis (U,Th,Pu) sob diversas formas de compostos e de materiais estruturais que servem de elementos de ligação, revestimento e estrutura. A característica do combustível está associada às necessidades neutrônicas e térmicas e depende da compatibilidade do teor do material físsil/fértil com o processo de fabricação e também do seu desempenho sob irradiação. De uma maneira geral se procura associar o Urânio (Tório ou Plutônio) a materiais de baixa seção de choque de absorção de forma a se trabalhar com a relação teor de Urânio/concentração isotópica de U-235 adequada.

Os principais materiais combustíveis estão em forma de ligas metálicas, materiais cerâmicos e dispersões[2-7].

Os combustíveis de ligas metálicas tem as seguintes vantagens: boa economia de nêutrons, alta condutividade térmica, e boa fabricalidade dentro de certos limites de teor de Urânio.

As principais ligas metálicas utilizadas como combustível nuclear são: Urânio Metálico, ligas de Urânio-Alumínio, ligas de Urânio-Zircônio, Urânio-Molibdênio, etc.

- Urânio metálico apresenta um substancial inchamento sob irradiação (60% em combustíveis altamente irradiados). Também é altamente reativo quimicamente e tem compatibilidade a alta temperatura somente com alguns materiais refrigerantes (CO_2 e He).

- Ligas e U-Al foram utilizadas em larga escala em reatores de pesquisa (MTR). As temperaturas envolvidas nestes reatores (≤150°C) permitem a utilização destas ligas associadas a revestimentos de Alumínio. A temperaturas mais altas há reações químicas entre Urânio e Alumínio, bem como há uma aceleração do processo de corrosão do revestimento. Normalmente são utilizados enriquecimentos da ordem de 40% a 93% de U-235 já que o teor de Urânio na liga é limitado. Recentemente, com a limitação internacional de fornecimento de Urânio enriquecido (limitado a 20% de enriquecimento) estas ligas têm sido menos usadas embora tenham demonstrado um alto desempenho sob irradiação.

- Ligas de U-Zr tem aplicação em reatores de potência. O Zircônio tem um alto ponto de fusão, baixa seção de choque de absorção, boa resistência a corrosão e o Urânio é pouco solúvel nele. Ligas contendo 14% de U foram utilizadas demonstrando um bom desempenho sob irradiação. Neste tipo de combustível não são possíveis ciclagens térmicas acima de 600°C pois há mudança de fase acarretando mudanças geométricas e estruturais.

- Ligas do tipo U-ZrH_x são utilizadas em reatores de pesquisa tipo TRIGA. Têm como características um grande coeficiente de temperatura negativo, uma baixa taxa de liberação de produtos de fissão e uma maior capacidade de utilização a maiores temperaturas que a liga U-Zr. Valores desde 0.5gU/cm³ a 1.3gU/cm³ para densidade do Urânio são encontrados para este tipo de combustível. Valores maiores até 3.7gU/cm³ tem sido testados com algum sucesso [8].

O aumento do desempenho de combustíveis e da eficiência térmica de uma usina nuclear de potência requer aumento da temperatura do combustível. O aumento da temperatura de operação nos combustíveis metálicos pode resultar em dois efeitos adversos: a) fusão na parte central do combustível devido ao baixo ponto de fusão das ligas utilizadas; b) inchamento e taxa de creep excessivos devido a instabilidade sob irradiação a alta temperatura.

Materiais cerâmicos têm alto ponto de fusão. Os cerâmicos podem ser processados ou operados a altas temperaturas podendo ser um combustível apropriado para alto desempenho. As vantagens de se usar materiais cerâmicos como combustível de reatores de potência são: (a) maiores temperaturas permitidas para o combustível devido ao alto ponto de fusão; (b) boa estabilidade a irradiação (dimensional e estrutural) devido a ausência de transformações de fase à baixas temperaturas; (c) alta resistência a corrosão e compatibilidade com o revestimento (zircaloy, aço inox) e o refrigerante (água, vapor) no reator.

As propriedades nucleares básicas nos combustíveis cerâmicos são: (a) alto número de átomos de Urânio por unidade de volume evitando a necessidade alto enriquecimento do Urânio; (b) baixo número de massa e baixa seção de choque de absorção dos elementos não físseis no composto.

Os principais materiais cerâmicos utilizados como combustível nuclear são UO_2, UO_2-PUO_2, ThO_2, etc.

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR/SP - IPEN

Em reatores de potência a água leve (PWR, BWR) e água pesada (PHWR, CANDU) é utilizado como combustível o UO_2. O combustível de UO_2 é apresentado de várias formas tais como pastilhas cilíndricas, pastilhas anulares e plaquetas, sendo todas as formas sinterizadas com densidade na faixa de 92 a 97% da densidade teórica (processo de fabricação: compactação do pó de UO_2 na forma desejada e sinterização posterior à aproximadamente 1600 °C). A condutividade térmica do UO_2 é um pouco baixa e com a alta potência gerada no reator leva a existência de altos gradientes térmicos no combustível. Como consequência, são geradas tensões térmicas que causam rachaduras no material cerâmico, mas que não causam grandes problemas de desempenho pois o revestimento metálico retém o material combustível. Altos níveis de potência podem levar a fusão da parte central do combustível, no entanto isto é evitado em reatores térmicos pois pode gerar problemas de desempenho. As principais limitações no desempenho do UO_2 são o inchamento causado por produtos de fissão (sólidos e gasosos) e a liberação de produtos de fissão gasosos para o ambiente contido pelo revestimento, deteriorando a transferência de calor do combustível para o refrigerante.

Define-se combustível tipo dispersão aquele constituído de cermets ou de compostos intermetálicos de material físsil/fértil dispersos em matriz não físsil. Os combustíveis nucleares de dispersões são constituídos, normalmente, de materiais combustíveis (UO_2, U_3O_8, U_3Si_2, etc.) dispersos numa matriz contínua de um material estrutural (Al, zircaloy, aço inox, etc.) A fim de minimizar os danos da irradiação e prover resistência mecânica e dutilidade, o diluente (material estrutural) deve predominar no volume formando uma matriz contínua envolvendo a fase físsil, e se constituir no material estrutural do combustível. Para se alcançar os objetivos desejados de desempenho num combustível de dispersão os seguintes itens devem ser observados: (a) o tamanho das partículas dispersas (físsil) deve ser grande comparado ao percurso médio de um fragmento de fissão; (b) a distribuição das partículas dispersas na matriz do metal deve ser o mais uniforme possível; (c) a densidade do material da fase dispersa (físsil) deve ser alta; (d) a fase contínua da matriz de metal deve ter o máximo de volume possível na dispersão. As dispersões podem, no entanto, ter dificuldades de manter a uniformidade de propriedades físicas, mecânicas e térmicas durante irradiação no reator, particularmente a resistência mecânica, dutilidade, resistência a corrosão e estabilidade sob irradiação. Os principais combustíveis com dispersões utilizados são: UO_2 disperso em aço inox e U_3O_8, U_3Si_2, U_3Si disperso em matriz de Alumínio.

- UO_2 disperso em aço inox tem aplicação em reatores de potência refrigerados a água.

- Como o Alumínio possui baixa seção de choque de absorção mas possui restrições em relação à faixa de temperatura que pode ser utilizado (baixo ponto de fusão - 650 °C), ele é utilizado principalmente em combustíveis de reatores de pesquisa (MTR) onde podem ser obtidos altos fluxos de nêutrons a relativamente baixas temperaturas (<150 °C). A utilização de dispersões de materiais de alta densidade em Urânio (U_3O_8, U_3Si_2, U_3Si, U_6Fe) em matriz de alumínio foi a solução encontrada para substituir os combustíveis de alto enriquecimento dos reatores MTR (ligas de U-Al). Programas a nível mundial foram elaborados [9] de forma a pesquisar e qualificar combustíveis a base de dispersões com alta densidade de Urânio.

Define-se elemento combustível como o componente do núcleo do reator que contém de forma apropriada o material combustível e os materiais estruturais. O núcleo do reator contém um conjunto de elementos combustíveis.

Cada tipo de reator possui um tipo apropriado de material combustível e uma forma apropriada de elemento combustível que contém este material. Dentre as diversas formas utilizadas, as principais são elementos tipo placa e elementos combustíveis com varetas cilíndricas.

Os elementos combustíveis tipo placa são utilizados na maioria dos reatores de pesquisa e em alguns reatores de potência refrigerados e moderados a água leve. Os elementos combustíveis com varetas cilíndricas são utilizados principalmente nos reatores de potência. A diferença básica entre os dois tipos reside na relação de fluxo neutrônico/densidade de potência/área de transferência de calor, processos de fabricação, autonomia/desempenho em irradiação e rigidez estrutural.

O arranjo mecânico de cada elemento combustível depende do tipo de reator e sua aplicação. Reatores de pesquisa de alto fluxo requerem núcleos bem compactos e de alta rigidez. Nestes, os elementos combustíveis são compostos de placas curvas ou anulares. Reatores de pesquisa, de fluxo baixo ou intermediário, utilizam, normalmente, placas planas mantidas paralelas por placas suportes laterais formando uma estrutura simples mas com alta rigidez. Já reatores de potência comerciais têm núcleos compostos de varetas, com comprimentos elevados, possuindo pouca rigidez como estrutura, utilizando componentes mecânicos mais elaborados como, por exemplo, grades espaçadoras que necessitam de processos avançados de estamparia e soldagem.

3. Análise de Projeto

O elemento combustível deve atender aos requisitos de projeto neutrônico e termohidráulico, e terá sobre si a responsabilidade de manter uma integridade mecânica e bom funcionamento ao longo da operação do reator. Se propõe como linha de ação de análise e projeto que:

a) seja estabelecido um conjunto de requisitos funcionais para o elemento combustível
b) seja estabelecido um procedimento no qual é exigido selecionar os eventos específicos em cada uma das condições operacionais de projeto
c) seja estabelecida uma lista de parâmetros os quais são sabidos afetarem a capacidade do elemento combustível em atender um ou mais requisitos funcionais
d) seja estabelecido um procedimento no qual é exigido:
   - definir quais as considerações que afetam a capacidade do elemento combustível de preencher cada um dos requisitos funcionais sob cada evento postulado
   - estabelecer limites apropriados para cada uma dessas considerações, os quais sendo ultrapassados serão interpretados como falha do elemento combustível.

A figura 1 apresenta uma matriz em que estão relacionados, para um reator de potência PWR, alguns requisitos funcionais necessários ao elemento combustível, e condições de projeto a que estará sujeito o reator. É estabelecido que para cada condição de projeto seja verificado quais os requisitos funcio-

nais necessários ao elemento combustível (preencher matriz) e seja demonstrado seu atendimento [10].

Os parâmetros de projeto utilizados na análise do elemento combustível devem ser identificados e analisados. Estes parâmetros estão, normalmente, na forma de propriedades materiais, características geométricas ou fenômenos físicos/químicos necessários à caracterização do elemento combustível. Estes parâmetros devem ser gerados através de métodos adequados de engenharia. Na maioria das propriedades mecânicas, físicas, químicas, geométricas devem ser levadas em conta os efeitos de temperatura, fluxo de nêutrons e histórico de irradiação. A lista abaixo mostra alguns desses parâmetros, de forma genérica, sem particularizar para um determinado tipo de combustível.

a) condições gerais do reator:
   temperatura do refrigerante, pressão do refrigerante, vazão do refrigerante, química do refrigerante, fluxo de nêutrons, potência do reator, variações de vazão, movimento de internos, etc.

b) materiais/componentes/conjuntos
   aspectos físicos: dimensões, geometria, densidade, rugosidade superficial, espessuras, volume de vazios, pressão e composição de gases de enchimento (quando aplicável), etc.
   aspectos químicos: composição, taxa de corrosão, reações, etc.
   aspectos de propriedades materiais:
   - térmicos :condutividade térmica, expansão térmica, calor específico, temperatura de mudança de fase, temperatura de fusão, etc.
   - mecânicos :limite de elasticidade, limite de ruptura, módulo de elasticidade, dureza, coeficiente de Poison, fadiga, creep, etc.
   - metalúrgicos : tamanho e distribuição de grãos, tamanho e distribuição de poros, fatores de anisotropia, etc.

   aspectos de modelos, teorias, mecanismos, correlações: liberação de gases de fissão, creep, inchamento, densificação, interação combustível-revestimento corrosão sob tensão, desempenho térmico, coeficientes de transferência de calor, desgaste, vibrações, etc.

