

34: 072 722



BR0343050



AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE
DE SÃO PAULO

**ANÁLISE DE ACIDENTES DE PERDA DE REFRIGERANTE
NO REATOR IEA-R1 A 5 MW**

EDUARDO MAPRELIAN

Dissertação apresentada como parte dos requisitos
para obtenção do Grau de Mestre em Ciências na
Área de Tecnologia Nuclear - Reatores.

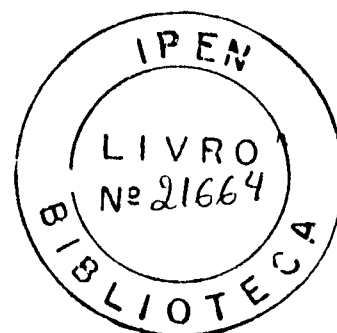
Orientador:
Dr. Antonio Teixeira e Silva

**São Paulo
1998**

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Autarquia associada à Universidade de São Paulo

**ANÁLISE DE ACIDENTES DE PERDA DE REFRIGERANTE NO
REATOR IEA-R1 A 5 MW**

EDUARDO MAPRELIAN



**Dissertação apresentada como parte
dos requisitos para obtenção do grau
de Mestre em Ciências na Área de
Reatores Nucleares de Potência e
Tecnologia do Combustível Nuclear.**

Orientador:
Dr. Antonio Teixeira e Silva

SÃO PAULO

1998

Donde, pois, vem a sabedoria, e onde está o lugar da inteligência?

E disse ao homem: Eis que o temor do Senhor é a sabedoria, e apartar-se do mal é a inteligência.

Jó capítulo 28 versos 20 e 28.

AGRADECIMENTOS

Ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (ipen-cnec/sp) na pessoa do seu Superintendente, Dr. Cláudio Rodrigues, pelo apoio e incentivo à pesquisa e capacitação científica nacional, pelos cursos ministrados e pelas instalações, equipamentos e acervo bibliográfico disponíveis ao desenvolvimento do trabalho.

Ao Prof. Dr. José Rubens Maiorino, Diretor de Reatores do ipen-cnec/sp, pelo apoio e incentivos prestados.

Ao Prof. Dr. Antonio Teixeira e Silva, chefe do Departamento de Análise de Reatores da Diretoria de Reatores do ipen-cnec/sp pela orientação e incentivo durante a execução do trabalho.

Ao Prof. Dr. Eduardo Lobo Lustosa Cabral, chefe da Divisão de Análise de Segurança, pelo acompanhamento, comentários e sugestões que tanto contribuíram para o andamento e enriquecimento do trabalho, e por sua participação na Banca Examinadora.

À Dra. Maria Regina da Silva Galetti por sua participação na Banca Examinadora.

Ao colegas e amigos MSc. Roberto Frayndlich, chefe da Divisão de Operação de Reatores, Físico Walter Ricci Filho, Sr. Antônio Jorge Sara Neto, MSc. Benedito Dias Baptista Filho, chefe da Divisão de Engenharia de Sistemas, MSc. Waldir Máximo Torres, Engenheiro Márcio Simioni, Engenheiro Pedro Ernesto Umbehaun, MSc. Wageeh Sidrak Bassel, MSc. Leslie DeMolnary, MSc. Antônio Souza Vieira Neto, Dr. Adimir dos Santos, MSc. Mitsuo Yamaguchi, MSc. Arlindo Gilson Mendonça, Engenheiro Altair Antonio Faloppa, Engenheiro Haruyuki Otommo, Sr^{ta} Maria Aparecida de Souza Pereira, MSc. Hélio Yoryiaz e MSc. Gaianê Sabundjian pelas informações, materiais, apoio e incentivo prestados.

À minha esposa e aos meus pais pelo seu amorável apoio.

A Jesus Cristo, pela Sua presença constante em minha vida, pela sua capacitação, graça e ajuda. Sim, reconheço que é Ele quem guia, aplaina e desembaraça os meus caminhos.

ANÁLISE DE ACIDENTES DE PERDA DE REFRIGERANTE NO REATOR IEA-R1 A 5 MW

Eduardo Maprelian

RESUMO

Os Acidentes de Perda de Refrigerante (APR) postulados para o Reator IEA-R1 a 5 MW são analisados qualitativa e quantitativamente. Para a análise, foram desenvolvidos os programas LOSS e TEMPLOCA. O programa LOSS calcula o tempo de esvaziamento da piscina do reator e o programa TEMPLOCA as máximas temperaturas no combustível durante os acidentes. Quatro grupos de acidentes são analisados: danos na piscina, esvaziamento da piscina, falhas nos tubos colimadores ou outras penetrações e ruptura da fronteira do Circuito Primário. A análise forneceu parâmetros importantes que permitiram auxiliar no desenvolvimento de um novo Sistema de Resfriamento de Emergência (SRE) e propor melhorias e reformas em outros sistemas e componentes do reator, tais como no Circuito Primário, no Sistema Pneumático de Irradiação e nos tubos colimadores de feixe de nêutrons. O novo SRE garante que o Reator IEA-R1 será operado com segurança a 5 MW e que, no caso de um acidente de perda de refrigerante, não haverá comprometimento da integridade estrutural do elemento combustível.

LOSS OF COOLANT ACCIDENT ANALYSIS FOR THE IEA-R1 REACTOR AT 5 MW

Eduardo Maprelian

ABSTRACT

The postulated Loss of Coolant Accidents (LOCA) for the IEA-R1 Brazilian Research Reactor operating at 5 MW are qualitatively and quantitatively analyzed. Two computer codes, LOSS and TEMPLOCA, were developed. The computer code LOSS determines the time to drain the pool down to the level of the bottom of the core, and the computer code TEMPLOCA calculates the peak fuel element temperature during the transient. Four groups of accidents were analyzed: damaged pool, pump-down of pool, failure of beam tubes or other penetrations, and Primary coolant boundary rupture. The analysis showed the necessity of introducing a new Emergency Core Cooling System (ECCS), and appropriate modifications in other systems and components of the reactor, such as: Primary Coolant System, Pneumatic Tube System and beam tubes. The effectiveness of the ECCS will ensure that the reactor can be safely operated at 5 MW and that can withstand a loss of coolant accident without sustaining core damage.

SUMÁRIO

	Página
CAPÍTULO 1 - INTRODUÇÃO.....	1
CAPÍTULO 2 - LEVANTAMENTO BIBLIOGRÁFICO.	4
CAPÍTULO 3 - METODOLOGIA PARA ANÁLISE DOS APR.....	17
3.1- CÓDIGO 3D-AIRLOCA.....	19
3.1.1- Modelo.	19
3.1.2. Estudo da Adequabilidade do Código 3D-AIRLOCA.	22
3.1.2.1 - Reator ASTR.	22
3.1.2.2 - Reator LITR.	24
3.1.2.3 - Reator Genérico da Agência Internacional de Energia Atômica.	26
3.1.2.4 - Reator IEA-R1.	28
3.2 - PROGRAMAS LOSS e TEMPLOCA.....	33
3.2.1- Programa Computacional LOSS.....	33
3.2.1.1. Modelo.....	33
3.2.1.2. Dados de Entrada e Arquivo de Saída.	39
3.2.1.3. Verificação do LOSS.	42
3.2.2. Programa Computacional TEMPLOCA.....	44
3.2.2.1. Modelo.....	44
3.2.2.2. Dados de Entrada.	51
3.2.2.3. Validação do TEMPLOCA.....	52
CAPÍTULO 4 - ANÁLISE DOS APR NO REATOR IEA-R1.....	55
4.1 – Análise dos Eventos - Condições e Parâmetros Iniciais.	56
4.2 - Tempo de Descobrimento Seguro do Núcleo.....	63
4.3 – Análise Qualitativa e Quantitativa dos APR do Reator IEA-R1.	66
4.3.1 - Danos na Piscina.	66
4.3.2 - Esvaziamento da Piscina.....	68
4.3.2.1. Abertura Indevida dos Drenos do Sistema de Retratamento de Água.	68
4.3.2.2 - Drenos, Respiros e Tomadas de Instrumentos do Circuito Primário.	70
4.3.3 - Falhas nos Tubos Colimadores ou Outras Penetrações.....	71
4.3.3.1 - Tubos Colimadores.....	71
4.3.3.2 - Saídas ou Drenos da Piscina.....	75
4.3.3.3 - Tubos do Sistema Pneumático de Irradiação.	78
4.3.3.4 - Coluna Térmica.	80
4.3.4 - Ruptura da Fronteira do Circuito Primário.....	80
4.3.4.1 - Seqüência dos Eventos e Operação do Sistema.....	81
4.3.4.2 - Análise do Transiente.....	82

4.4 – Discussão dos Resultados.	85
CAPÍTULO 5 - SOLUÇÕES DE ENGENHARIA.	87
5.1 - Sistema de Resfriamento de Emergência.	87
5.2 - Válvulas de Isolamento do Primário.	92
5.3 - Modificações no Sistema Pneumático de Irradiação.....	95
5.4 – Modificações para o Isolamento dos Tubos Colimadores.....	97
CAPÍTULO 6 - CONCLUSÕES.	99
APÊNDICE 1 – PROGRAMA 3D-AIRLOCA.	102
APÊNDICE 1.1 – Dados de Entrada.....	102
APÊNDICE 2 - PROGRAMA LOSS.	114
APÊNDICE 2.1- Programa Fonte.	114
APÊNDICE 2.2 - Arquivos de Entrada (Reator IEA-R1).	117
APÊNDICE 2.3 - Arquivo de Saída.....	118
APÊNDICE 3 - PROGRAMA TEMPLOCA.	120
APÊNDICE 3.1- Programa Fonte.	120
APÊNDICE 3.2 - Arquivo de Entrada.	122
APÊNDICE 3.3 - Arquivo de Saída.....	124
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS.	126

CAPÍTULO 1 - INTRODUÇÃO.

Desde o início de sua operação, em setembro de 1957, o reator IEA-R1 vem se destacando como o primeiro e um dos mais eficientes reatores nucleares de pesquisa da América do Sul.

Ao lado de suas atividades de pesquisa e desenvolvimento, que têm prestado relevantes serviços ao desenvolvimento técnico-científico nacional, a produção de radioisótopos para aplicações na medicina, indústria e agricultura tem se firmado como uma das mais importantes finalidades deste reator.

A crescente demanda destes radioisótopos, destacando-se entre eles o ^{131}I , o ^{32}P , o ^{198}Au , o ^{42}K , o ^{35}S , o ^{51}Cr , o ^{24}Na e o ^{82}Br , aliada à necessidade de fornecimento de outros, tais como o ^{151}Sm , o ^{125}I , o ^{166}Ho , o ^{165}Dy e o ^{186}Re de aplicações na medicina, apontaram para a necessidade do aumento da potência do reator de 2 MW para o seu valor original de projeto de 5 MW.

O retorno da potência do reator a 5 MW, aliado a um regime de operação de 100 horas contínuas por semana, permitirão ainda a produção do ^{99}Mo para a obtenção do ^{99}Tc , amplamente utilizado na medicina nuclear, a irradiação de gemas para produção de pedras semi-preciosas, a montagem de arranjos experimentais para desenvolvimento de técnicas de Terapia por Captura de Nêutrons (NCT), para o tratamento de câncer, e a montagem de circuitos de irradiação pressurizados e instrumentados para testes de materiais e combustíveis.

Dentre as várias implicações decorrentes do aumento da potência do reator está a segurança da instalação. Localizado no ipen-cnen/sp, dentro do campus Armando de Salles Oliveira da Universidade de São Paulo (USP) e a apenas 450 metros do Hospital Universitário, fica clara a necessidade de se assegurar, através de Análise de Segurança, a não existência de riscos indevidos aos operadores do reator, aos trabalhadores das unidades do ipen-cnen/sp e aos indivíduos do público.

A Análise de Segurança compreende a resposta do reator a eventos iniciadores postulados, ou seja, perturbações das variáveis de processo, falhas ou mau funcionamento de sistemas e componentes, eventos externos ou internos (terremotos, incêndios, etc.) e erros humanos, os quais podem conduzir a ocorrências operacionais antecipadas ou a condições de acidentes /1/ /2/.