Os limites de projeto devem ser estabelecidos com o objetivo de demonstrar que um requisito funcional, pertinente a uma determinada condição de projeto, é satisfeito. Estes limites são aplicados com a finalidade de garantir que exista uma suficientemente baixa probabilidade de falha relacionada ao requisito funcional. Em reatores de potência, por exemplo, a base de projeto para operação normal é:" Para condição normal e condição incomum de operação, o reator deve ser projetado tal que danos no revestimento do combustível ou fusão do combustível não ocorram durante sua vida útil. Dano no revestimento é definido como perfuração, distorção excessiva ou ruptura como resultado direto de uma combinação particular de densidade de potência ou condições do refrigerante".

Neste caso, para a vareta combustível, é garantida sua integridade evitando temperaturas excessivas, evitando pressão interna excessiva devido à liberação de gases de fissão e evitando tensões e deformações altas no revestimento. Os limites impostos são: temperatura central da pastilha combustível $<2500°C$; pressão interna da vareta $<$ pressão do refrigerante; tensão equivalente máxima no revestimento $<$ tensão de escoamento ou tensão limite de corrosão sob tensão; deformação equivalente máxima $< 1\%$.

Um valor suficiente de margem deve ser demonstrado, tal que as incertezas inerentes às previsões analíticas ou experimentais não resultem numa violação ao limite imposto para um determinado requisito funcional. É opcional o método utilizado pelo projetista para estabelecer que existe uma margem adequada, e pode ser selecionada dentre uma ou mais dos seguintes itens: análise probabilística, análise de sensibilidade, análise de caso desfavorável, referência a resultados experimentais, e análises combinadas das anteriormente mencionadas.

É estabelecido que para cada condição de projeto sejam verificados quais os requisitos funcionais necessários ao elemento combustível e que seja analisado e demonstrado seu atendimento. Esta análise se faz através de uma metodologia analítica/numérica /estatística ou através de ensaios controlados que reproduzam o que se deseja analisar. Na metodologia de cálculo devem ser considerados parâmetros (propriedades, reações químicas, efeitos de irradiação, modos de falha, etc) envolvidos com o elemento combustível e para demonstração devem ser fixados valores limites e margens convenientes que delimitem a fronteira de aceitação para considerações que afetem a capacidade do elemento em preencher um determinado requisito. A figura 2 esquematiza a interligação entre condições de projeto e requisitos funcionais com uma metodologia de análise. De um lado estão as condições de projeto com as características de materiais empregados e seu equacionamento matemático. Do outro lado estão os requisitos funcionais com a idealização geométrica/mecânica dos componentes. Unindo estes dois aspectos, material e geometria, está o equacionameto do problema envolvendo várias áreas através de métodos analíticos, numéricos, estatísticos ou aplicando resultados experimentais. Esta metodologia pode gerar resultados de aplicação geral em engenharia ou, através de critérios preestabelecidos, condições de contorno existentes e limites preestabelecidos, pode gerar resultados específicos de projeto [11].

Tendo como base principal as idéias resumidas até aqui, é apresentada, como exemplo, uma esquematização de como poderia ser uma metodologia de base analítico-numérica para análise de elementos combustíveis. Esta análise pode ser dividida em análise do combustível em si (placa, vareta), e análise do elemento combustível como um todo e seus componentes. Na análise do combustível são de interesse os vários parâmetros envolvidos tanto com o material combustível quanto com o revestimento durante irradiação. Na análise do elemento combustível e seus componentes são de interesse, principalmente, os aspectos estruturais. As figuras 3 e 4 esquematizam de uma maneira geral esta divisão. Há, também, uma divisão de estudo sob condições normais de operação e condições de acidentes, devido ao grau de complexidade dos fenômenos envolvidos em cada um dos casos. Essas análises recebem dados de entrada de várias áreas de atuação em projeto de reatores (neutrônica/ termohidráulica/análise de acidentes/materiais) e estão interligadas entre si, pois uma depende do resultado da outra para poder ser realizada. Estão anotadas nas figuras 3 e 4 os programas utilizados pelo RTN/RT.

Entende-se como desempenho do combustível a forma como se comportam parâmetros diversos tanto do combustível como do seu revestimento durante irradiação. A análise é dividida em condições normais e condições de acidentes. Em condições normais são analisadas situações de estado estacionário ou transientes de potência. Nas análises em estado estacionário determinam-se parâmetros para longos períodos de irradiação. Os programas computacionais empregados

CC - SSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR/SP - IPEN

para estes estudos procuram ser determinísticos, ou seja, tentam simular de uma maneira ampla os fenômenos envolvidos no combustível durante irradiação. A interligação entre os vários parâmetros torna a simulação complexa, existindo a necessidade de ajuste de modelos e parâmetros com dados experimentais, e necessidade de interações sucessivas para convergência nos cálculos desenvolvidos pelos programas. A análise do combustível sob condições de acidentes envolve problemas complexos tanto de materiais, como de transferência de calor. Os programas para esta análise também são complexos e tem grande parte de seus modelos em bases experimentais, servindo os resultados desses programas como base para licenciamento e análise de falhas. As rotinas de um programa de análise de desempenho podem ser agrupadas em 4 itens básicos: rotinas que caracterizam as propriedades dos materiais, rotinas que caracterizam fenômenos de irradiação, rotinas que fazem a análise térmica e rotinas que fazem a análise mecânica [12].

O elemento combustível é uma "peça mecânica" com vários componentes acoplados entre si. É necessário estipular uma sequência de cálculo que permita analisar estruturalmente cada componente em si e também o conjunto estrutural que eles formam. Em operação normal vários carregamentos atuam sobre o elemento combustível, tais como gradientes térmicos, cargas provenientes do escoamento do fluido refrigerante e também cargas provenientes do meio externo como, por exemplo, a hipótese do sismo de desligamento seguro do reator. É dividida a análise estrutural em duas partes: uma de análise estática e outra de análise dinâmica. Na análise estática o elemento combustível é caracterizado com todas as suas peculiaridades estruturais. É dividido o estudo em uma análise de componentes e uma análise de conjunto. Em ambos os casos, programas estruturais que utilizam o método de elementos finitos são de grande utilidade. O estudo dinâmico é dividido em duas partes: uma que analisa o elemento combustível como um todo, solicitado por cargas dinâmicas de origem externa ao reator (sismo por exemplo),e outra que olha ou o elemento como um todo ou os componentes isolados (placas ou varetas combustíveis), sendo que o carregamento é proveniente do escoamento do fluido refrigerante. Para análise estrutural do conjunto sob carregamentos dinâmicos externos poderão ser utilizados programas de análise estrutural que façam análise dinâmica. O elemento combustível poderá ser caracterizado, estruturalmente, por uma viga equivalente simplificada ou poderá ser discretizada totalmente, por exemplo, por um programa em elementos finitos. Na análise de vibrações induzidas pelo escoamentos do fluido refrigerante, entra uma componente de ensaios experimentais, ou seja, a análise não será baseada apenas em uma busca de modelos teóricos ou aplicação direta de programas, mas será apoiada também em resultados de ensaios controlados em laboratórios.

Para análise do elemento combustível sob condições de acidentes, devem ser utilizados programas específicos que levem em conta a complexidade dos carregamentos e/ou fenômenos associados tais como não linearidades estruturais devido à alta temperatura e reações metal-água.

4-Qualificação de Combustíveis

Verificou-se na figura 2 a interligação de condições de projeto e requisitos funcionais para análise e demonstração dos componentes de um reator nu-

clear. Uma dessas análises é feita com base experimental. Isto é fundamental quando se trata de combustíveis de reatores nucleares pois sobre ele pesa a grande responsabilidade no que diz respeito ao aspecto de segurança. Devem ser feitos ensaios específicos de caracterização de materiais, teste de componentes e teste de conjunto em situações reais de operação ou situações extremas para demonstrar, obter ou analisar parâmetros diversos. Pode-se dividir as análises experimentais em três tipos básicos: análises pré-irradiação, desempenho durante irradiação e análise pós-irradiação. Um combustível estará completamente caracterizado e qualificado quando da comprovação experimental englobando estes tipos de análise. A justificativa destes testes pode ser vista da seguinte forma:

a) do ponto de vista do projetista e fabricante
   - verificar a conveniência dos materiais utilizados e conhecer as características destes nas condições de temperatura e irradiação, levantando dados sobre propriedades físicas, químicas, mecânicas e metalúrgicas.
   - verificar a conveniência dos processos utilizados na fabricação e das especificações de projeto.
   - analisar parâmetros de desempenho dos combustíveis (materiais, componentes, conjuntos) para comprovação de projeto e comparação com modelos teóricos adotados ou obtenção de formulação empírica para estes.
   - diminuir as margens de incertezas utilizadas em projeto.
   - investigar as causas de falhas de forma a implementar ou recomendar ações corretivas tanto em termos de projeto, fabricação como de estratégia de funcionamento do reator.

b) do ponto de vista de operação do reator
   - detectar previamente um potencial de falha de combustíveis (materiais, componentes, conjuntos) utilizados nos reatores.
   - desenvolvimento (aperfeiçoamento) dos combustíveis utilizados nos reatores.
   - maior definição dos limites de operação para minimizar falhas de combustíveis.
   - melhor conhecimento entre os valores dos parâmetros de operação definidos por projetos e aqueles medidos após a operação.

c) do ponto de vista licenciamento (segurança)
   - ter evidência experimental das margens (de segurança) assumidas no projeto do combustível e no gerenciamento do núcleo.
   - investigar as falhas inexplicadas de combustíveis de forma a garantir a ausência de um problema de proporção generalizada no projeto do combustível ou na operação do reator.

Laboratórios de materiais, reatores de teste de materiais (reatores de alto fluxo), e laboratórios de pós-irradiação (laboratórios com células quentes) são infraestruturas essenciais para desenvolvimento, qualificação e análise de combustíveis nucleares.

REQUISITOS FUNCIONAIS / CONDIÇÕES DE PROJETO	1. Manter Geometria Aceitável	2. Permitir fluxo de refrigerante e transferência de calor aceitáveis	3. Manter barreira de separação, do comb. e produtos de fissão c/a água	4. Permitir expansões diferenciais	5. Ter suporte próprio	6. Resistir às forças de escoamento do fluido	7. Permitir a inserção de barras de controle	8. Permitir o posicionamento da instrumentação, etc.	9. Acomodar efeitos químicos, térmicos, mecânicos e irradiação c/mat.	10. Permitir manuseio, transporte, carregamento, etc.	11. Elementos Combustíveis compatíveis entre si
I-CONDIÇÃO I - OPERAÇÃO NORMAL E TRANS. OPER.											
1. Operação em estado estacionário e desligamento											
2. Manobras Operacionais											
3. Operação com desvios permissíveis											
4. Testes pré-operacionais											
5. Etc...											
II- CONDIÇÃO II - EVENTOS DE FREQUÊNCIA MODERADA											
1. Perda parcial do escoamento forçado do fluido											
2. Perda da água de alimentação normal											
3. Transiente de rejeição de carga de projeto											
4. Perda da água de alimentação											
5. Etc...											
III- CONDIÇÃO III-EVENTOS INFREQUENTES											
1. Perda do refrigerante do reator por pequenas rupturas											
2. Quebra da tubulação do secundário											
3. Retirada inadivertente de barra de controle											
4. Etc...											
IV- CONDIÇÃO IV - FALTAS LIMITANTES											
1. LOCA											
2. Etc...											

Figura 1. Matriz Condições de Projeto X Requisitos Funcionais

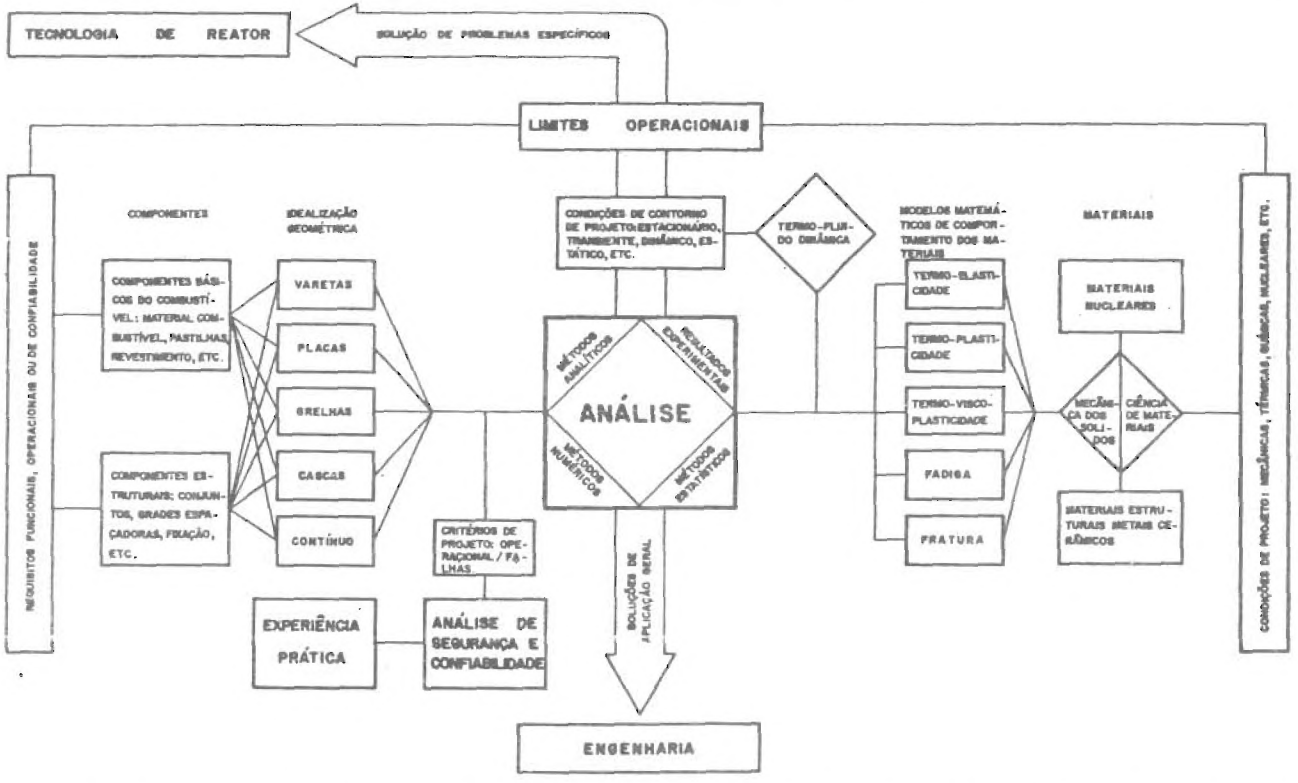


Figura 2. Esquema de Interligação de Condições de Projeto e Requisitos Funcionais para Análise de E.C.

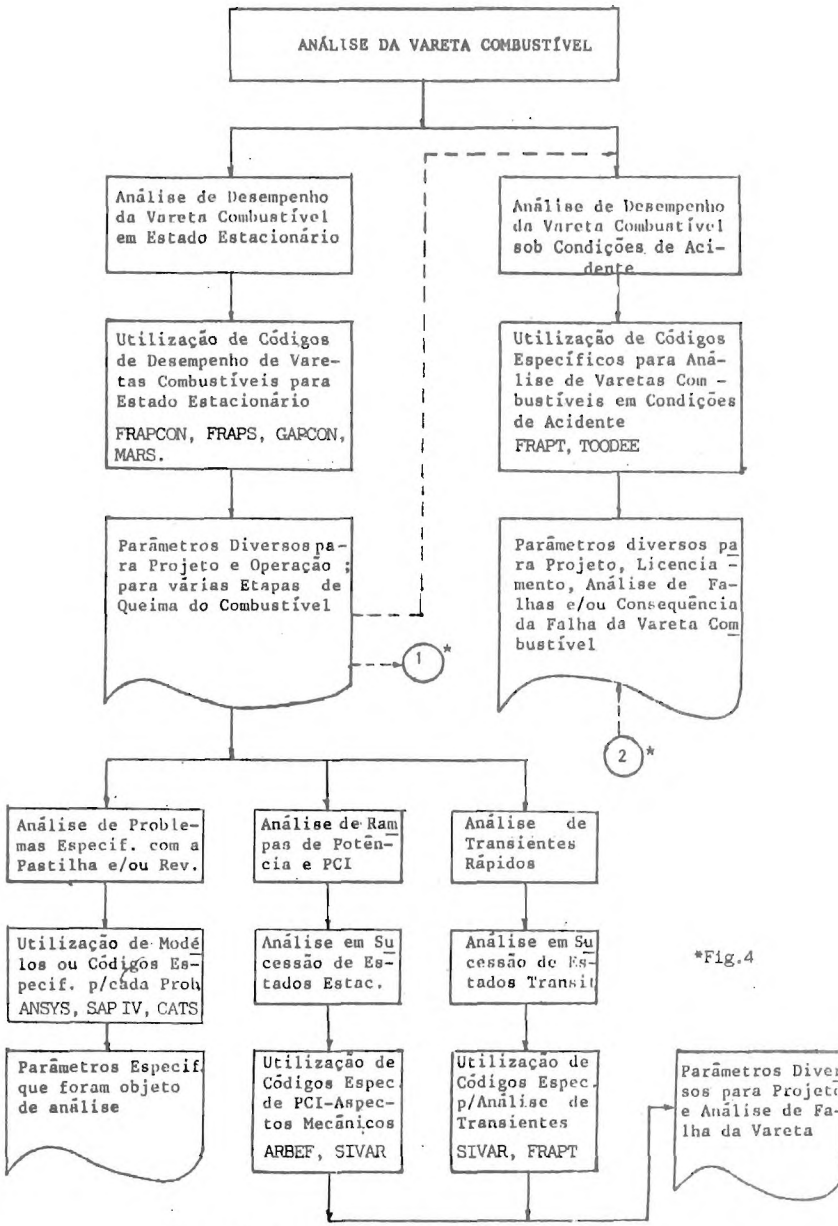


Figura 3. Esquema de Análise de Vareta Combustível

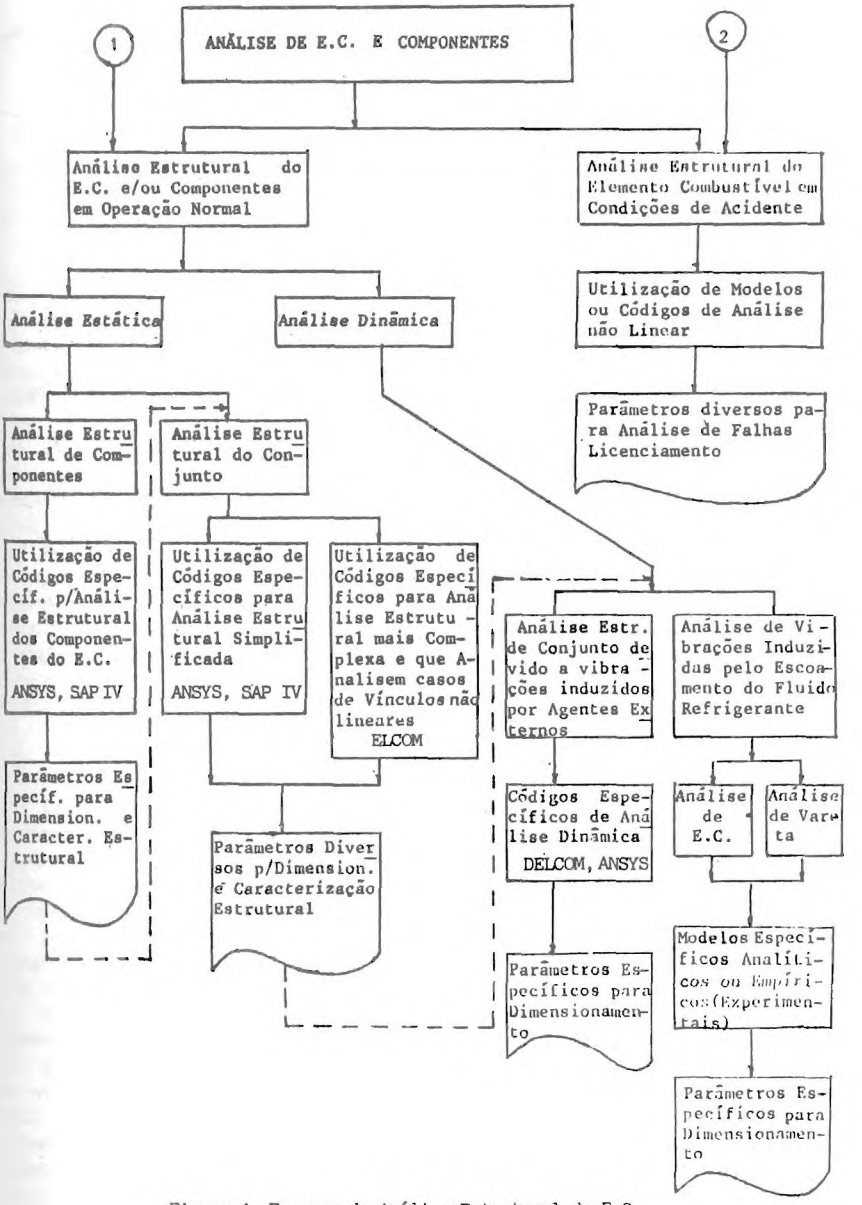


Figura 4. Esquema de Análise Estrutural de E.C.

5. Referências

[1] J. A. Perrotta, Apostila: "Curso de Introdução à Energia Nuclear - Engenharia do Núcleo", RTN/RT - IPEN/CNEN-SP.

[2] B.R. T. Frost, "Nuclear Fuel Elements" - Pergamon Press, 1982.

[3] A. R. Kaufmann, "Nuclear Reactor Fuel Elements" - Interscience Publishers, 1962.

[4] B. M. Ma, "Nuclear Reactor Materials and Aplications" - Van Nostrand Reinhold Company, 1983.

[5] J. A. L. Robertson - "Irradiation Effects in Nuclear Fuels" - Gordon and Breach Science Publishers, 1969.

[6] J. Weisman - "Elements of Nuclear Reactor Design" - Elsevier Scientife Publishing Company - 1977.

[7] D. R. Olander, "Fundamental Aspects of Nuclear Reactor Fuel Elements" - Thechnical Information Center, Energy Research and Development Administration, 1976.

[8] IAEA - TECDOC 233 - "Research Reactor Core Conversion Form the Use of Highly Enriched Uranium to the Use of Low Enriched Uranium Fuels - Guidebook" - IAEA, 1980.

[9] Proceedings of the 1984 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors. ANL/RERTR/TM-6.

[10] ANSI/ANS 57.5 - 1981 - "Light Water Reactors Fuel Assembly Mechanical Design and Evaluation".

[11] Structural Mechanics in Reactor Technology, capa dos volumes do 5º Congresso.

[12] J. Gittus, "Water Reactor Fuel Element Performance Computer Modelling" - Applied Science Publishers, 1983.

ANÁLISE TÉRMICA, TERMO-HIDRÁULICA E TERMO-MECÂNICA DO COMBUSTÍVEL DO REATOR IEA-R1 A 5MW

Antonio Teixeira e Silva
Leandro Vieira da Silva Macedo

Divisão de Engenharia do Núcleo
Departamento de Tecnologia de Reatores
IPEN-CNEN/SP

RESUMO

Em conexão com a conversão em andamento do núcleo do reator IEA-R1 do IPEN-CNEN/SP de combustíveis com alto enriquecimento em urânio (highly enriched uranium(HEU) fuel) para combustíveis com baixo enriquecimento em urânio (low enriched uranium(LEU) fuel), cálculos térmicos e termo-hidráulicos foram desenvolvidos em regime permanente para o núcleo atual predominantemente HEU deste reator e para um núcleo LEU proposto na potência de 2 MW. Eventuando uma possível elevação da potência deste reator de 2 MW para 5 MW, cálculos térmicos, termo-hidráulicos e termo-mecânicos foram também desenvolvidos para o núcleo LEU proposto a 5 MW.