A Análise de Segurança também contribui significativamente para a definição dos limites e condições operacionais do reator, bem como para as especificações técnicas de projeto dos componentes e sistemas com vistas à saúde e segurança do público, atuando interativamente com o projeto do reator. Os resultados desta análise são fornecidos no capítulo de análise de segurança (ou de acidentes) do Relatório de Análise de Segurança (RAS) do reator.

Dentre os vários eventos iniciadores postulados, os Acidentes de Perda de Refrigerante (APR) ("Loss of Coolant Accidents" - LOCA) têm sido considerados, em muitos casos, os limitantes quanto à análise de segurança /3/ /4/.

Na condição de operação atual do reator IEA-R1, estes eventos não são considerados limitantes, devido à baixa potência de operação de 2 MW e ao regime de operação de 8 horas por dia, 5 dias por semana. De fato, tem-se observado que para

operações nestes níveis não são constatadas consequências significativas aos elementos combustíveis, mesmo no caso de perdas rápidas e totais de refrigerante /5/ /6/. Estes mesmos estudos, conduzidos principalmente na década de sessenta, apontaram, no entanto, que a níveis de potência maiores do que 3 MW, em tempos de operação mais prolongados, já não se pode assegurar a integridade do combustível.

Com o projeto da elevação da potência do reator IEA-R1 para 5 MW em regime de operação contínua, torna-se necessária a realização de uma nova análise dos Acidentes de Perda de Refrigerante (APR).

Este trabalho realiza a análise dos APR para o reator IEA-R1 à potência de 5 MW, com a definição de uma metodologia de cálculo adequada, uma análise qualitativa e quantitativa dos eventos postulados, a verificação das consequências primárias dos acidentes e a interação com as outras áreas envolvidas (projeto e operação), fornecendo sugestões e subsídios para a adoção de medidas de projeto que minimizam ou levam à erradicação dos acidentes e/ou de suas consequências.

O capítulo 2 apresenta o levantamento bibliográfico relativo aos APR, sintetizando os aspectos mais relevantes à análise do reator IEA-R1. No capítulo 3, é discutida a metodologia a ser empregada no cálculo e na análise dos acidentes. O capítulo 4 apresenta a análise dos APR para o reator IEA-R1 a 5 MW. No capítulo 5, são apresentadas as soluções de engenharia propostas para eliminar ou minimizar as consequências destes acidentes. As conclusões deste estudo são apresentadas no capítulo 6.

O resultado deste trabalho fornece os subsídios necessários para a elaboração da Seção de Análise de Acidentes de Perda de Refrigerante do Relatório de Análise de Segurança (RAS) do reator IEA-R1 a 5 MW.

CAPÍTULO 2 - LEVANTAMENTO BIBLIOGRÁFICO.

Os APR em reatores de pesquisa têm sido alvo de estudos e pesquisas a quase meio século.

Neste capítulo é apresentada a síntese das referências bibliográficas, aplicáveis à análise dos APR no reator IEA-R1.

Vários testes experimentais de perda de refrigerante foram realizados no reator LITR (Low Intensity Testing Reactor) do Oak Ridge National Laboratory /7/. O objetivo destes testes foi determinar o aumento de temperatura observado nos seus elementos combustíveis devido ao calor de decaimento dos produtos de fissão, quando a água (refrigerante) é drenada rapidamente do reator.

Os testes foram realizados para vários níveis de potência do reator, entre 0,5 e 2.300 KW, sendo utilizado, em todos os testes acima de 1.250 KW, o sistema de resfriamento auxiliar por aspersão de água no núcleo.

As principais conclusões obtidas destes experimentos foram:

- o sistema de resfriamento auxiliar por aspersão, utilizado nos testes entre 1.250 e 2.300 KW, mostrou-se adequado para evitar a fusão do combustível;
- os tempos de esvaziamento e de evaporação da água no núcleo confirmaram-se como parâmetros importantes na análise de segurança do reator, pois influenciam significativamente no valor da temperatura máxima atingida no combustível.

Estudos posteriores foram desenvolvidos para este reator a uma potência de operação de 3 MW /5/. Nestes estudos, foi simulado, através da extrapolação dos resultados do teste a 1 MW, um acidente de perda rápida de todo o refrigerante do reator a 3 MW. O valor máximo da temperatura do combustível calculado nesta extrapolação, após uma operação por 6 dias consecutivos (142 horas), foi de 494 °C, abaixo, portanto, do ponto de fusão do alumínio (660 °C segundo a referência /5/). Apesar destes resultados e por segurança, o reator manteve o sistema de resfriamento auxiliar para garantir o resfriamento dos elementos combustíveis no caso de um acidente de perda de refrigerante neste nível de potência.

Esta precaução mostrou-se adequada, visto que a adoção da temperatura de fusão do alumínio das placas de combustível como o limite térmico do combustível foi revista em referências mais recentes /4/ /8/. Nestas referências, a temperatura de empolamento da placa combustível tem sido considerada como o limite térmico do combustível. A esta temperatura, ocorre o inchamento da placa devido à expansão dos gases ou produtos de fissão nela contidos, com a conseqüente obstrução do canal de refrigerante e posterior elevação da temperatura da placa até a sua fusão. O valor da temperatura de empolamento da placa varia entre 350 e 600 °C, principalmente em função do tipo do combustível utilizado, do grau de enriquecimento e da porcentagem de queima.

Warinner /3/ utilizou uma série de treze testes experimentais de perda de refrigerante, realizada no reator ASTR (Aerospace Systems Test Reactor) da Força Aérea Americana /9/, para comparação com os resultados do programa computacional 3D-AIRLOCA /10/ do Argonne National Laboratory. Este programa simula o aquecimento do núcleo seguido a um acidente de perda de refrigerante em reatores de teste ou pesquisa. Os testes abrangiam a faixa de potências entre 0,39 e 8,87 MW com tempos de irradiação (ou

de operação) de 300, 1.540, 1.800 e 10.000 segundos. Os resultados da temperatura máxima do combustível obtidos com o programa 3D-AIRLOCA para os treze casos analisados apresentaram uma variação de -10,1 a 14,4 % em relação aos valores medidos experimentalmente. Conclui-se que o **3D-AIRLOCA mostrava-se como uma ferramenta útil e razoavelmente precisa para fins de projeto e licenciamento de reatores de teste**. Estes resultados também revelaram **um sensível aumento no valor da temperatura máxima atingida no combustível durante o acidente em função do aumento do tempo de irradiação do combustível**.

Uma série de testes em elementos combustíveis suspensos no ar foram realizados no Oak Ridge Reactor (ORR) do ORNL /11/. O objetivo destes testes foi determinar a relação entre o histórico de irradiação e a máxima temperatura atingida nestes elementos. Dos testes, foi possível estabelecer uma correlação entre o coeficiente de transferência de calor total h e a diferença de temperatura θ entre a superfície do revestimento da placa e o ar ambiente. No caso, foi estabelecida a correlação $h \approx a \times \theta^n + b$, onde os coeficientes a , b e n foram ajustados pelos dados experimentais obtidos nos testes com os combustíveis do reator ORR. A partir de h e considerando-se a potência de decaimento no elemento pela equação de Way-Wagner /11/, foi possível relacionar a temperatura do revestimento com o tempo e a potência de irradiação do combustível. O erro encontrado entre as temperaturas calculadas e medidas experimentalmente foi de 9,1 %. Esta correlação, ainda que específica para os elementos combustíveis do reator ORR suspensos em ar, serviu como parâmetro ou base na análise ou modelagem de APR de outros reatores.

Outra importante conclusão deste trabalho foi o efeito da submersão parcial dos elementos combustíveis em água durante um acidente de perda parcial de refrigerante. Neste caso, observou-se **uma forte influência tanto do nível de submersão em água do**

elemento combustível quanto da potência de irradiação sobre a temperatura máxima atingida no combustível após o desligamento do reator. Estes mesmos resultados foram observados em experimentos do MSA Research Corporation /12/ com elementos de aço inoxidável aquecidos por indução.

Webster /6/ realizou uma comparação entre os resultados de testes de perda de refrigerante para quatro reatores de pesquisa operando a uma potência de 3 MW. A figura 2.1 apresenta as curvas obtidas para a temperatura máxima na superfície do combustível em função do tempo após o desligamento do reator para os quatro reatores testados:

- curva A - uma extrapolação para 3 MW dos resultados do teste de perda de refrigerante do reator LITR após uma operação a 1 MW por 142 horas (6 dias) sem a utilização de resfriamento auxiliar por aspersão /5/ /7/;
- curva B - resultados experimentais para um elemento combustível do reator Oak Ridge Reactor (ORR) do ORNL /10/ exposto ao ar, numa quantidade de energia de decaimento equivalente à da curva A /11/;
- curva C - cálculo realizado no Lawrence Radiation Laboratory para o Livermore Pool-Type Reactor (LPTR) com base nas informações e resultados da referência /11/.
- curva D - resultados experimentais de perda de refrigerante para o reator ASTR após uma operação a 3 MW por 25 minutos /3/.

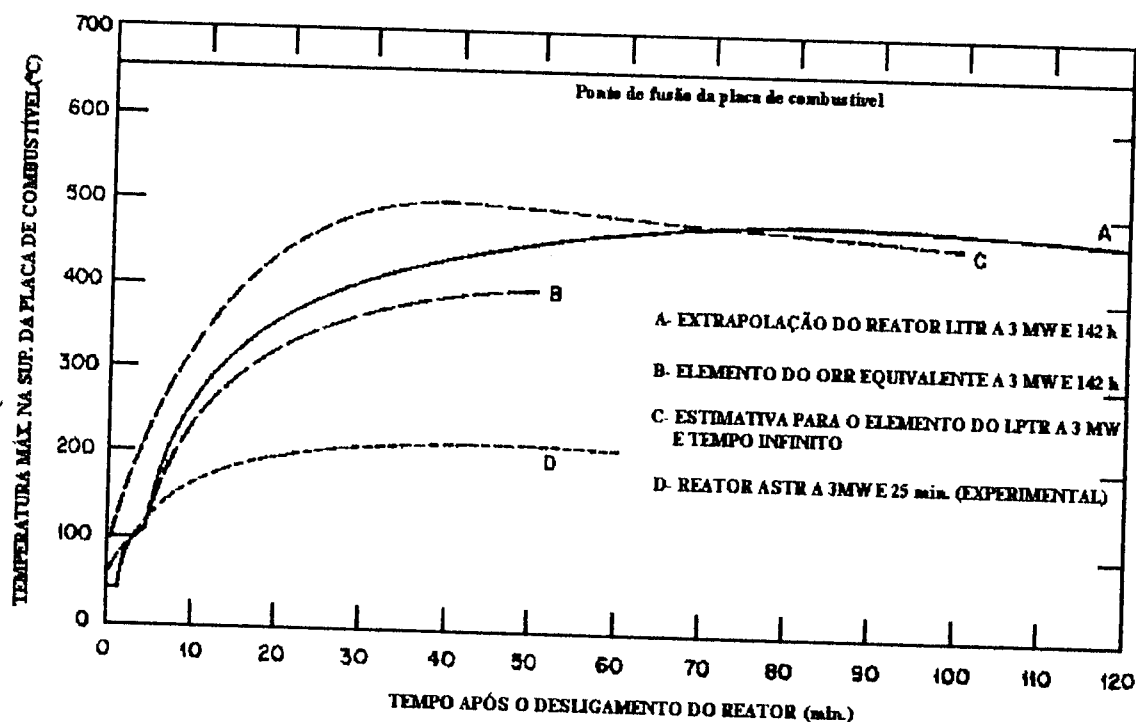


Figura 2.1 – Temperatura Máxima na Superfície da Placa de Combustível para 4 Reatores de Pesquisa a 3 MW Durante um APR (Figura 4 da referência /6/).

Das curvas apresentadas na figura 2.1, nota-se que em nenhum dos casos apresentados a temperatura máxima na superfície do combustível ultrapassou a temperatura de fusão do alumínio. Webster, a partir destes resultados, concluiu que reatores do tipo tanque como o LITR podem ser operados à 3 MW por uma semana e perderem seu refrigerante sem que ocorra um sobre-aquecimento das placas de combustível. No entanto, ele levanta dúvidas para operações em potências maiores e ressalta a necessidade da realização de mais experimentos.