Os cálculos térmicos e termo-hidráulicos a 2 MW mostram que a conversão do núcleo HEU atual para o núcleo LEU proposto não alterará as margens de segurança do reator. A elevação da potência do reator de 2 MW para 5 MW reduzirá estas margens, mas elas serão ainda suficientes para operação ótima e desempenho seguro. Os cálculos termo-mecânicos a 5 MW mostram que as tensões térmicas no elemento combustível atenderão aos requisitos de resistência mecânica e estabilidade elástica propostos em projeto.

ABSTRACT

In connection with the on going conversion of IEA-R1 Research Reactor, operated by IPEN-CNEN/SP, from the use of highly enriched uranium (HEU) fuel to the use of low enriched uranium (LEU) fuel, steady-state thermal and thermo-hydraulic analysis of both existing HEU and proposed LEU cores under 2 MW operating conditions have been carried out. Keeping in mind the possibility of power upgrading, steady-state thermal, thermo-hydraulic and thermo-mechanical analysis of proposed LEU core under 5 MW operating conditions have also been carried out.

The thermal and thermo-hydraulic analysis at 2 MW show that the conversion of the existing HEU core to the proposed LEU core will not change the reactor safety margins. Although the upgrading of the reactor power to 5 MW will result in safety margins lower than in case of 2 MW, these will be still sufficient for optimum operation and safe behaviour. The thermo-mechanical analysis at 5 MW show that the thermal stresses induced in the fuel element will satisfy the design limits for mechanical strength and elastic stability.

1. Introdução

O reator IEA-R1 do IPEN-CNEN/SP é um reator de pesquisa tipo piscina aberta, que vem operando nos últimos anos a uma potência de 2 MW. Água leve desmineralizada é usada como refrigerante e moderador e grafite como refletor. Os elementos combustíveis no reator são do tipo MTR, cuja maioria consiste de ligas de U-Al com 93,15% enriquecidas em U-235 (HEU) de fabricação americana. Na quarta carga do reator, 5 elementos combustíveis americanos foram substituídos por 5 elementos combustíveis alemães, contendo dispersões do tipo UAlx-Al com 19,77% enriquecidas em U-235 (LEU).

Com a restrição imposta ao comércio de urânio altamente enriquecido e integrando o programa mundial para redução do enriquecimento dos combustíveis de reatores de pesquisa, o IPEN-CNEN/SP iniciou a fabricação de elementos combustíveis tipo dispersão de U_3O_8-Al com cerca de 19,90% enriquecidas em U-235. Embora fosse desejável que a conversão do núcleo do reator fosse realizada em uma única etapa, este processo vem sendo efetuado gradativamente no IPEN-CNEN/SP.

Em conexão com a conversão do núcleo do reator IEA-R1, cálculos térmicos e termo-hidráulicos foram desenvolvidos para o núcleo atual predominantemente HEU do reator e para um núcleo LEU proposto com combustíveis do tipo U_3O_8-Al na potência de 2 MW. Os cálculos foram efetuados com o código HEATHYD [1] e modelos matemáticos sugeridos por diferentes organizações [2].

A conversão do núcleo pode ser utilizada como uma oportunidade para elevar a potência do reator para 5 MW. No seu projeto de concepção original [3], o reator IEA-R1 foi calculado para operação a 5 MW, o que fornece um aspecto atrativo para a elevação da potência, uma vez que a vazão atual no núcleo (591.0 m^3 /h) pode ser aumentada sem qualquer alteração no circuito primário de refrigeração. O valor de operação admitido na concepção original do reator foi de 681,5 m^3/h, com um valor de projeto de 817,8 m^3/h. Sendo assim, cálculos térmicos e termo-hidráulicos foram também desenvolvidos na mesma formulação acima para o núcleo LEU proposto a 5MW. Valores de vazão no núcleo de 681,5 m^3/h e 817,8 m^3/h foram testados.

As placas combustíveis de elementos MTR são engastadas nas placas laterais de suporte. Na hipótese de que estas sejam rígidas em relação às placas combustíveis, os gradientes térmicos nestas últimas podem induzir tensões acentuadas, levando a sua instabilidade. Para verificar as tensões térmicas induzidas no elemento combustível na potência de 5 MW, cálculos termo-mecânicos foram desenvolvidos através de uma modelagem em elementos finitos com o código ANSYS [4]. Os valores de tensão calculados foram comparados aos limites de resistência mecânica e estabilidade elástica estabelecidos em projeto.

2. Descrição do Núcleo HEU Atual e do Núcleo LEU Proposto para o Reator IEA-R1

O núcleo do reator IEA-R1 tem a forma de um paralelepípedo e é composto por elementos combustíveis, elementos de controle/segurança, elementos para irradiação de amostras e refletores de grafite encaixados verticalmente em furos de uma placa matriz de alumínio (82,86 cm x 63,97 cm x 11,45 cm)

contendo 80 orifícios e formando um arranjo 8 x 10.Em média, um carregamento normal comporta 30 elementos combustíveis formando um arranjo 5 x 6. Destes elementos, 25 são elementos combustíveis padrão, 4 são elementos de controle/segurança e 1 elemento com região central vazada para irradiação de amostras.

Os elementos combustíveis padrão são do tipo MTR, formados por 18 placas planas paralelas com espessura média de 1,52 mm e dispostas em um estojo de alumínio com seção transversal de 79,7 mm x 76,1 mm. Os elementos de controle/segurança são formados por 12 placas combustíveis, ocupando a parte central do elemento. As 2ª e 17ª posições de placa são reservadas as barras absorvedoras de Ag-In-Cd. As posições restantes são ocupadas por placas de alumínio. O elemento de irradiação é composto de 9 placas combustíveis reunidas em grupos de 4 e 5, respectivamente, nas laterais do elemento. Com esta disposição, o elemento de irradiação apresenta um canal central de água.

Uma descrição geral do núcleo HEU atual do reator IEA-R1(NÚCLEO 1) e do núcleo LEU proposto a 2 MW (NÚCLEO 2) e a 5 MW (NÚCLEO 3) é apresentada na Tabela 1.

O NÚCLEO 1 comporta 20 elementos combustíveis tipo U-Al HEU americano, 5 elementos combustíveis tipo UAlx-Al LEU alemão, 4 elementos de controle/segurança e 1 elemento de irradiação. As dimensões do cerne combustível nas placas combustíveis, respectivamente, americanas e alemãs são de 0,51 mm x 62,0 mm x 605 mm e 0,76 mm x 62,6 mm x 600 mm.

O núcleo LEU proposto (NÚCLEO 2 E NÚCLEO 3) deve comportar 20 elementos combustíveis tipo U_3O_8-Al de fabricação IPEN/CNEN-SP, 5 elementos combustíveis alemães e os mesmos elementos de controle/segurança e irradiação acima. As dimensões do cerne combustível de U_3O_8-Al são de 0,76 mm x 62,6 mm x 600 mm.

3. Métodos Utilizados nos Cálculos Térmicos, Termo-Hidráulicos e Termo-Mecânicos

No projeto térmico e termo-hidráulico dos elementos combustíveis tipo MTR, critérios (e limites) de projeto são estabelecidos de forma a não ocorrer uma mudança geométrica acentuada do elemento combustível e permitir o seu correto funcionamento durante o seu tempo de permanência no reator. As variáveis térmicas e termo-hidráulicas pesquisadas incluem a temperatura na superfície da placa combustível, a queda de pressão no núcleo, a velocidade crítica do refrigerante, os fluxos de calor para início da ebulição nucleada (onset of nucleate boiling-ONB), instabilidade no escoamento do fluido refrigerante e fluxo de calor crítico (burnout).

Em termos de critérios de projeto, as temperaturas na superfície da placa combustível devem ser mantidas abaixo da temperatura para a qual a probabilidade de corrosão do revestimento de alumínio é alta (cerca de 100 °C). A velocidade do fluido refrigerante deve ser mantida abaixo de 2/3 da velocidade crítica, dada por Miller [5], que é definida como aquela que torna o gradiente de pressão na placa combustível da ordem de sua carga crítica de flambagem. O fluxo de calor para o início da ebulição nucleada não é um critério limitante. Ele é normalmente identificado por considerações hidráulicas e de transferência de calor, isto é, escoamento bifásico versus escoamento monofásico. Instabilidades no escoamento do fluido refrigerante

Tabela 1. Descrição dos Parâmetros de Projeto do Núcleo Predominantemente HEU (NÚCLEO 1)e do Núcleo LEU Proposto a 2 MW (NÚCLEO 2) e a 5 MW (NÚCLEO 3) do Reator IEA-R1

PARÂMETROS DE PROJETO	NÚCLEO 1	NÚCLEO 2(NÚCLEO 3)
Tipo de reator	Piscina-MTR	Piscina-MTR
Potência regime permanente(MW)	2	2 (5)
Combustível	U-Al	U_3O_8-Al
	UAlx-Al	UAlx-Al
Enriquecimento do combustível	93,15%	19,90%
	19,77%	19,77%
Dimensões transversais do elemento combustível (mm)	79,7 x 76,1	79,7 x 76,1
Número de elementos combustíveis no núcleo	30	30
a) Elemento combustível padrão	25	25
b) Elemento de controle/segurança	4	4
c) Elemento de irradiação	1	1
Número de placas combustíveis		
a) Elemento combustível padrão	18	18
b) Elemento de Controle	12	12
c) Elemento de irradiação	9	9
Espessura da placa combustível (mm)	1,52	1,52
Dimensões do cerne combustível (mm)		
a) U-Al	0,51x62,0x605	
b) UAlx-Al	0,76x62,6x600	0,76x62,6x600
c) U_3O_8-Al		0,76x62,6x600
Espessura do canal de refrigeração(mm)	2,89	2,89
Largura do canal de refrigeração (mm)	66,58	66,58
Vazão do refrigerante (m^3/h)	591,0	591,0 (681,5-817,8)

não podem ocorrer em um fluido monofásico exceto através de vibrações induzidas pelo fluido ou deformações no canal. Em fluidos bifásicos, a presença de vapor dágua saturado na forma de bolhas atua como um novo mecanismo que afeta a relação vazão-queda de pressão de uma maneira complexa. Quando a potência fornecida ao canal de refrigeração é aumentada, bolhas são formadas (ebulição subresfriada). Bolhas maiores eventualmente restringem a seção transversal do canal de refrigeração e forçam a aceleração da parte líquida de forma a manter a mesma vazão no canal. Esta aceleração leva a um aumento da queda de pressão, que restringe ainda mais o fluido, levando ao seu bloqueio. Para sistemas de baixa pressão com ebulição subresfriada, instabilidade no escoamento do fluido pode levar a um fluxo de calor crítico bem abaixo do obtido sob condição de escoamento estável. Então, o fluxo de calor crítico que ocorre sob escoamento instável torna-se o principal critério de projeto estabelecido para combustíveis MTR. Entretanto, dados sobre o fluxo de calor crítico sob condições de escoamento estável são também apresentados nos projetos de combustíveis MTR, desde que ele é um critério limitante.

Para o cálculo dos parâmetros térmicos e termo-hidráulicos do núcleo do reator IEA-R1 foi utilizado o código unidimensional em regime permanente HEATHYD. Ele modela a transferência de calor e a circulação do refrigerante nos elementos combustíveis MTR para qualquer distribuição axial de potência. Cálculos para a perda de pressão e para a velocidade do refrigerante são baseados nas correlações de Colebrook-White, levando em consideração o efeito dos mecanismos de realimentação na temperatura do refrigerante. Os modelos físicos de transferência de calor são desenvolvidos para escoamentos monofásico e bifásico, usando os critérios de transição para circulação forçada de Bergles-Rohsenow [2], [6]. Correlações para identificação do fluxo de calor para o início da instabilidade no escoamento do fluido são obtidos de Whittle e Forgan [2], [7] e os fluxos de calor crítico para condições de escoamento estável pelas correlações conservativas sugeridas por Mirshak e Labuntsov [2].