As análises de Webster foram baseadas no limite de temperatura de fusão do alumínio, mas a consideração da temperatura de empolamento como limite do combustível pode conduzir a conclusões bem mais restritivas. Esta consideração tem norteado o projeto de novos reatores de pesquisa e a reforma dos antigos, onde se observa uma tendência

mundial de se evitar o descobrimento do núcleo devido a acidentes de perda de refrigerante. Dentre as medidas adotadas em novos projetos e reformas de reatores de pesquisa ao redor do mundo, destacam-se /4/ /13/ /14/:

- a colocação das tubulações de entrada e saída do circuito primário na piscina em posições acima do nível do núcleo do reator (com o sistema sifão e quebra sifão). Este artifício praticamente elimina a possibilidade de um descobrimento do núcleo devido à uma ruptura da tubulação do circuito primário. A figura 2.2 apresenta o esquema de instalação desta tubulação no reator suíço SAPHIR de 10 MW /4/;
- a instalação de válvulas de isolamento automáticas na entrada e na saída da piscina. Esta solução é a mais adotada nas modificações efetuadas em reatores mais antigos, sendo na verdade uma opção à solução anterior. Ela permite o isolamento da piscina do reator e a manutenção de níveis seguros de água na piscina nos casos de rupturas na tubulação do primário. Um exemplo de aplicação, no reator grego Democritus (GRR-1) de 5 MW /4/ /13/, é ilustrado na figura 2.3;
- o fechamento dos tubos de irradiação. Para se evitar um rápido esvaziamento pelos tubos de irradiação, num caso de ruptura, têm sido desenvolvidos sistemas de fechamento e selagem dos mesmos. A figura 2.4 representa esquematicamente o sistema de selagem para os tubos do reator SAPHIR /4/, o qual consiste de três barreiras: uma membrana de alumínio de 1,5 mm de espessura que fecha a abertura do colimador, uma portinhola atuada por um motor elétrico e uma válvula gaveta de acionamento manual e atuador hidráulico que fecha o tubo completamente em aproximadamente 5 minutos;

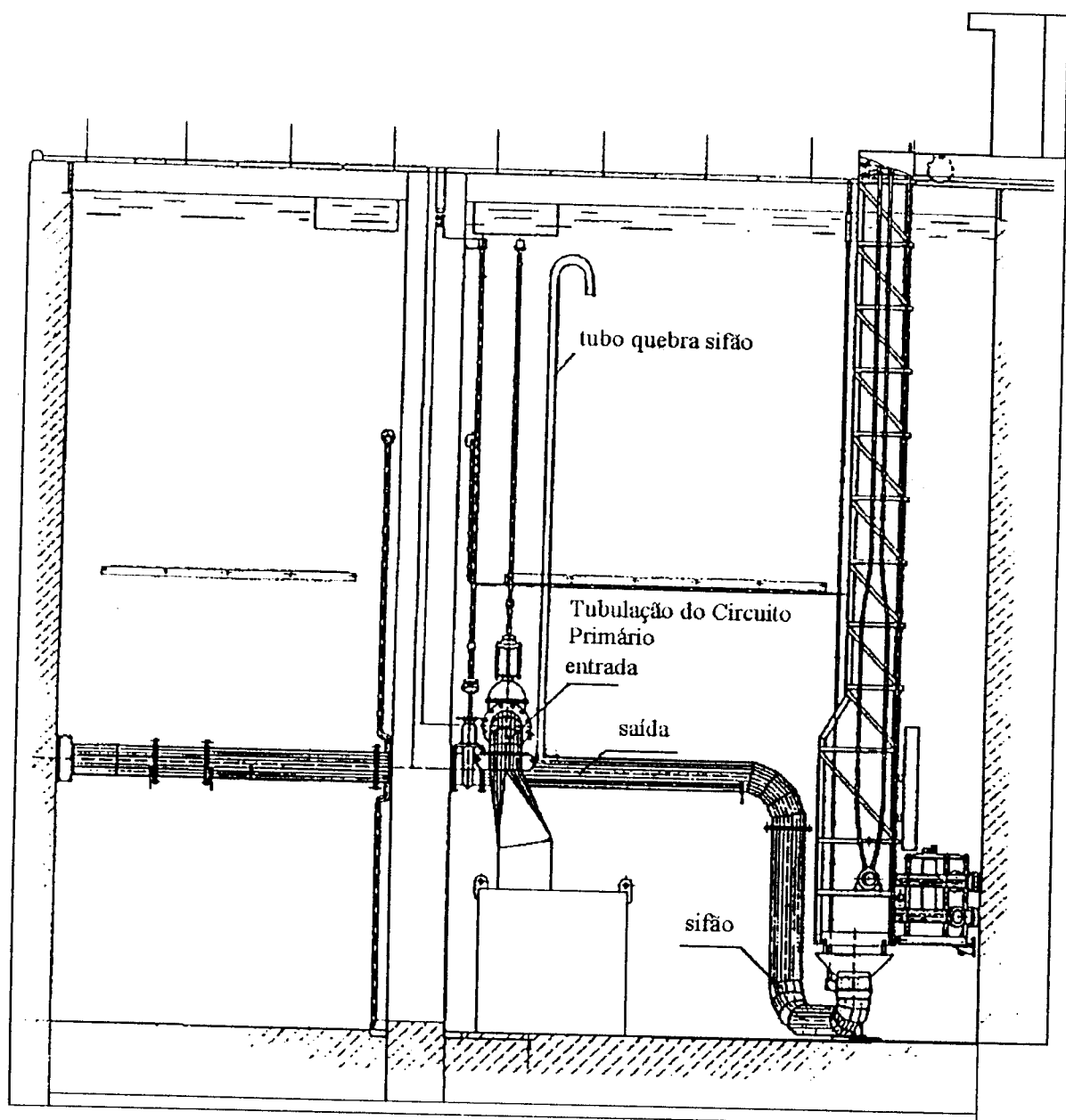


Figura 2.2 - Tubulação do Circuito Primário Interna à Piscina do reator SAPHIR.

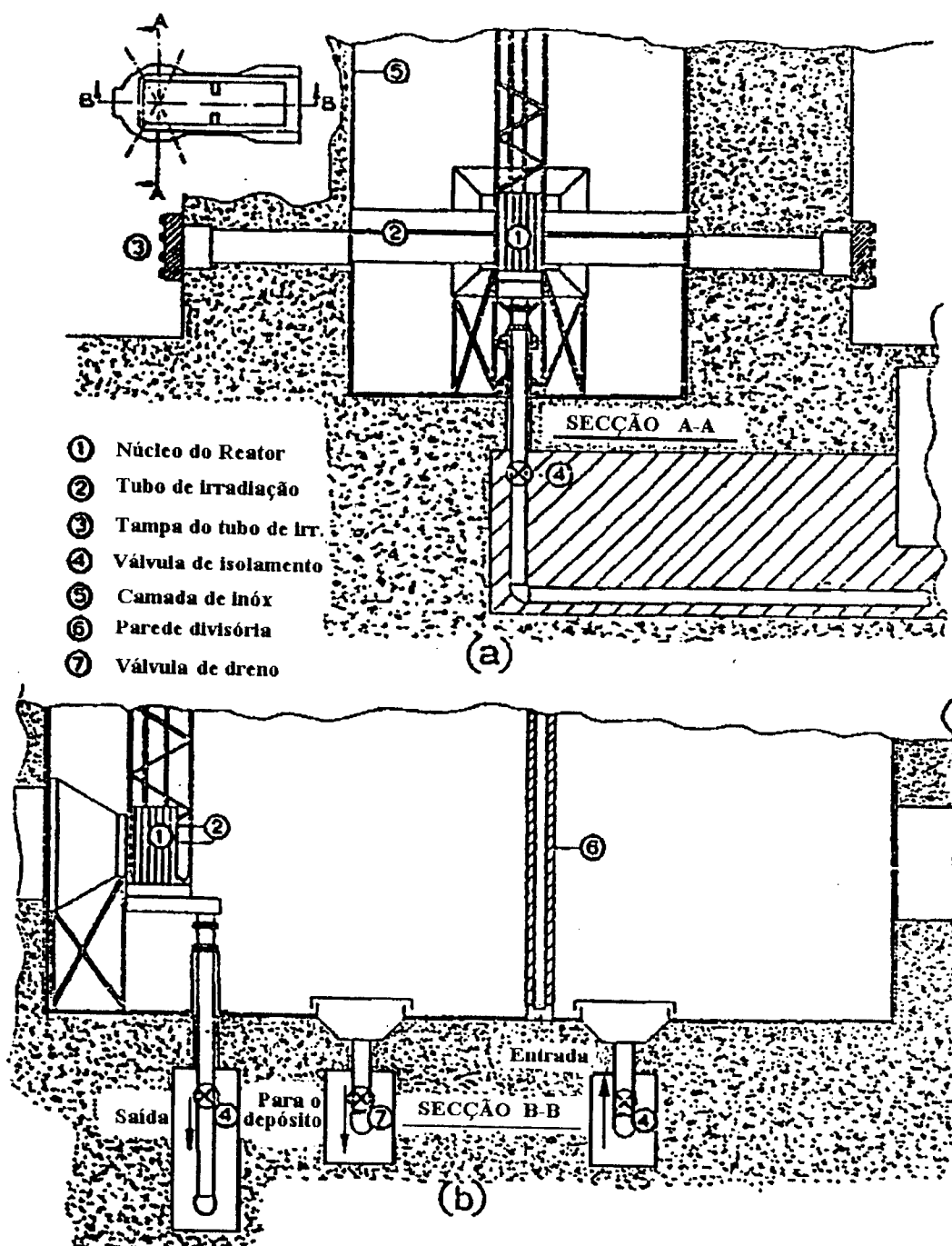


Figura 2.3 - Modificações propostas no reator Democritus.

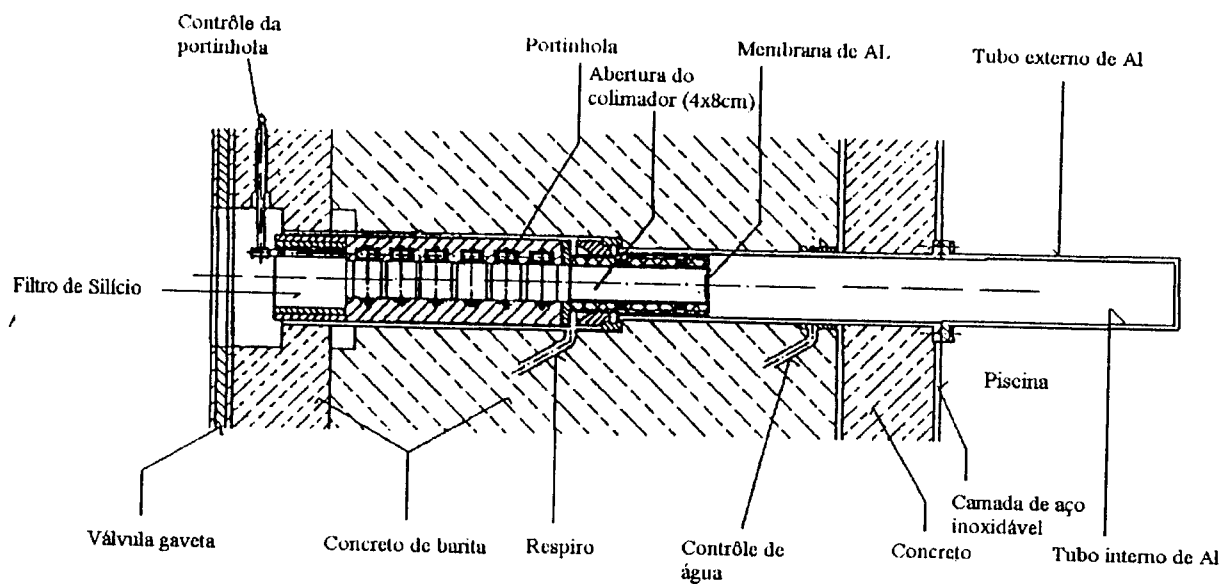


Figura 2.4 - Tubo de Irradiação do Reator SAPHIR.