Os dados de entrada para o código HEATHYD incluem a geometria do elemento combustível, a potência gerada, a vazão no elemento, os fatores de pico de potência radiais e axiais, as propriedades do refrigerante e a pressão estática no reator. Os resultados de saída do código incluem a velocidade do refrigerante, a queda de pressão no núcleo, a temperatura e a pressão de saturação na saída do canal de refrigeração e as temperaturas locais no refrigerante e na superfície da placa combustível. O código calcula ainda os valores dos fluxos de calor para início da ebulição nucleada e instabilidade no escoamento do fluido, e o fluxo de calor crítico para escoamento estável. Cada um dos valores acima é dividido pelo fluxo de calor local na placa combustível, fornecendo as margens de segurança do reator, denominadas, respectivamente, de margem para ONB, margem para início da instabilidade no escoamento do fluido e margem para DNB. Valores de margem para ONB menores do que 1,0 podem ser admitidos em projeto. Os valores das margens para o início da instabilidade no escoamento do fluido têm de ser sempre maiores do que 1,0 para garantir a segurança do reator. Como descrito acima, o fluxo de calor que leva ao início da instabilidade no escoamento do fluido é o principal critério de projeto de combustíveis MTR.

A velocidade crítica do refrigerante não é fornecida pelo código HEATHYD.

Os valores destas velocidades para os três tipos de núcleos pesquisados foram calculados pela formulação de Miller e comparadas aos valores de velocidade do refrigerante obtidos pelo código HEATHYD.

As temperaturas no cerne combustível, obtidas em regime permanente não são limitantes para o projeto. No caso, elas são muito baixas e aquém de temperaturas que possam levar a fusão da placa ou a reações químicas entre as partículas dispersas e a matriz, como as que ocorrem entre o U_3O_8 e a matriz de alumínio. Apenas para diferenciar os diversos tipos de combustíveis, as temperaturas máximas no cerne combustível foram calculadas.

A análise termo-mecânica do elemento combustível a 5 MW é desenvolvida através de uma modelagem em elementos finitos com o código ANSYS. A distribuição de temperaturas aplicada como carregamento térmico é obtida dos resultados do código HEATHYD e representa a distribuição máxima de temperaturas na superfície da placa, obtida dos casos estudados a 5 MW. Para as tensões térmicas é adotado o critério do código ASME. Este critério limita a intensidade das tensões em um ponto (diferença algébrica entre a maior e a menor tensão principal) ao menor dos seguintes valores: a) tensão de ruptura do material; b) duas vezes a tensão de escoamento do material. Os limites de tensões adotados para as placas componentes do elemento combustível são:

a) placas suportes laterais (material ASTM 6262 T6)
   tensão de ruptura : 260 MPa
   tensão de escoamento: 240 MPa

b) placas combustíveis (material ASTM 1060)
   tensão de ruptura : 55 MPa
   tensão de escoamento: 15 MPa

As tensões de compressão nas placas combustíveis devem ser mantidas abaixo da sua carga crítica de flambagem.

4. Análise Térmica, Termo-Hidráulica e Termo-Mecânica do Reator IEA-R1

Os cálculos térmicos e termo-hidráulicos foram desenvolvidos com o código HEATHYD para os três tipos de núcleo apresentados na Tabela 1. A vazão atual no núcleo de 591,0 m^3 /h foi considerada nos cálculos desenvolvidos para o NÚCLEO 1 e para o NÚCLEO 2 na potência de 2 MW. Para o NÚCLEO 3 a 5 MW, os cálculos foram desenvolvidos para valores de vazão no núcleo de 681,5 m^3/h e 817,8 m^3/h, admitidos no projeto de concepção original do reator. As Tabelas 1 e 2 apresentam os dados de entrada utilizados pelo código HEATHYD. Os cálculos foram desenvolvidos para canal quente e na configuração atual do núcleo do reator IEA-R1, tanto para valores nominais de projeto como para tolerâncias na geometria e na densidade de urânio na placa. Os fatores de canal quente foram calculados pelo código CITATION, usando seções de choque geradas pelo código HAMMER.TECHNION [8]. A velocidade crítica do refrigerante e as temperaturas máximas no cerne da placa combustível foram obtidas por formulações matemáticas a parte, desde que o código HEATHYD não fornece estes parâmetros.

Tabela 2. Dados Utilizados nos Cálculos Térmicos e Termo-Hidráulicos a 2 MW e a 5 MW

Parâmetro	NÚCLEO 1/NÚCLEO 2	NÚCLEO 3
Temperatura de entrada do refrigerante(°C)	28	38
Fator de pico axial	1,47	1,56
Fator de pico radial	1,67	1,56
Módulo de Elasticidade de Young(bar)	$0,7306 \times 10^6$	$0,7306 \times 10^6$
Razão de Poisson	0,33	0,33
Densidade da água (kg/m^3)	995,0	993,0
Calor específico da água (kJ/kg °C)	4,174	4,174
Condutividade térmica da água (W/m °C)	0,623	0,630
Condutividade térmica do alumínio(W/cm °C)	2,20	2,20
Condutividade térmica do U_3O_8(W/cm °C)	0,95	0,95
Condutividade térmica do U-Al(W/cm °C)	1,00	1,00
Condutividade térmica do UAlx-Al(W/cm °C)	1,70	1,70

Os valores da condutividade térmica dos diversos materiais nas placas combustíveis utilizados nos cálculos térmicos são apresentados na Tabela 2.

A Figura 1 apresenta os resultados de temperatura obtidos no refrigerante (tc) e na superfície das placas (tp) para o núcleo LEU proposto nas condições nominais de projeto a 2 MW e a 5 MW. Os resultados termo-hidráulicos são descritos na Tabela 3.

A distribuição de temperaturas obtidas para o NÚCLEO 3 a uma vazão de 681,5 m^3 /h (tp2) foi aplicada no elemento combustível na formulação desenvolvida com o código ANSYS. O modelo em elementos finitos proposto representa 1/8 do paralelepípedo formado pelas placas do elemento combustível (Fig.2). O gradiente de temperatura na direção radial é pequeno e foi desprezado.

5. Discussão dos Resultados e Conclusões

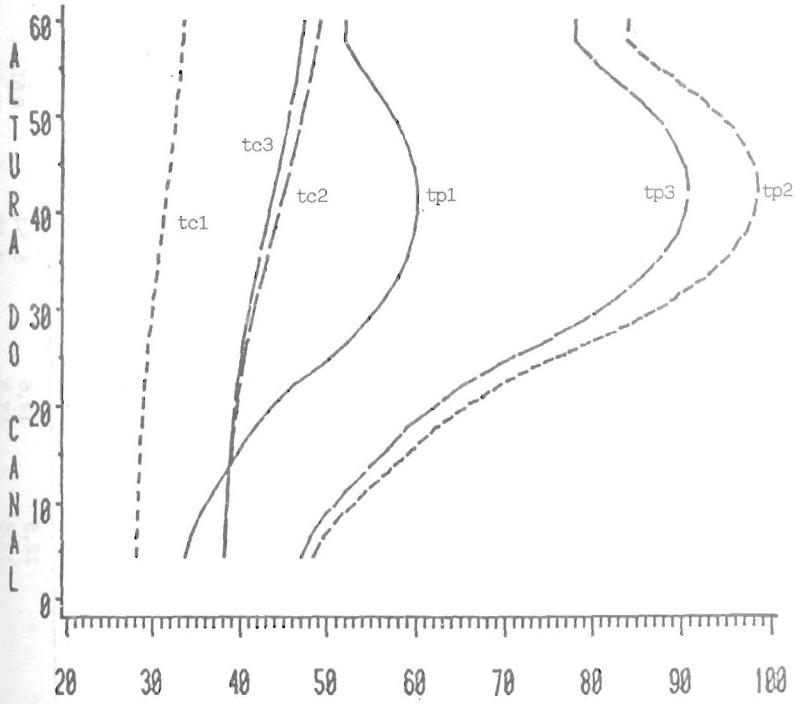
Da figura 1 e da tabela 3, nota-se que as diferenças nos resultados térmicos e termo-hidráulicos são mínimos para o núcleo predominantemente HEU atual e para o núcleo LEU proposto nas configurações estudadas a 2 MW. Pequenas discrepâncias nestes valores são devido as diferenças nas dimensões do cerne e do revestimento das placas combustíveis. Para as mesmas dimensões do canal de refrigeração nos dois tipos de núcleos, valores praticamente idênticos foram obtidos para a velocidade do refrigerante, queda de pressão e margens de segurança. A velocidade do refrigerante está bem abaixo da velocidade crítica e as temperaturas na superfície da placa aquém do limite estabelecido. As temperaturas máximas no cerne combustível são idênticas nos três tipos de placa. A margem de segurança obtida para o início da instabilidade no escoamento do fluido a 2 MW é muito alta, mostrando que a vazão atual no núcleo poderia ser reduzida.

A elevação da potência para 5 MW irá requerer um aumento da vazão no núcleo. O valor de projeto admitido na concepção original do reator é de 681,5 m^3 /h. A este valor as temperaturas na superfície da placa atingirão cerca de 100 °C dentro, portanto, do limite estabelecido. As margens de segurança são também suficientes para operação ótima e desempenho seguro. Um aumento na vazão até o valor de 817,8 m^3 /h levará a menores temperaturas na placa combustível e maiores margens de segurança, sem acarretar um aumento exagerado nas perdas de carga no núcleo. A velocidade do refrigerante ficará bem abaixo da velocidade crítica.

Os cálculos para canal quente a 5 MW, levando-se em conta as tolerâncias nas dimensões do elemento combustível e na densidade de urânio na placa, não acarretaram valores térmicos e termo-hidráulicos que ultrapassam limites de projeto estabelecidos.

Para cada elemento tipo IPEN-CNEN/SP introduzido no reator em substituição aos elementos americanos, devem ser repetidos os cálculos para os fatores de canal quente. Caso estes fatores sejam maiores do que os pesquisados neste trabalho, os cálculos térmicos e termo-hidráulicos devem ser refeitos e seus resultados comparados aos critérios de projeto estabelecidos.

Os resultados dos cálculos termo-mecânicos com o ANSYS mostram que a placa suporte lateral flexiona-se lateralmente absorvendo a expansão das



Superfície das Placas

tp1 - 2 MW
tp2 - 5 MW
tp3 - 5 MW

Refrigerante

tc1 - 2 MW
tc2 - 5 MW
tc3 - 5 MW

1 = 591,0 m^3/h 2 = 681,5 m^3/h 3 = 817,8 m^3/h

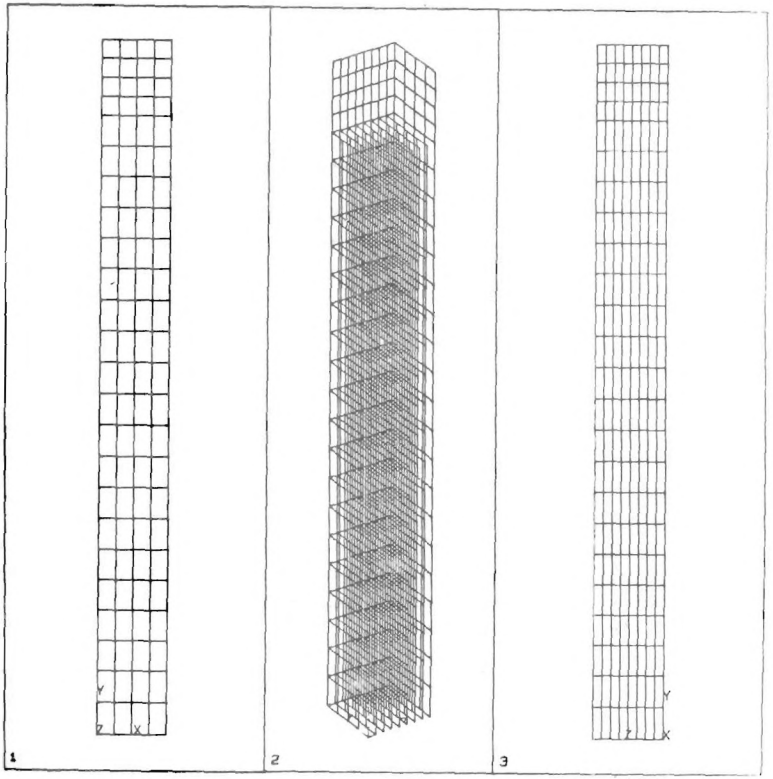
Temperatura (C) Altura do Canal (cm)

FIGURA 1

Perfil de Temperatura no Canal Quente

Tabela 3. Resultados da Análise Térmica e Termo-hidráulica do Núcleo HEU e LEU proposto do reator IEA-R1 a 2 MW e a 5 MW

Parâmetros		NÚCLEO 1	NÚCLEO 2	NÚCLEO 3	
Vazão no núcleo	(m^3/h)	591,0	591,0	681,5	817,8
Vazão por elemento	(m^3/h)	19,7	19,7	22,7	27,3
Velocidade do refrigerante	(m/s)	1,50	1,50	1,73	2,07
Velocidade crítica do refrigerante	(m/s)	16,5	15,7	15,8	15,8
Queda de Pressão					
a) entrada	(bar)	0,00323	0,00323	0,00428	0,00617
b) saída	(bar)	0,00181	0,00181	0,00241	0,00345
c) atrito	(bar)	0,03778	0,03779	0,04890	0,06947
d) gravidade	(bar)	0,06129	0,06129	0,06129	0,06129
e) dinâmica	(bar)	0,01115	0,01115	0,01477	0,02130
Pressão na saída do canal	(bar)	1,96	1,96	1,88	1,88
Temperatura de saturação	(C)	119,9	119,9	119,9	119,5
Temp. máxima no cerne combustível					
a) U-Al	(C)	61,6			
b) UAlx-Al	(C)	61,6	61,6	102,7	94,1
c) U_3O_8-Al	(C)		61,6	102,7	94,1
Fluxo de calor médio	(W/cm^2)	5,26	5,25	13,3	13,3
Fluxo de calor (máximo canal quente)	(W/cm^2)	12,9	12,9	31,2	31,2
Fluxo de calor médio para ONB	(W/cm^2)	15,9	15,9	17,8	20,7
Fluxo de calor para início da instabilidade no escoamento do fluido	(W/cm^2)	161,4	162,4	172,9	206,1
Fluxo para DNB (Mirshak).	(W/cm^2)	229,3	229,4	239,0	262,5
Margens de segurança					
a) margem para ONB		3,02	3,03	1,34	1,56
b) margem para início da instabilidade no escoamento do fluido		12,5	12,6	5,54	6,61
c) margem para DNB		17,8	17,8	7,66	8,41



1 - Discretização das placas combustíveis

2 - Vista em perspectiva do modelo

3 - Discretização da placa suporte lateral

Figura 2

Modelo em Elementos Finitos do Elemento Combustível

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR/SP - IPEN

placas combustíveis. Disto resulta que as tensões de compressão, segundo a largura das placas combustíveis são baixas e não levam à falha por instabilidade elástica. As maiores tensões de compressão são obtidas nas placas combustíveis, segundo a direção longitudinal do elemento combustível. Nesta direção, as placas suportes laterais restringem a expansão das placas combustíveis e, em contrapartida, surgem tensões de tração segundo a mesma direção nas placas suportes laterais. Nas extremidades longitudinais das placas combustíveis, fora da altura ativa, surgem tensões de tração devido a estas estarem a uma temperatura inferior e, portanto, sendo tracionadas pela parte da placa adjacente, ao longo da altura ativa, que está a uma temperatura superior.

A máxima intensidade de tensões encontrada para as placas suportes laterais foi de 45 MPa e para as placas combustíveis foi de 20 MPa. Estes valores são, portanto, inferiores aos limites descritos no capítulo 3.

As tensões de compressão encontradas na análise estão abaixo das tensões críticas de flambagem calculadas para as placas combustíveis na direção longitudinal (122 MPa) e na direção da largura das placas (31 MPa).

6. Referências

[1] L.A. KHAN e R. NABBI, Heat Transfer Analysis of the Existing HEU and Proposed LEU cores of Pakistan Research Reactores, Jül - 2118 KFA, February (1987).

[2] IAEA-TECDOC-233, International Atomic Energy Agency, Vienna (1980).

[3] Open-Pool Research Reactor, IEA-São Paulo, the Babcock and Wilcox Co., New York, N.Y., August (1957).

[4] G.J. DE SALVO e J.A. SWANSON, ANSYS: Engineering Analysis System, Users Manual, Rev. 4.2, Swanson Analysis Systems Inc. Houston, PA - USA (1985).

[5] D.R. MILLER, Critical Flow Velocities for Collapse of Reactor Parallel Plate Fuel Assemblies, Trans. ASME, 1958.

[6] A.E. BERGLES e W.M. ROHSENOW, The Determination of Forced-Convection Surface-Boiling Heat Transfer, Transactions of the ASME 86 (Series C-Journal of Heat Transfer) (1964).

[7] R. H. WHITTLE e R. FORGAN, A Correlation for the Minima in the Pressure Drop versus Flow Rate Curves for Subcooled Water Flowing in Narrow Heated Channels, Nuclear Engineering and Design, vol-6 (1967).

[8] N. KOSAKA, Comunicação Pessoal (1988).

ANÁLISE DE SEGURANÇA

AVALIAÇAO DAS MEDIDAS DE FRAÇAO DE VAZIO DA EXPERIENCIA DADINE COM O CODIGO RELAP4/MOD5

RONALDO CELEM BORGES

ROBERTO LONGO FREITAS

Departamento de Tecnologia de Reatores

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares

Comissão Nacional de Energia Nuclear - São Paulo

RESUMO

A Experiência DADINE mede a evolução axial de fração de vazio por difusão neutrônica em escoamentos bifásicos representativos daqueles encontrados na zona molhada de um reator nuclear à água leve pressurizada sob condições de acidente.

Visto a importância da comparação teórico-experimental para avaliação de códigos computacionais, este trabalho apresenta a simulação com o Código RELAP4/MOD5 dos resultados de fração de vazio obtidos na Experiência DADINE. Esta avaliação mostrou desvios provavelmente associados aos modelos existentes no Código destacando-se o modo da determinação do início do escoamento bifásico e da não caracterização dos diferentes regimes de escoamentos relacionados ao cálculo da fração de vazio.

ABSTRACT

The DADINE experiment measures the axial evolution of the void fraction by neutronic diffusion in two-phase flow in the wet regions of a pressurized water reactor in accident conditions.

Since the theoretical/experimental confrontation is important for code evaluation, this paper presents the simulation with the RELAP4/MOD5 Code of the void fractions results obtained in the DADINE Experiment, that showed some deviation probably associated with the existing models in the Code, special attention in the way of stablishing the two-phase flow and the no characterization of the differents flow regimes related with the void fractions.

1. Introdução.

A fração de vazio é um parâmetro importante quando da representação de fenômenos termohidráulicos encontrados durante um Acidente de Perda de Refrigerante Primário - APRP em reatores nucleares refrigerados à água leve pressurizada. Para este tipo de avaliação, é necessário o conhecimento das condições do fluido refrigerante onde a determinação da fração de vazio está diretamente relacionada à incerteza nas estimativas dos diferentes regimes de escoamentos associados. Dessa forma, o presente trabalho objetiva avaliar o comportamento do Código RELAP4/MOD5 relativamente aos resultados de fração de vazio obtidos na Experiência DADINE.

2. Circuito Experimental DADINE.

O Circuito Experimental DADINE [1], característico de teste de efeito separado, cujo esquema básico de funcionamento está mostrado na figura 1, permite medir a evolução axial de fração de vazio por difusão neutrônica em condições similares àquelas encontradas na zona molhada de um reator nuclear após um APRP.

A seção de testes é vertical, constituída de um tubo de inconel com 12 mm de diâmetro interno e 2 m de comprimento aquecido por efeito Joule com distribuição axial uniforme de potência.

A tabela 1 apresenta as condições operacionais da Experiência DADINE cujos parâmetros essenciais são mantidos constantes ao longo do transiente.

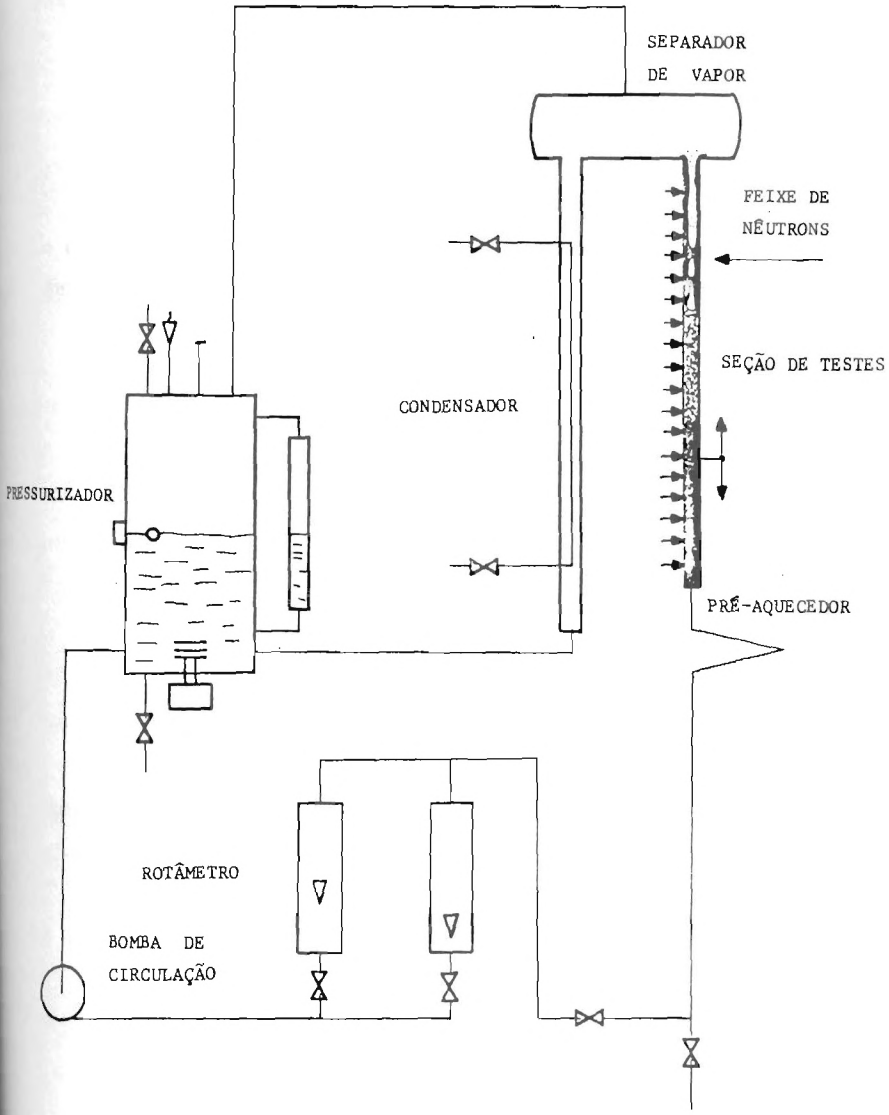


Figura 1 - Princípio de funcionamento do Circuito Experimental DADINE.

Tabela 1 - Faixa Operacional da Experiência DADINE.

pressão (bar)	p	=	1-3-6
velocidade mássica (g/(cm².s))	G	=	2-5-8-12
fluxo de calor (W/cm²)	ø	=	1-3-5
subsaturação do fluido (ºC)	ΔT_{sub}	=	20-50-80

3. Resultados Obtidos.

A fim de avaliar os resultados de fração de vazio com o Código RELAP4/MOD5 [2] quando da simulação da Experiência DADINE foram selecionados 12 casos como apresentados na tabela 2.