- sistema de resfriamento de emergência. Vários reatores /4/ /5/ /14/ têm adotado sistemas de resfriamento de emergência para garantir a integridade do combustível no caso da perda total de refrigerante. Estes sistemas, como o ilustrado na figura 2.5, consistem de um suprimento auxiliar de água, por meio de aspersão ("spray") sobre os elementos combustíveis do núcleo.

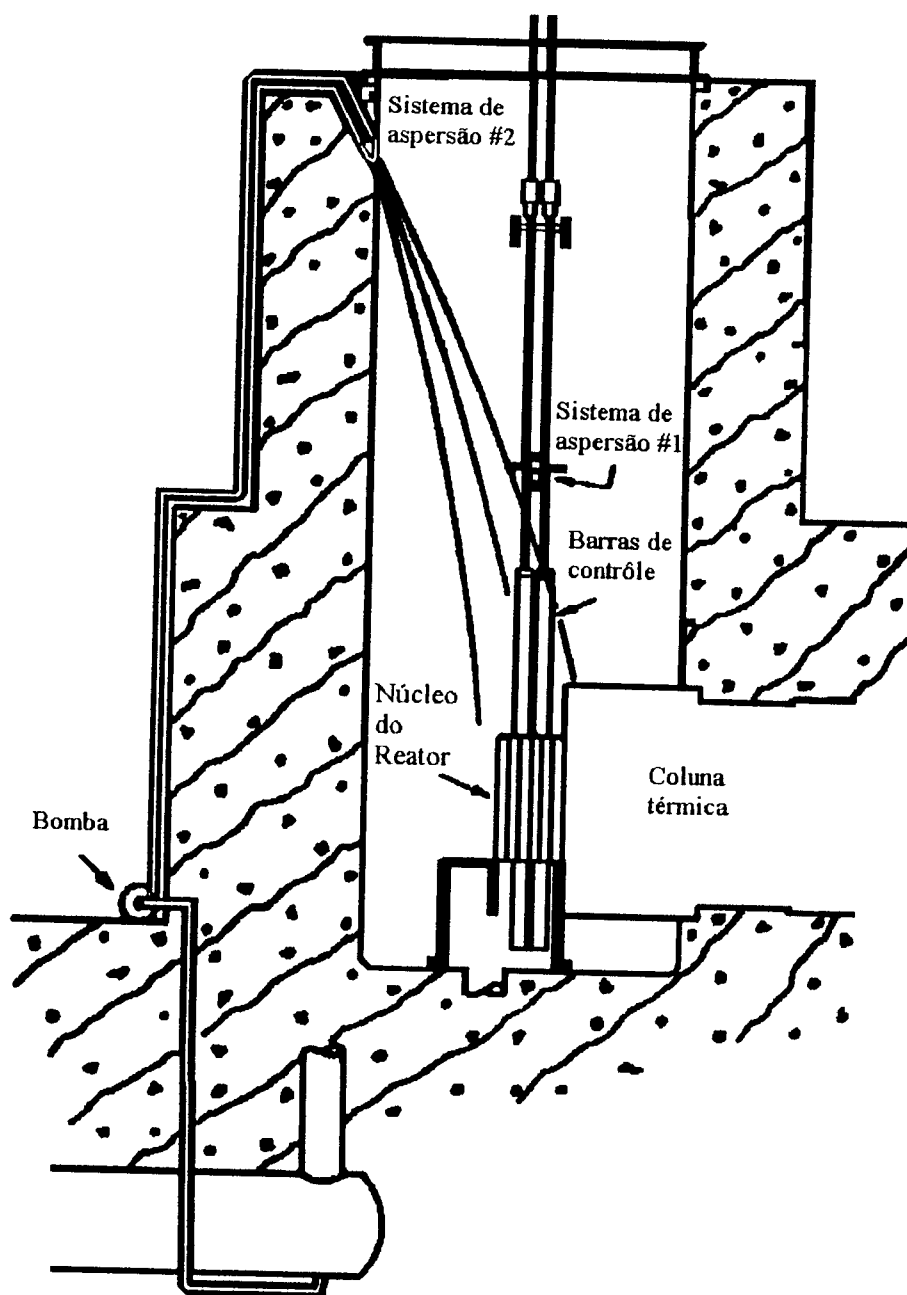


Figura 2.5 – Sistema de Resfriamento de Emergência do Reator Omega West.

O reator Omega West (OWR) do Los Alamos Scientific Laboratory /14/ é um reator de pesquisa do tipo tanque, que teve em 1968 a sua potência de operação elevada de 5 MW para 8 MW. Para a prevenção contra a fusão do combustível em APR, o OWR conta com um circuito anti-sifão, que já fazia parte do projeto inicial da instalação, e um sistema de resfriamento de emergência do núcleo, composto por dois sistemas de aspersão ("spray") independentes (ver figura 2.5), que foram instalados no reator quando da elevação de sua potência para 8 MW.

Na análise dos APR do OWR, foi estimado o tempo de descobrimento do núcleo para o caso de rupturas nas seguintes interfaces: tubulação externa do tanque (circuito primário), portinholas de irradiação, portinhola inclinada, coluna térmica, linha de dreno do tanque e portinholas dos instrumentos. Para o evento mais crítico, ou seja, a ruptura de uma portinhola de instrumento, ter-se-ia o descobrimento completo do núcleo em 6 minutos.

Para o cálculo da temperatura máxima do combustível no núcleo deste reator após o seu descobrimento completo, foi utilizado um modelo desenvolvido a partir dos experimentos nos reatores LITR /7/ e ORR /11/ do Oak Ridge National Laboratory. Este modelo considera o núcleo do reator descoberto e consiste de um balanço de energia nas placas combustíveis com a consideração dos termos de armazenamento de energia nas placas, a potência de decaimento e a transferência de calor. Para a definição de um coeficiente global de transferência de calor (H) que contemplasse as trocas por convecção, condução e radiação nos elementos combustíveis, foi adotada uma formulação semelhante à utilizada para o coeficiente de transferência de calor (h) nos testes dos elementos combustíveis do ORR suspensos em ar, com $H = c \times (a \times \theta^n + b)$. Para ajuste do coeficiente c foram utilizados os resultados experimentais de perda de refrigerante do

reator de pesquisa do tipo tanque LITR, cujas características do núcleo e dos elementos combustíveis são semelhantes ao do reator OWR. A utilização deste modelo permitiu, através de uma análise paramétrica para o elemento mais quente do núcleo, após uma operação do reator a 8 MW por 120 horas, chegar-se às seguintes conclusões:

- seria necessário um tempo mínimo de cobertura ou resfriamento do núcleo de 30 minutos para garantir que a temperatura das placas de combustível ficasse abaixo da temperatura de fusão do revestimento de alumínio de 660°C /14/;
- para um tempo de descobrimento de 6 minutos (evento crítico), ter-se-ia a fusão parcial de 8 elementos combustíveis (fusão de aproximadamente 8,2 % do núcleo), com um valor máximo de temperatura de 713°C no elemento mais quente;
- **O sistema de resfriamento de emergência garantiria a integridade do núcleo mesmo no evento crítico citado acima.**

Como observado nos parágrafos anteriores, o limite térmico adotado na análise do reator Omega West foi novamente a temperatura de fusão do alumínio. Caso este limite fosse a temperatura de empolamento, poder-se-ia ter condições bem mais restritivas.

O reator grego do tipo piscina GRR-1 ou "Democritus Reactor" /4/ /13/ de 5 MW conta com duas válvulas de isolamento automáticas na entrada e na saída da piscina para minimizar as conseqüências de um acidente de ruptura da tubulação do circuito primário. Além disso, em 1980 /13/, tinham sido iniciados os trabalhos para a instalação de um sistema de resfriamento de emergência.

Neste reator, os eventos iniciadores de perda de refrigerante analisados foram a ruptura de um tubo de irradiação ou da coluna térmica, a ruptura da parede da piscina e danos no sistema de resfriamento. No evento mais crítico de uma ruptura do tipo guilhotina na tubulação do sistema de resfriamento, ter-se-ia o descobrimento do núcleo em aproximadamente 28 minutos. Para minimizar a probabilidade de fusão do combustível devida ao descobrimento do núcleo, o reator conta com três medidas de proteção:

- fechamento das válvulas de isolamento acionadas por sinal de nível baixo na piscina /4/);
- transporte e isolamento do núcleo no segundo compartimento da piscina (compartimento de estocagem) em um tempo aproximado de 15 a 20 minutos (segundo a referência /13/);
- acionamento do sistema de resfriamento de emergência por aspersão de água no núcleo (em fase de implantação à época do trabalho).

CAPÍTULO 3 - METODOLOGIA PARA ANÁLISE DOS APR.

Os Acidentes de Perda de Refrigerante (APR) consistem na perda total ou parcial do refrigerante do reator, segundo os graus de intensidade citados abaixo:

- esvaziamento (parcial) da piscina sem o descobrimento do núcleo;
- esvaziamento (parcial) da piscina com o descobrimento parcial do núcleo; e
- esvaziamento (total) da piscina com o descobrimento total do núcleo.

As Safety Series n^{os} 35-G1 /1/ e 35-S1 /2/ sugerem a seguinte lista de possíveis eventos iniciadores de perda de refrigerante:

- Ruptura da Fronteira do Circuito Primário;
- Danos na Piscina;
- Esvaziamento da Piscina;
- Falhas nos Tubos de Irradiação ou outras Penetrações.

Como conseqüências principais deste tipo ou grupo de acidentes, poder-se-ia ter a diminuição ou perda da barreira biológica exercida pela água da piscina, a fusão de combustível devido à degradação do resfriamento das placas, com a conseqüente liberação de produtos de fissão, e a liberação de efluentes líquidos radioativos para o ambiente.

Uma característica peculiar do reator nuclear é que mesmo após o seu desligamento ele continua gerando energia. Esta energia, ou calor devido ao decaimento de radionuclídeos e produtos de fissão, depende principalmente do tempo e da potência de operação do reator antes do seu desligamento e das características do combustível

utilizado. O calor de decaimento é o grande responsável pela elevação da temperatura das placas de combustível do núcleo durante os APR.

Desta forma, pode-se observar, que os parâmetros mais importantes a serem determinados na análise dos APR são:

- tempo de esvaziamento da piscina ou mais especificamente o tempo para o descobrimento completo do núcleo, que via de regra aponta para uma condição de resfriamento do núcleo menos favorável e que pode conduzir a um comprometimento das placas de combustível. Para os casos de descobrimentos parciais do núcleo, os mecanismos de transferência de calor são mais complexos e o nível final de água nos elementos combustíveis torna-se um parâmetro determinante para a garantia da integridade dos mesmos (ver item 4.3.3.1);
- temperatura máxima atingida pelas placas de combustível do núcleo, que é o principal indicativo da integridade das mesmas em comparação com os seus limites térmicos de fusão e empolamento. Em reatores de pesquisa como o IEA-R1 são comuns placas compostas de combustível à base de Urânio disperso em Alumínio e revestimento de Alumínio, cujos limites de empolamento são da ordem de 475 °C a 550 °C /8/. Deve ser notado que devido à pequena espessura e alta condutividade térmica das placas combustíveis e aos baixos valores do coeficiente de transferência de calor por convecção natural entre a placa e o ar do canal de refrigeração, não são encontradas diferenças muito significativas entre as temperaturas no centro do combustível e na superfície do revestimento.

De posse destes parâmetros, pode-se avaliar a profundidade das conseqüências do acidente, bem como dimensionar as medidas preventivas para sua mitigação ou redução.

Como inferido, a definição de uma metodologia de cálculo confiável para a definição destes 2 parâmetros é de vital importância no processo de análise dos acidentes de perda de refrigerante no reator IEA-R1.

Na sequência do capítulo é verificada a adequabilidade da utilização do código 3D-AIRLOCA /10/ para a análise dos acidentes no IEA-R1, conforme sugestão de Warinner /3/, bem como a necessidade do desenvolvimento de novas ferramentas.

3.1- Código 3D-AIRLOCA.

O 3D-AIRLOCA é um programa computacional desenvolvido pelo Argonne National Laboratory (ANL) para modelar o aquecimento do núcleo seguido de um acidente postulado de perda total de refrigerante em reatores nucleares do tipo piscina.

3.1.1- Modelo.

O modelo do programa envolve três grupos de componentes básicos: as grades, o núcleo e os elementos de condução.

O grupo das grades é usado para modelar as grades inferior (ou placa matriz) e superior (quando aplicável) que suportam os elementos combustíveis do núcleo. Cada grade é dividida em uma matriz de $M \times N$ nós, sendo M o número de linhas e N o número de colunas dos elementos do núcleo (figura 3.1-1). O balanço de energia em cada nó da grade contempla a condução de calor para os nós vizinhos, a condução de calor para as tiras de condução (elementos estruturais) e a transferência de calor através da folga de ar entre o elemento combustível e o furo na grade.

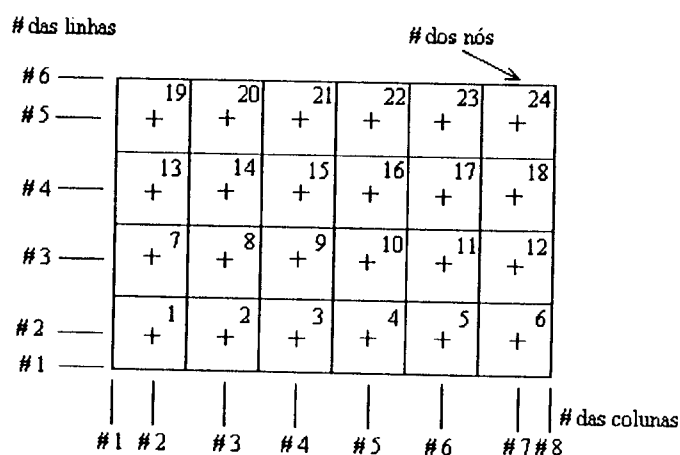


Figura 3.1-1- Modelo das grades do código 3D-AIRLOCA.

O grupo do núcleo é usado para modelar os elementos constituintes do núcleo dos reatores de teste ou pesquisa. Os elementos são divididos em J nós axiais (figura 3.1-2). O balanço de energia em um nó axial de um elemento combustível genérico considera a taxa de geração de calor no elemento, a condução de calor axial no elemento, a transferência de calor entre elementos vizinhos, a qual consiste da condução de calor através dos pequenos espaços entre eles e da transferência de calor por radiação, a convecção natural nas áreas expostas, a transferência por radiação nas áreas expostas, a transferência por radiação na parte superior do elemento e a convecção devida ao fluxo interno de ar.

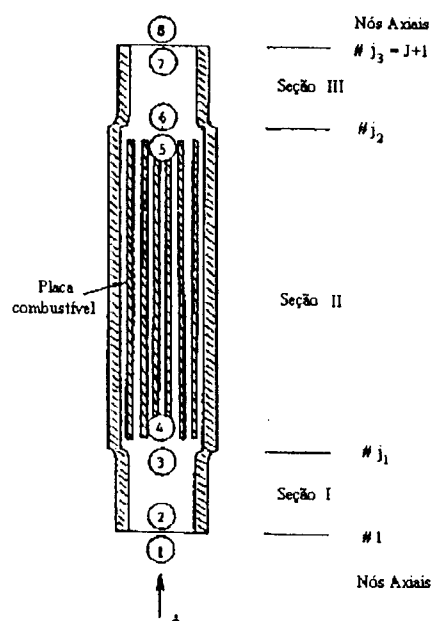


Figura 3.1-2 – Modelo do elemento combustível do código 3D-AIRLOCA.

Os elementos de condução são usadas para simular componentes estruturais tais como peças de suporte ou colunas que estão em contato com a grade. Os elementos de condução são divididas em K nós. O calor é transferido da grade para o elemento estrutural por condução de calor unidimensional.

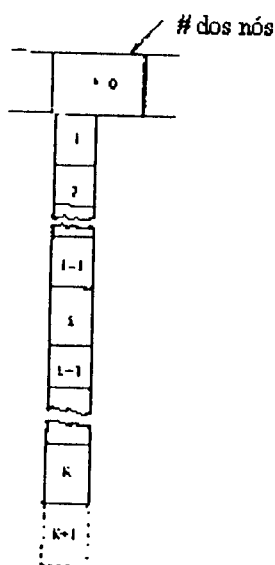


Figura 3.1-3 – Modelo das estruturas de condução do código 3D-AIRLOCA.

No início do transiente, é assumido que o núcleo esteja completamente seco, com um perfil de temperaturas iniciais fornecido como dado de entrada.

A geração de calor de decaimento tridimensional no núcleo é modelada a partir de uma curva ou tabela selecionada ou fornecida pelo usuário e dos fatores de potência axial e radial dos elementos combustíveis do núcleo.

O 3D-AIRLOCA calcula as temperaturas do combustível, do ar, da placa matriz (ou grades), dos elementos refletores e dos componentes estruturais ao longo do transiente. Também são calculadas as taxas de transferências de calor por convecção, condução e radiação nas posições e instantes selecionados.

3.1.2. Estudo da Adequabilidade do Código 3D-AIRLOCA.

Vários trabalhos foram publicados visando demonstrar a adequabilidade do código 3D-AIRLOCA para a análise de acidentes de perda de refrigerante em reatores de pesquisa.

Três das principais avaliações do código são analisadas neste estudo: os testes experimentais de perda de refrigerante nos reatores ASTR /3/ e LITR /15/ /7/ e uma análise paramétrica no reator genérico da Agência Internacional de Energia Atômica /16/ /17/.

No estudo realizado, além da comparação dos resultados de temperatura do combustível obtidos pelo código (conforme apresentados nas próprias referências) com os resultados experimentais, procurou-se reproduzir e comparar os resultados com uma versão do 3D-AIRLOCA disponível no ipen-cnec/sp.

A sensibilidade do programa também é verificada através de uma análise paramétrica para o reator IEA-R1.

3.1.2.1 - Reator ASTR /3/.

Vários testes experimentais para simulação de acidentes de perda de refrigerante foram conduzidos no reator ASTR ("Aerospace Systems Test Reactor") da General Dynamics, Fort Worth, Texas. Os testes abrangiam uma grande faixa de potência de operação, de 0.39 a 8.87 MW, tendo como limitações, no entanto, os pequenos tempos de irradiação, entre 300 e 10.000 segundos, e o rápido tempo de esvaziamento do reator em 20 segundos. Na tabela 3.1-1, são fornecidos os principais dados de um caso experimental,

utilizados nos cálculos com o 3D-AIRLOCA. O arquivo de entrada deste caso é fornecido, inclusive, como caso exemplo da versão do código disponível no ipen-cnec/sp.

Tabela 3.1-1 - Dados Experimentais do Teste de APR do Reator ASTR.

Potência de operação (MW)	8,87
Tempo de esvaziamento (s)	20
Temperatura inicial do ar (°C)	36,6
Temperatura inicial do combustível (°C)	57,1
Tempo de irradiação (s)	300

A taxa de calor de decaimento, fornecida na referência /10/, foi calculada através do código ORIGEN-79 /18/.

O arquivo de entrada do código 3D-AIRLOCA para este caso é fornecido no Apêndice 1.1.

A figura 3.1-4 apresenta a comparação dos resultados experimentais de temperatura do combustível do ASTR ao longo do transiente com os valores calculados com o 3D-AIRLOCA, de onde se pode verificar uma boa concordância dos resultados. Destaca-se a perfeita reprodução dos resultados do 3D-AIRLOCA apresentados na literatura /3/ com a versão disponível no ipen-cnec/sp.

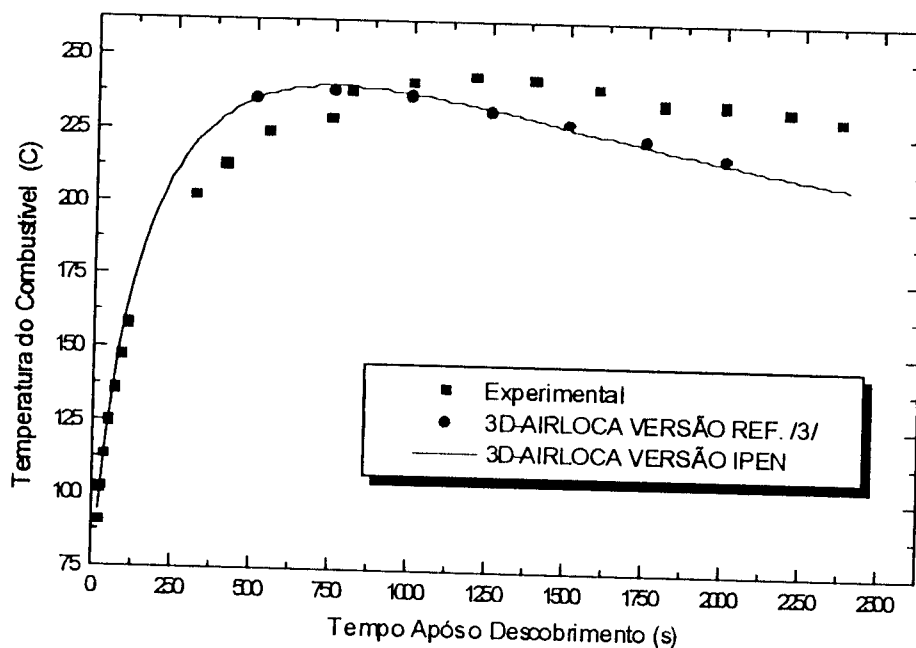


Figura 3.1-4 - Comparação do 3D-AIRLOCA com resultados experimentais do ASTR.

3.1.2.2 - Reator LITR /7/ /15/.

Neste item, são analisados dois casos experimentais de perda de refrigerante do reator LITR nas potência de 1 MW e 1,25 MW com o código 3D-AIRLOCA. Os principais dados utilizados na análise são fornecidos na tabela 3.1-2.

Tabela 3.1-2 - Dados experimentais do reator LITR.

Parâmetro	Caso 1	Caso 2
Potência de operação (MW)	1,0	1,25
Tempo de esvaziamento (s)	600	600
Tempo de irradiação (h)	142	138

Para a determinação da potência de decaimento adotada nos cálculos com a versão ipen-cnen/sp foi utilizada a mesma equação de Way- Wigner fornecida na referência /7/. Para o caso 1 (potência 1,0 MW) são consideradas ainda duas hipóteses de conversão da potência de decaimento em calor, de 100 % e de 75 % (admitindo-se a fuga do núcleo de 50 % do calor devido à radiação γ /3/). A referência /15/ não fornece nem os valores da potência de decaimento utilizada, nem a metodologia adotada para a sua determinação.

Nas figuras 3.1-5 e 3.1-6 são fornecidas, respectivamente, as comparações dos casos 1 e 2 do reator LITR, com os resultados do 3D-AIRLOCA fornecidos na referência /15/ e com os obtidos na versão do ipen-cnen/sp.

Da análise dos resultados, observou-se que nenhuma das duas versões do código 3D-AIRLOCA apresentou boa concordância com os valores experimentais de temperatura do combustível do reator LITR. A versão ipen-cnen/sp, além de valores de temperatura mais elevados (para a curva de 100 % da potência de decaimento), também apresentou uma tendência de elevação da temperatura por um tempo bem maior do que o observado experimentalmente (para as duas curvas de calor de decaimento de 100 % e 75 %).