Tabela 2 - Condições operacionais para as medidas de fração de vazio na Experiência DADINE.

Caso	p(bar)	G(g/(cm².s))	ø(W/cm²)	ΔTsub(ºC)
1	1	2	1	20
2	1	2	5	20
3	1	8	3	20
4	1	8	5	20
5	3	2	1	20
6	3	2	5	50
7	3	8	3	20
8	3	8	5	20
9	6	2	1	20
10	6	5	3	20
11	6	8	5	20
12	6	12	5	20

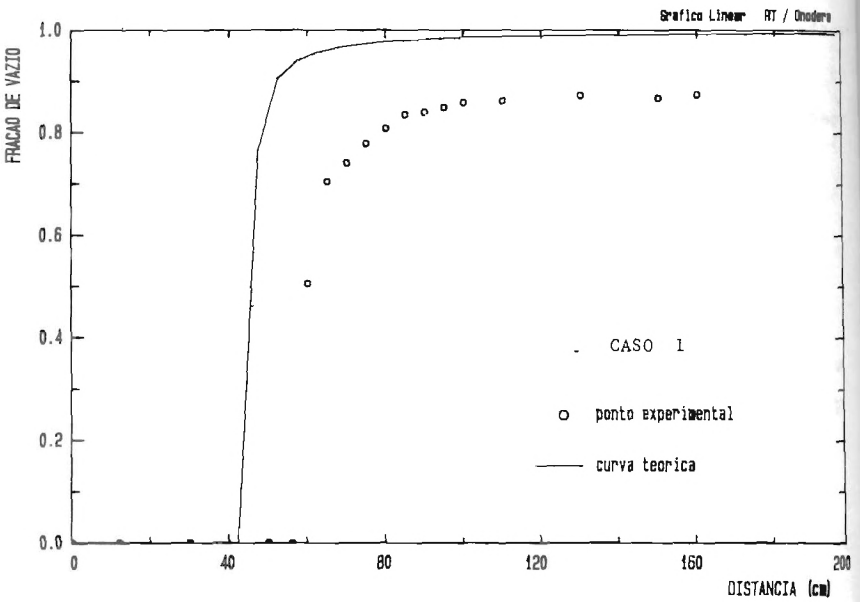
As figuras 2 à 7 mostram a evolução axial de fração de vazio obtidas na Experiência DADINE comparadas com os resultados do Código RELAP4/MOD5, onde os seguintes tópicos podem ser ressaltados:

- o Código representou satisfatoriamente o comportamento qualitativo dos dados experimentais característicos de sistemas à baixa pressão;
- o ponto de geração franca de vapor - GFV, representativo do início do escoamento bifásico, obtido na simulação foi sempre antecipado relativamente ao valor experimental;
- o resultado calculado quantitativamente superestima a evolução axial experimental da fração de vazio, provavelmente associado à antecipação do ponto de GFV, onde a partir do qual o calor entregue ao fluido é basicamente absorvido na forma de calor latente para vaporizá-lo;
- a variação decrescente da fração de vazio após a brusca vaporização do fluido não foi retratada pelo Código.

A simulação da Experiência DADINE também avaliada pelo Código CATHARE [3] mostrou resultados análogos aos obtidos neste trabalho, particularmente no que tange a determinação do ponto de geração franca de vapor e da representação da variação decrescente da fração de vazio.

4. Conclusões.

Uma avaliação da distribuição axial da fração de vazio calculada pelo Código RELAP4/MOD5 foi efetuada a partir dos resultados obtidos na Experiência DADINE.



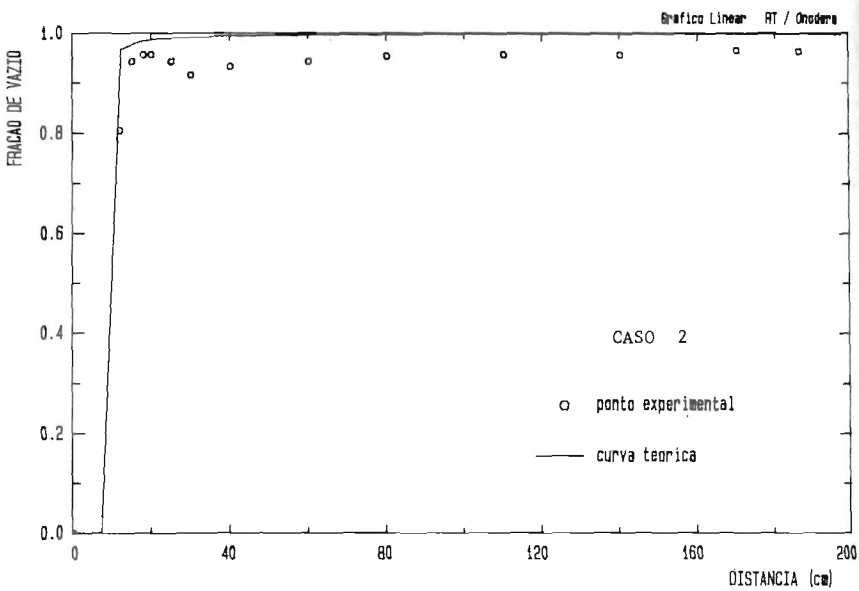
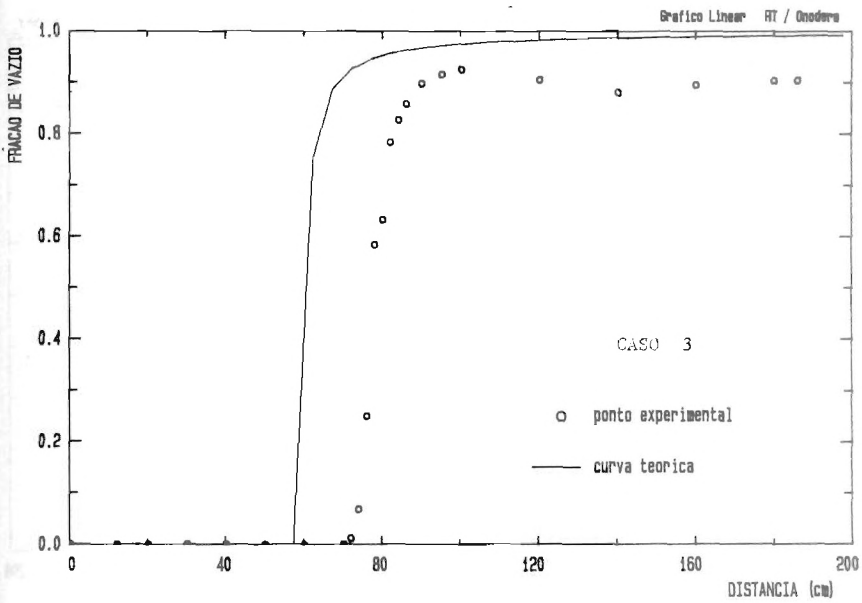


Figura 2 - Comparação cálculo - experiência para a evolução da fração de vazio.



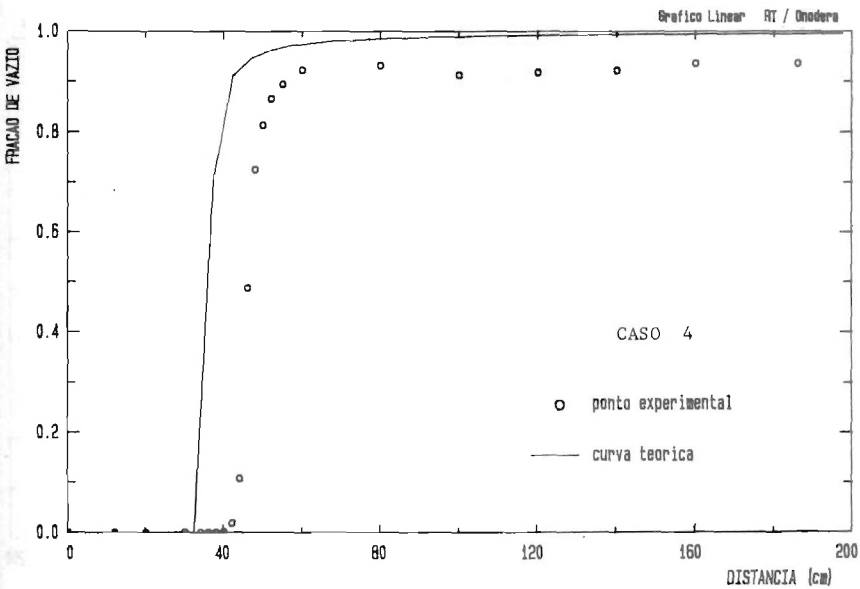
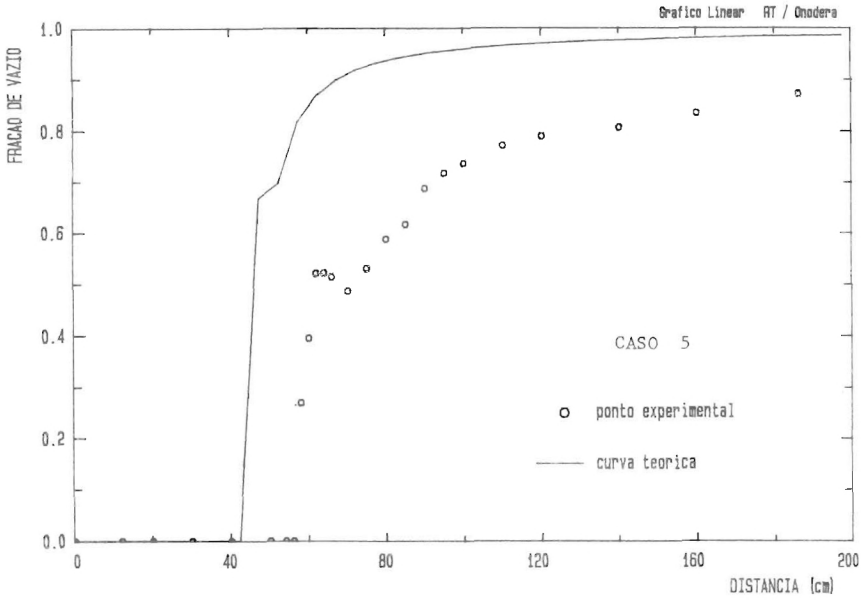


Figura 3 - Comparação cálculo - experiência para a evolução de fração de vazio.

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR/SP - IPEN



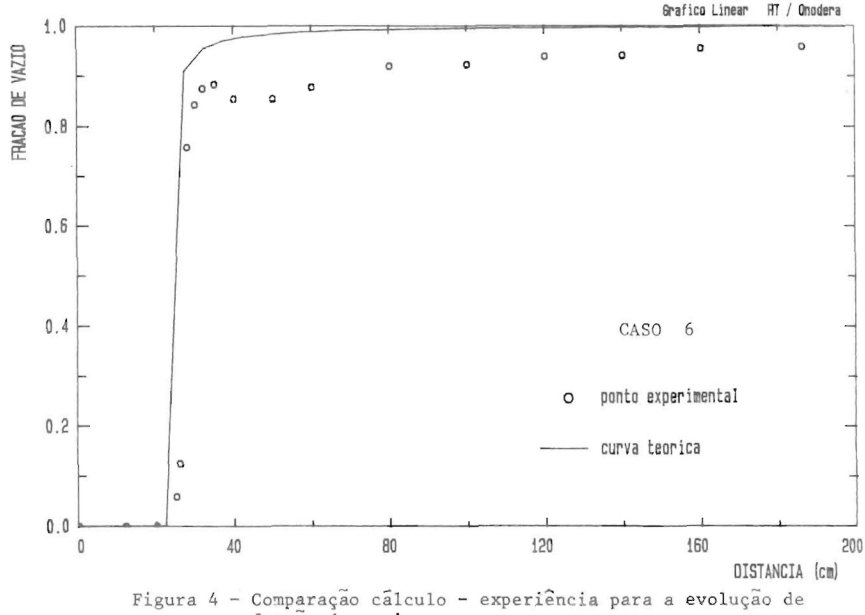
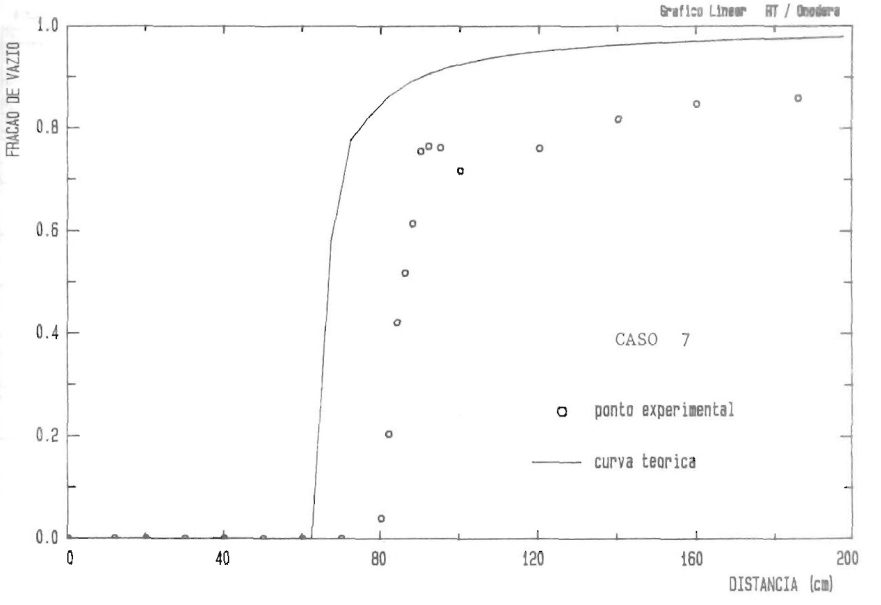


Figura 4 - Comparação cálculo - experiência para a evolução de fração de vazio.



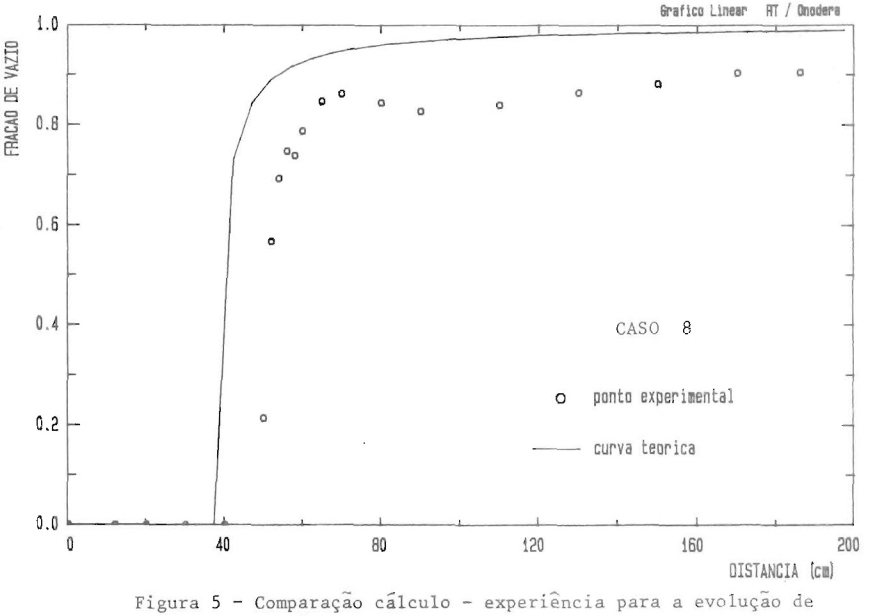


Figura 5 - Comparação cálculo - experiência para a evolução de fração de vazio.

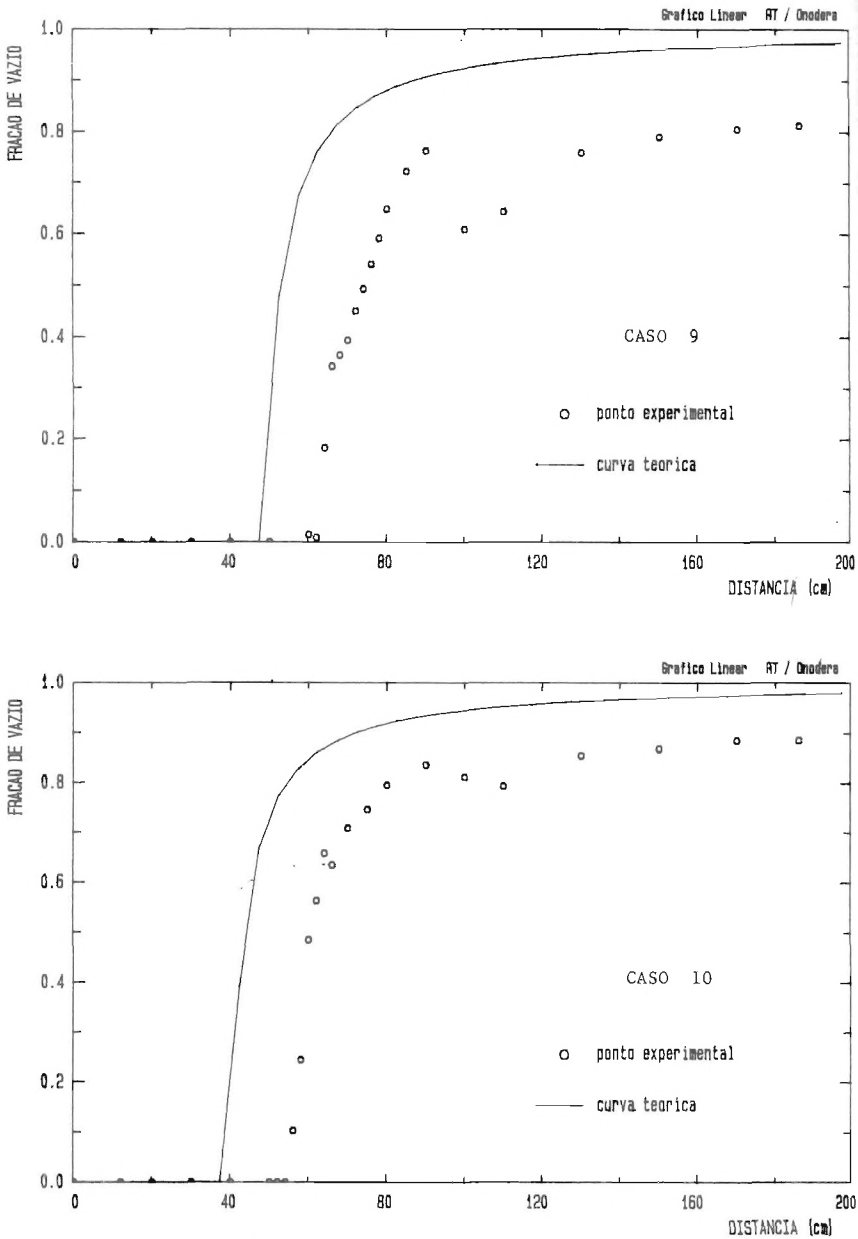
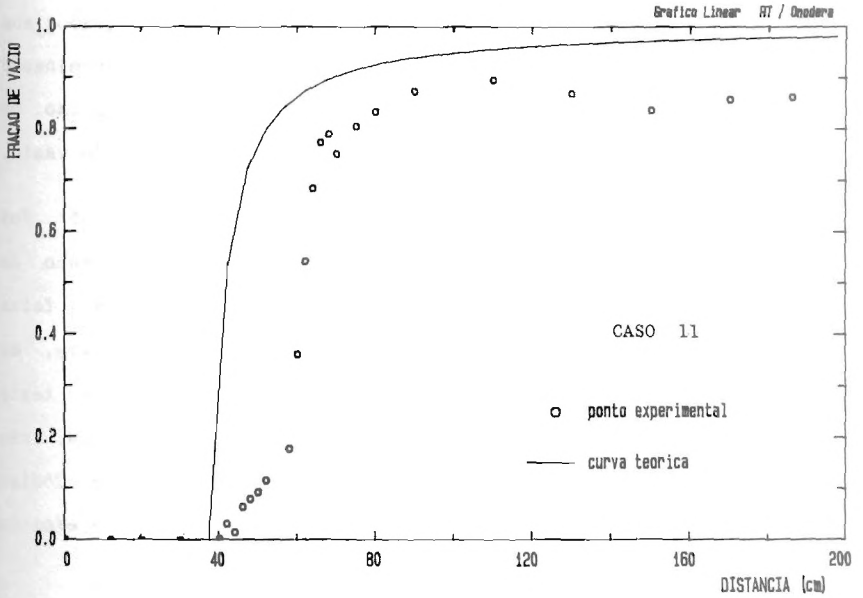


Figura 6 - Comparação cálculo - experiência para a evolução de fração de vazio.



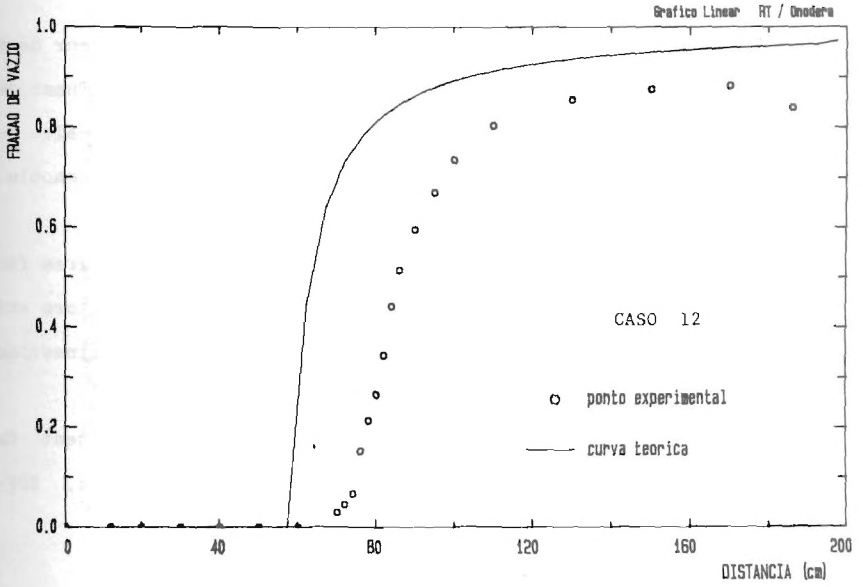


Figura 7 - Comparação cálculo - experiência para a evolução de fração de vazio.

Esta comparação mostrou desvios dos resultados calculados em relação à experiência, provavelmente associados aos modelos existentes no Código destacando-se o modo da determinação do início do escoamento bifásico e da não caracterização de diferentes regimes de escoamentos relacionados à fração de vazio.

É bom lembrar que o Código RELAP4/MOD5 foi predominantemente desenvolvido para avaliar o desempenho de sistemas e circuitos de reatores nucleares onde a faixa operacional é superior à da Experiência DADINE. Todavia, os desvios encontrados na comparação teórico-experimental de teste de efeito separado, como é o caso desta experiência, não necessariamente comprometem os resultados globais do Código quando de uma análise associada à sistemas caracterizando efeitos integrais.

5. Referências Bibliográficas.

[1] R.L. FREITAS, Hydrodynamique des Ecoulements Eau-vapeur dans la Zone Remouillée d'un Tube Chauffant en Renoyage, Thèse de Docteur Ingénieur, Université Scientifique et Médicale de Grenoble, Institut National Polytechnique de Grenoble, France (1981).

[2] Aerojet Nuclear Company, RELAP4/MOD5: A Computer Program for Transient Thermal-hydraulic Analysis of Nuclear Reactors and Related Systems, ANCR-NUREG-1335, Idaho National Engineering Laboratory, Idaho Falls, Idaho (1976).

[3] CATHARE - Code Avancé de Thermo Hydraulique pour Accident de Réacteur a Eau, French Advanced Safety Code for PWRs, EDF-CEA-FRA, Grenoble, France (1987).