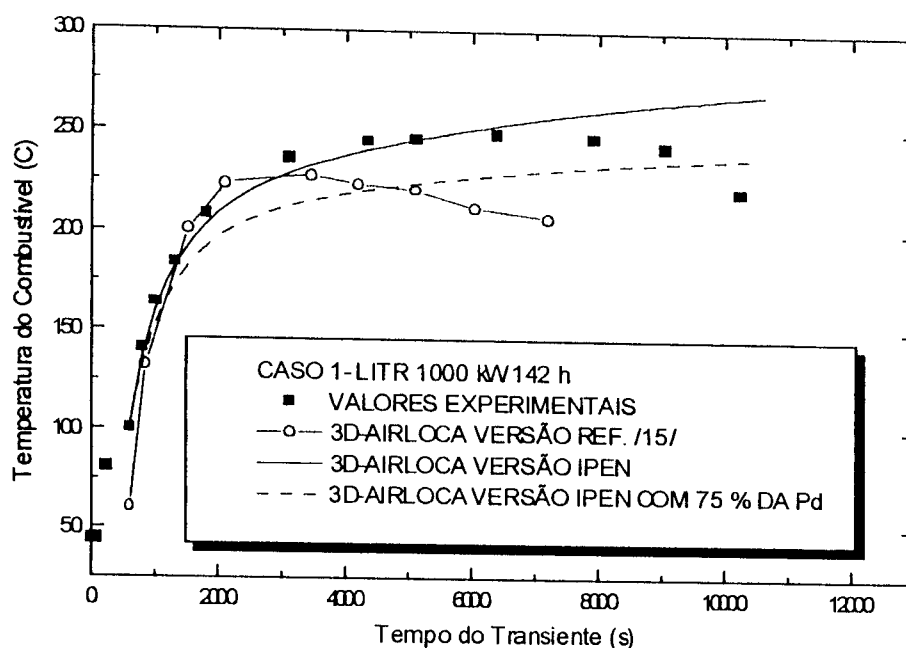


Figura 3.1-5 - Comparação do 3D-AIRLOCA com dados experimentais do LITR – Caso1.

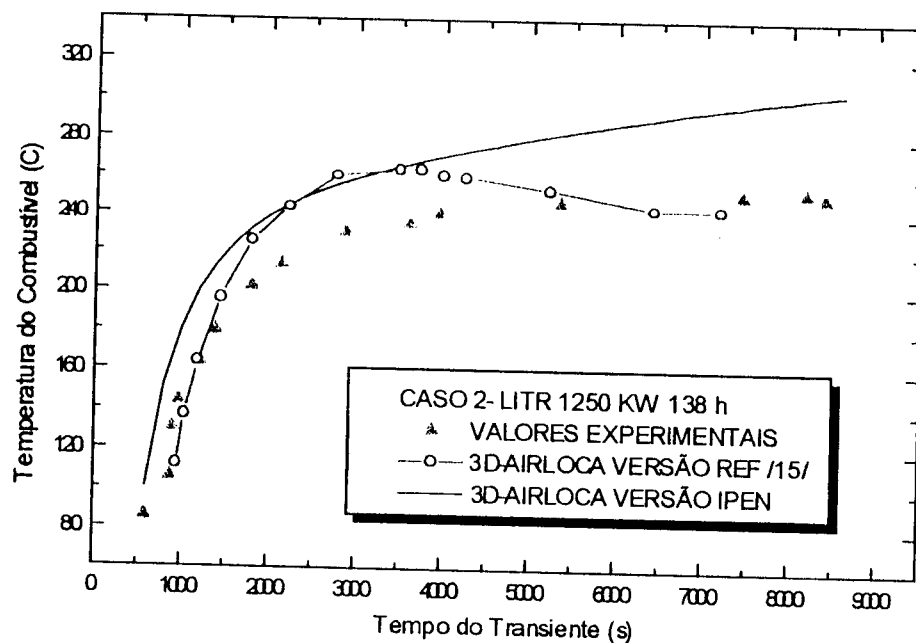


Figura 3.1-6 - Comparação do 3D-AIRLOCA com resultados experimentais do LITR – Caso 2.

3.1.2.3 - Reator Genérico da Agência Internacional de Energia Atômica /16/ /17/.

Neste item é apresentada uma análise comportamental e um estudo comparativo da utilização do código 3D-AIRLOCA para a análise de um acidente postulado de perda de refrigerante no reator genérico proposto dentro do programa de redução de enriquecimento de urânio da Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA).

Os principais dados do reator utilizados na análise são fornecidos na tabela 3.1-3.

A taxa de geração de calor de decaimento tem como base as tabelas da norma ANS 5.1 /19/ para um tempo de irradiação infinito e sem a consideração das perdas de energia no núcleo devidas à radiação gama. Esta curva, inclusive, é fornecida como opção no código 3D-AIRLOCA.

Tabela 3.1-3 - Dados Principais do Reator Genérico da AIEA.

Potência de operação (MW)	2,0
Número de elementos combustíveis/controle	19/4
Tempo de esvaziamento (s)	1800
Temperatura inicial do ar (°C)	36,6
Temperatura inicial do combustível (°C)	100,0
Tempo de operação	Infinito

A análise com a versão ipen-cnén/sp considerou 3 tipos de modelagem, na tentativa de reproduzir os resultados apresentados na referência /16/. Na primeira, considerou-se o núcleo com refletores e elementos estruturais. Na segunda, sem refletores e com elementos estruturais. Na terceira, sem refletores e elementos estruturais. Os resultados, que podem ser visualizados na figura 3.1-7, conduzem a importantes conclusões em relação à utilização do código 3D-AIRLOCA, que são citadas abaixo:

- uma aproximação confiável foi conseguida na tentativa de reprodução dos resultados apresentados na referência /16/ com a versão do ipen-cnén/sp (modelagem sem refletores e elementos estruturais). Este fato é importante, pois descarta a possibilidade de eventuais erros na modelagem dos outros reatores analisados por esta versão;
- a modelagem sem a consideração dos refletores e elementos estruturais, apresentou resultados de temperatura do combustível maiores do que os obtidos nas outras modelagens mais detalhadas que possuem mais elementos para dissipação de calor.;
- notou-se uma dificuldade de estabilização e redução da temperatura do combustível durante o transiente, principalmente para a modelagem que considera os elementos estruturais e os refletores;

- o código 3D-AIRLOCA (nas duas versões analisadas) apresentou valores elevados de temperatura máxima do combustível, acima de 800 °C, ultrapassando a temperatura de fusão do alumínio (660 °C).

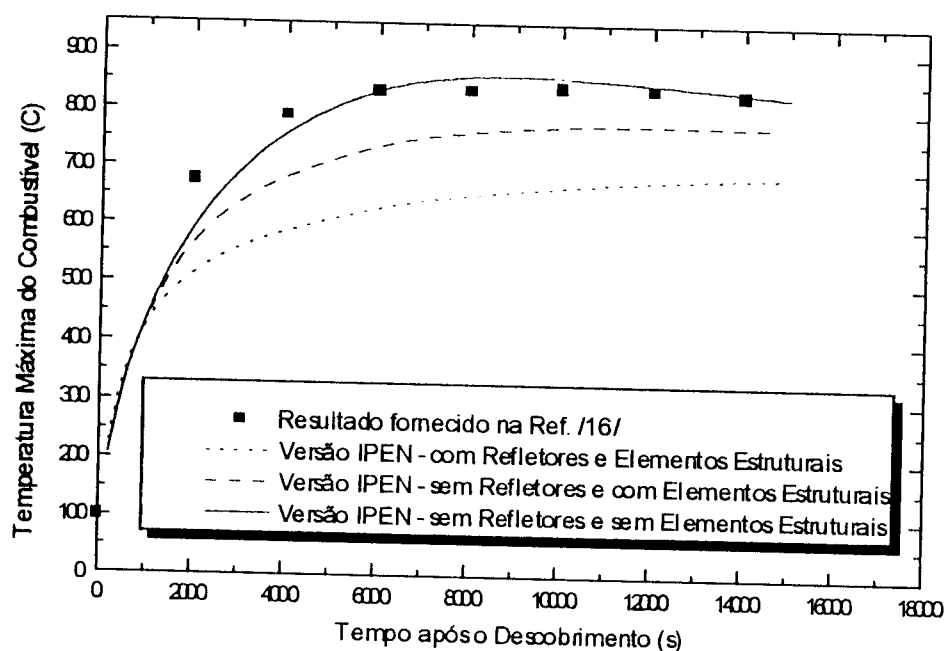


Figura 3.1-7 – Comparação do 3D-AIRLOCA com o reator genérico da AIEA.

3.1.2.4 - Reator IEA-R1.

A análise de sensibilidade do 3D-AIRLOCA, realizada com os dados do reator IEA-R1 /20/ /21/, considerou as variações na potência de operação, no tempo de irradiação (ou de operação) do reator e no tempo de esvaziamento da piscina. É feita também uma verificação do IEA-R1 para uma condição de perda de refrigerante após uma operação a 3 MW por 142 horas para efeito de comparação com os resultados dos reatores LITR, ORR e LPTR apresentados na figura 2.1.

Para a determinação das curvas de calor de decaimento, foi utilizada a equação de Way-Wigner /6/ /11/ /22/ a seguir:

$$P_N = W.[t^{-0.2} - (T+t)^{-0.2}] \quad (3.1-1)$$

onde: P_N - potência relativa ou normalizada.

W - constante dependente do material do combustível = 6.22×10^{-2}

t - tempo de decaimento (s)

T - tempo de irradiação (s)

A análise da potência do reator considerou três níveis de operação, 1, 2 e 5 MW, para um tempo de operação do reator de 233 dias (ver seção 4.1) e para um tempo de esvaziamento de 335 segundos (tempo de descobrimento do núcleo em um acidente de ruptura da fronteira do primário - item 4.3.4). Os resultados são fornecidos na figura 3.1.8.

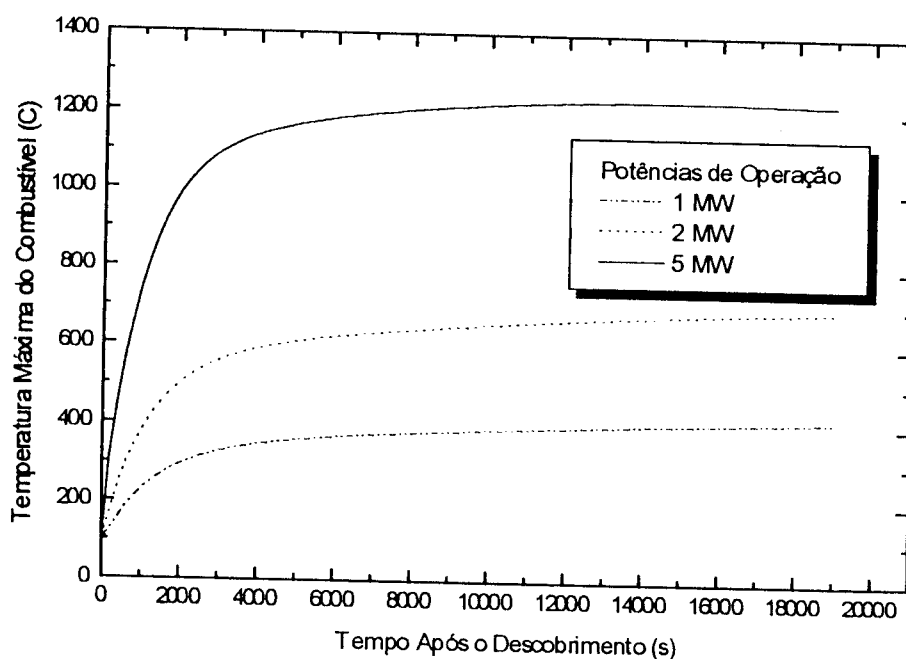


Figura 3.1-8 - Análise paramétrica da potência de operação no IEA-R1.

Na análise paramétrica do tempo de irradiação, admitiu-se uma potência de operação fixa de 5 MW e um tempo de esvaziamento de 335 segundos. As curvas de calor de decaimento foram obtidas para tempos de operação de 5, 15 e 233 dias e para um tempo de operação (considerado) infinito. Os resultados desta análise são apresentados na figura 3.1-9.

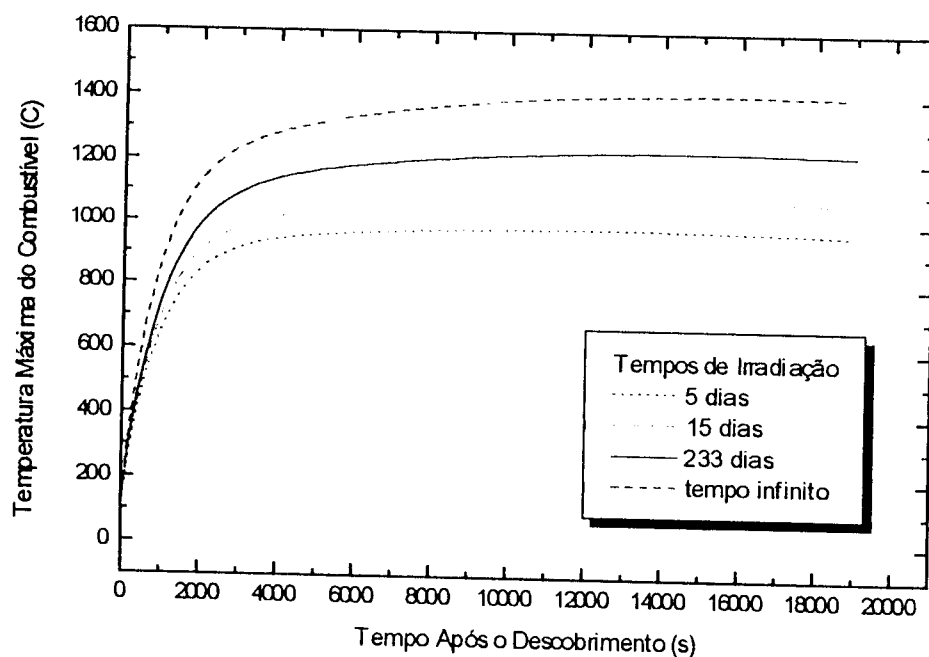


Figura 3.1.9 - Análise paramétrica do tempo de irradiação no IEA-R1.

Na verificação da influência do tempo de descobrimento do núcleo, fixou-se uma potência de 5 MW e um tempo de operação de 233 dias. Os resultados, para tempos de descobrimento de 335 segundos, 45 minutos, 2 e 10 horas são fornecidos na figura 3.1-10.

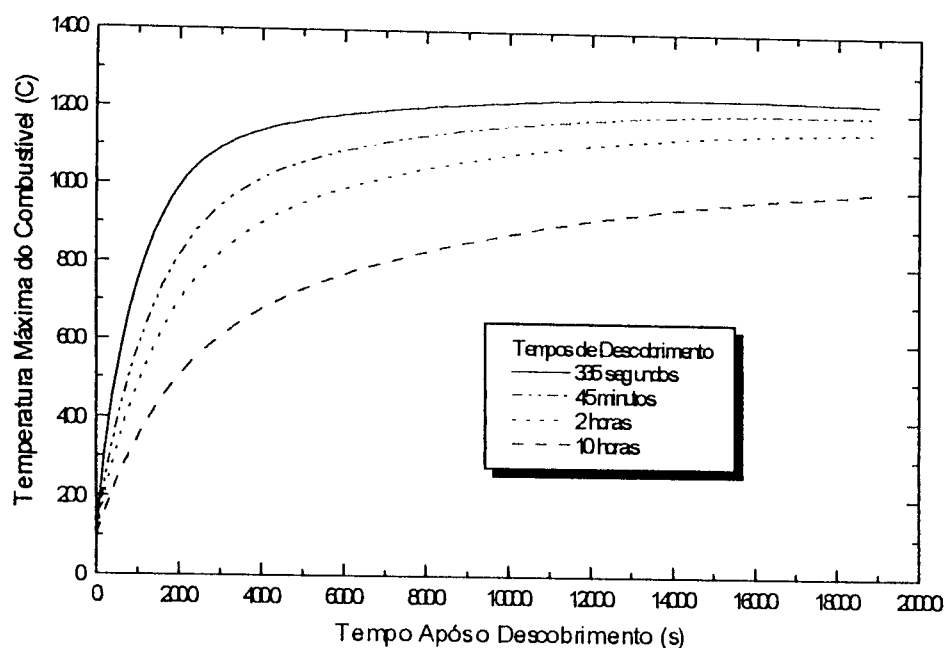


Figura 3.1-10 - Análise paramétrica do tempo de esvaziamento no IEA-R1.

A análise de sensibilidade desenvolvida para o código 3D-AIRLOCA mostra a tendência correta da elevação da temperatura do combustível em função dos aumentos da potência e do tempo de irradiação do reator e da diminuição do tempo de descobrimento do núcleo. Observou-se, entretanto, a tendência de aumento e posterior estabilização da temperatura do combustível em patamares bastante elevados, já constatada nos itens anteriores, a qual indica que a remoção de calor das placas continua sendo insuficiente mesmo com a diminuição do calor de decaimento e o aumento nos gradientes de temperaturas (entre a entrada e a saída do ar e entre o ar e as placas) ao longo do tempo.

Na figura 3.1-11 é apresentada a temperatura máxima do combustível do reator IEA-R1 em função do tempo, após o descobrimento completo do núcleo em 10 minutos e uma operação à potência de 3 MW por um período de 142 horas.

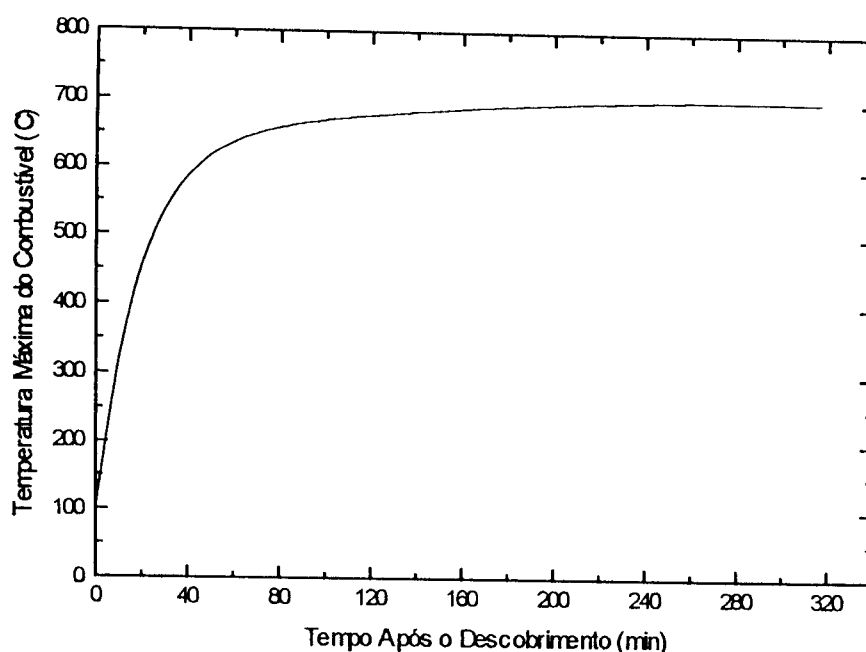


Figura 3.1-11 – APR para o reator IEA-R1 após operação a 3 MW por 142 horas.

Os resultados apresentados na figura 3.1-11 apontaram para um valor máximo da temperatura máxima do combustível cerca de 40% maior que o valor máximo alcançado pelo reator LITR (figura 2.1) em condições similares (as potências máximas por elemento dos reatores IEA-R1 e LITR a 3 MW são respectivamente 0.156 e 0.205 MW/elemento). A tendência de estabilização da temperatura em patamares e tempos elevados, sem uma nítida redução da mesma com o tempo, observada na figura 3.1-11, não foi verificada nos resultados da figura 2.1

Com base nos resultados obtidos nas análises comparativas com os dados dos reatores LITR, Genérico da AIEA e IEA-R1, conclui-se que tanto a tendência comportamental de estabilização da temperatura do combustível em patamares elevados, quanto os valores elevados de temperatura máxima apresentados pelo 3D-AIRLOCA inviabilizam a sua utilização na análise de acidentes de perda de refrigerante do reator IEA-R1, bem como nos cálculos para o projeto do Sistema de Resfriamento de Emergência do IEA-R1 (por aspersão de água).

A partir desta conclusão, partiu-se para o desenvolvimento de 2 novas ferramentas para o cálculo e análise dos APR do IEA-R1: o programa LOSS que calcula o tempo de esvaziamento da piscina (ou mais especificamente o tempo de descobrimento do núcleo) para os diversos eventos postulados de perda total de refrigerante do IEA-R1 e o programa TEMPLOCA que calcula a máxima temperatura do combustível em função do tempo, após uma perda completa de refrigerante no núcleo.

3.2 - Programas LOSS e TEMPLOCA.

3.2.1- Programa Computacional LOSS.

3.2.1.1. Modelo.

O programa LOSS desenvolvido para o cálculo do tempo de esvaziamento da piscina resolve a equação da energia para um volume de controle compreendido entre a piscina e a ruptura na tubulação, como esquematizado na fig. 3.2.1 e apresentado na equação 3.2-1 /23/:

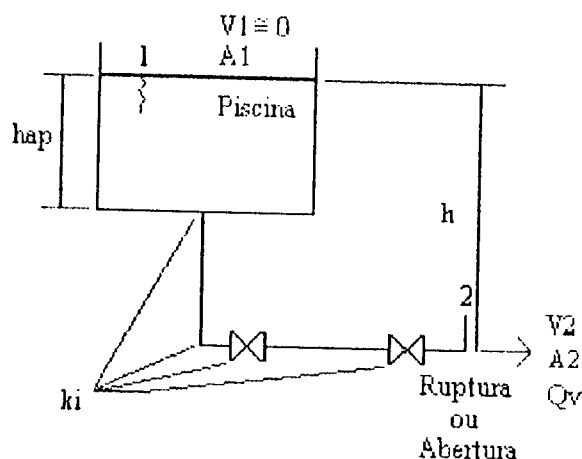


Figura 3.2.1 - Representação Esquemática da Piscina à Ruptura na Tubulação

$$\left(\frac{p_1}{\rho} + \frac{\alpha_1 V_1^2}{2} + gz_1 \right) = \left(\frac{p_2}{\rho} + \frac{\alpha_2 V_2^2}{2} + gz_2 \right) + (u_2 - u_1) - \frac{\delta Q}{dm} \quad (3.2-1)$$

onde p é a pressão estática em Pa, ρ é a densidade em Kg/m^3 , V é a velocidade média em m/s , α é o coeficiente de fluxo de energia cinética ($\alpha_2 \approx 1$), u é a energia interna específica em J/Kg e $(\delta Q/dm)$ é a perda de energia via transferência de calor em J/Kg . O termo $[(u_2 - u_1) - (\delta Q/dm)]$ é identificado como a perda de carga total h_{IT} , que representa a conversão

irreversível de energia mecânica da seção 1 para energia térmica indesejável na seção 2, e também a perda de energia via transferência de calor. No programa LOSS, conservativamente, a perda de carga h_{rr} é determinada considerando-se apenas as perdas de pressão nas singularidades.

Assim, a partir da eq. (3.2-1), admitindo-se $V_1 \cong 0$, as pressões $p_1 = p_2$, um nível de água da piscina variável h_{ap} e uma altura h entre o nível de água na piscina e o ponto de ruptura (ou abertura) temos:

$$h - \frac{V_2^2}{2g} = h_{rr} \quad (3.2-2)$$

Como

$$Q_v = A_2 V_2 \quad (3.2-3)$$

então,

$$h - \frac{Q_v^2}{2A_2^2 g} = K_i \frac{Q_v^2}{2A_i^2 g} + K_{i+1} \frac{Q_v^2}{2A_{i+1}^2 g} + \dots + K_{i+n} \frac{Q_v^2}{2A_{i+n}^2 g} \quad (3.2-4)$$

resultando em,

$$Q_v = \sqrt{\frac{2gh}{\frac{K_i}{A_i^2} + \frac{K_{i+1}}{A_{i+1}^2} + \dots + \frac{K_{i+n}}{A_{i+n}^2} + \frac{1}{A_2^2}}} \quad (3.2-5)$$

onde Q_v é a vazão volumétrica em m^3/s , A_i as áreas transversais nas seções i em m^2 e K_i os coeficientes de perda singular nas seções i , obtidos a partir das referências /24/, /25/ e /26/.

Realizando um balanço de massa na piscina, tem-se:

$$\frac{dM}{dt} = -\rho \cdot Q_v \quad (3.2-6)$$

onde M é a massa total de água na piscina (Kg) e ρ é a densidade da água (Kg/m^3).

$$M = \rho \cdot A_{pis} h_{ap} \quad (3.2-7)$$

onde A_{pis} é a área da seção transversal da piscina em m^2 .

Substituindo a eq. 3.2-7 na eq. 3.2-6, aproximando a derivada temporal por uma diferença regressiva e rearranjando, obtém-se a seguinte expressão para o nível de água na piscina:

$$h_{ap}(t) = h_{ap}(t - \Delta t) - \Delta t \frac{Q_v}{A_{pis}} \quad (3.2-8)$$

onde Δt é o incremento de tempo em segundos.

Quando de sua utilização para o cálculo de um acidente de ruptura na tubulação do Circuito Primário, o LOSS permite o cálculo do evento mais crítico, ou seja, uma ruptura na tubulação de retorno próximo à entrada da piscina. Neste caso, é admitido o vazamento tanto pelo lado do difusor como através do núcleo, como apresentado na figura 3.2.2.

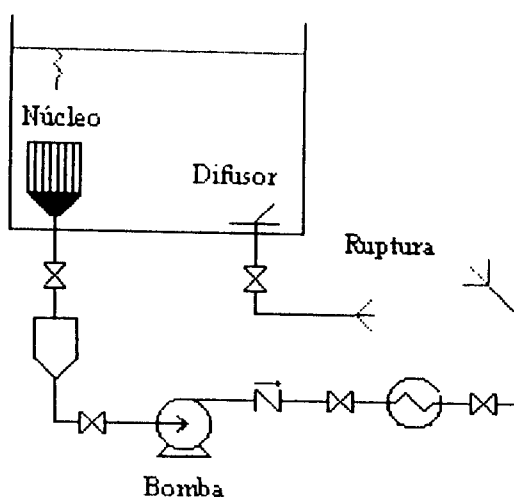


Figura 3.2.2 – Representação Esquemática da Ruptura da Tubulação do Circuito Primário do Reator IEA-R1.

As perdas de carga pelo lado do difusor são apresentadas no item 3.2.1.2. A curva característica do sistema, compreendido entre o núcleo e o ponto de ruptura, e constituído pela tubulação, equipamentos e bomba do primário foi estimada a partir de dados extraídos da referência /26/, sendo dada pela equação 3.2-9 abaixo:

$$h_s = \frac{Q_s^2}{0.0614} - h + 255 \times Q_s^2 \quad (3.2-9)$$

onde h_s é a altura manométrica solicitada pelo sistema (m) e Q_s a vazão volumétrica no sistema (m^3/s).

O ajuste da curva característica da bomba do primário, também obtido da referência /26/, é fornecido na equação 3.2-10:

$$h_b = A_0 + A_1 Q_b + A_2 Q_b^2 + A_3 Q_b^3 + A_4 Q_b^4 \quad (3.2-10)$$

onde h_b é a altura manométrica da bomba, Q_b a vazão volumétrica da bomba e A_0 , A_1 , A_2 , A_3 , e A_4 constantes fornecidas abaixo:

$$A_0 = 26,2 \text{ m} ;$$

$$A_1 = 216,5 \text{ s/m}^2 ;$$

$$A_2 = -2209,7 \text{ s}^2/\text{m}^5 ;$$

$$A_3 = 8048,0 \text{ s}^3/\text{m}^8 ;$$

$$A_4 = -12784,2 \text{ s}^4/\text{m}^{11} .$$

O ponto de operação do sistema é determinado pela interposição das curvas características da bomba (equação 3.2-10) e do sistema (equação 3.2-9), ou seja $h_s = h_b$ para $Q_s = Q_b$. O funcionamento da bomba do primário é admitido durante o transiente até o sinal de desligamento da bomba por nível baixo na piscina (h_{db} - altura de água na piscina que ocasiona o desligamento da bomba).

Considerando o esvaziamento da piscina através do núcleo, a eq. 3.2-5 é modificada com a introdução da vazão volumétrica Q_B , tendo-se:

$$Q_v = \sqrt{\frac{2gh}{\frac{K_i}{A_i^2} + \frac{K_{i+1}}{A_{i+1}^2} + \dots + \frac{K_{i+n}}{A_{i+n}^2} + \frac{1}{A_2^2}}} + Q_B \quad (3.2-11)$$

Outro acidente de perda de refrigerante postulado para o IEA-R1 seria a abertura indevida dos drenos do Sistema de Retratamento de Água (SRA) (ver item 4.3.2.1). Este sistema possui dois circuitos de retratamento da água da piscina, sendo que cada conjunto conta com 6 válvulas de dreno. Para a simulação deste evento foram utilizados valores obtidos de medições experimentais realizadas nas próprias válvulas de dreno. Nestes testes, foram medidas as vazões de descarga em cada uma das 6 válvulas de um dos circuitos do SRA para uma altura inicial de água na piscina de 8,8 m (sendo portanto conservativa para alturas inferiores, ou seja, durante o transiente). A partir destes valores de vazão, estimou-se, então, os valores dos coeficientes de perda de carga equivalentes ao trecho compreendido entre a piscina e as válvulas. Abaixo, são fornecidos os valores medidos das vazões em m^3/s e os respectivos coeficientes de perda de carga:

$Q_1 = 0,00167 \Rightarrow$	$K_1 = 4.109.147$
$Q_2 = 0,00167 \Rightarrow$	$K_2 = 4.109.147$
$Q_3 = 9,3 \times 10^{-6} \Rightarrow$	$K_3 = 1,325 \times 10^{11}$
$Q_4 = 0,0002 \Rightarrow$	$K_4 = 2,865 \times 10^8$
$Q_5 = 0,00111 \Rightarrow$	$K_5 = 9.301.193$
$Q_6 = 0,00125 \Rightarrow$	$K_6 = 7.334.400$

A estimativa da vazão de esvaziamento e do nível de água na piscina durante o transiente são então determinados pelas eq. 3.2-12, 3.2-13 e 3.2-8.

$$Q_i = \sqrt{\frac{h}{K_i}} \quad (3.2-12)$$

$$Q_v = \sum_{i=1}^6 Q_i \quad (3.2-13)$$

onde i é um índice correspondente às 6 válvulas de drenos.

Para o cálculo do acidente considerando a abertura de todas as 12 válvulas de dreno, assume-se conservativamente o dobro da vazão correspondente a 6 válvulas.

Dentro da análise dos APR do IEA-R1, o LOSS permite o cálculo dos seguintes eventos postulados:

- Ruptura da Fronteira do Primário – (1) ruptura da tubulação do Circuito Primário a jusante do bocal de vazão. Neste caso, é considerado o funcionamento da bomba durante o acidente até o sinal para o seu desligamento por nível baixo de água na piscina;
- Esvaziamento da Piscina – (2) abertura indevida dos drenos do Sistema de Retratamento de Água (SRA);
- Falha nos Tubos Colimadores ou outras Penetrações – (3) Ruptura nos Tubos Colimadores (interna à piscina), (4) Ruptura da tubulação de saída dos drenos da piscina e (5) ruptura dos tubos dos “coelhos” do Sistema Pneumático de Irradiação;

A ocorrência de Danos na Piscina não será considerada para o IEA-R1 como discutido no capítulo 4.

A listagem completa do programa fonte é fornecida no Apêndice 2.1.

3.2.1.2. Dados de Entrada e Arquivo de Saída.

A relação dos dados de entrada do programa LOSS é fornecida abaixo:

a) nac - opção para escolha do tipo de acidente.

nac = 1 - ruptura dos tubos do Sistema Pneumático de Irradiação (SPI)

nac = 2 - falha nos drenos da piscina (ruptura dos tubos de acesso ao SRA)

nac = 3 - ruptura da fronteira do Circuito Primário

nac = 4 - abertura dos drenos do SRA

nac=5 - falha dos tubos colimadores

b) dt - incremento de tempo (s) para o cálculo do transiente.

Valores adotados: 1 ou 2 s.

c) tmax - tempo máximo do transiente (s).

O tempo máximo do transiente varia com o caso analisado.

d) Apis - área da seção transversal da piscina (m^2).

Esta área é de aproximadamente $28,737 m^2 / 20/$.

e) h - coluna inicial de água total (da superfície da piscina ao porão) (m) (somente utilizado se nac=1, 2, 3 ou 4).

Esta altura corresponde à diferença de cotas entre o nível da água na superfície da piscina e o nível no local de ruptura (ou abertura) da tubulação ($h=11,5 m$).

f) hap - coluna inicial de água na piscina.

Esta altura corresponde à coluna d'água do fundo à superfície da piscina. O valor utilizado é de 8,8 m.

g) f_{cv} - fator de correção do volume útil da piscina.

Este fator representa a relação entre o volume total e o volume útil de água da piscina e foi adotado conservativamente como 10% ($f_{cv}=1,10$). No programa a correção do volume útil da piscina é feita através da divisão da área da piscina (A_{pis}) pelo fator f_{cv} .

h) D_{rup} - diâmetro da ruptura (m) (somente utilizado se $n_{ac}=1, 2, 3$ ou 5).

Corresponde ao diâmetro interno da tubulação no local da ruptura /20/.

Para: $n_{ac}=1$	$D_{rup}=0,045$ m;
$n_{ac}=2$	$D_{rup}=0,0525$ m;
$n_{ac}=3$	$D_{rup}=0,267$ m;
$n_{ac}=5$	$D_{rup}=0,2$ m.

i) n_t - número de tubos dos “coelhos” ou colimadores rompidos (somente utilizado se $n_{ac}=1$ ou $n_{ac}=5$).

De 2 a 8 tubos dos “coelhos” e de 1 a 12 tubos colimadores (ver itens 4.3.3.3 e 4.3.3.1).

j) k_{cv} - coeficiente de perda de carga nas curvas (somente utilizado se $n_{ac}=2$ ou 3).

Adotado com base no apêndice A da referência /24/.

Para: $n_{ac}=2$	$k_{cv}=2,85$
$n_{ac}=3$	$k_{cv}=0,42$.

k) k_{rl} - coeficiente de perda de carga no ralo da piscina (somente utilizado se $n_{ac}=2$).

Adotado com base no apêndice A da referência /24/ ($k_{rl}=1,4$).

l) k_{bh} - coeficiente de perda de carga no tubo de irradiação (somente utilizado se $n_{ac}=5$).

Adotado conservativamente como 0,0.

m) h_{min} - altura do tubo de irradiação relativa ao fundo da piscina (somente se $n_{ac}=5$).

Ver tabela 4.4 do item 4.3.3.1. Para o tubo BH-3 $h_{min}=1,591$ m.

n) kdf - coeficiente de perda de carga no difusor (fluxo em sentido inverso) (somente utilizado se $nac=3$).

Este coeficiente foi estimado a partir do diagrama 3.17 (página 103) da referência /25/, como demonstrado a seguir:

área de escoamento da seção livre	$F_o = 1,667 \text{ m}^2$
área de escoamento de um furo	$f_{ouv} = 5,06707 \times 10^{-4} \text{ m}^2$;
área de escoamento dos 572 furos do difusor	$F_{ouv} = 0,29 \text{ m}^2$;
relação entre as áreas do difusor e da seção livre	$f = (F_{ouv}/F_o) = 0,174$;
coeficiente de perda de carga no difusor	$kdf = \zeta \cong 150$.

o) kvb - coeficiente de perda de carga na válvula de isolamento (somente utilizado se $nac=3$).

Adotado com base no apêndice A da referência /24/ ($kvb = 0,1$).

p) ktee - coeficiente de perda de carga no "T" do difusor (somente utilizado se $nac=3$).

Adotado com base no apêndice A da referência /24/ ($ktee=1,0$).

q) hdb - altura de desligamento da bomba por nível baixo (m)

Adotada a altura de 8,4 m.

r) Adf - área da seção transversal do difusor (somente utilizado se $nac=3$).

Adotada como a somatória da área longitudinal do difusor. $Adf = 1,667 \text{ m}^2$.

s) Atub - área da seção transversal da tubulação na ruptura (somente utilizado se $nac=3$).

O LOSS fornece como resultados o nível de água na piscina, a vazão volumétrica de esvaziamento e a velocidade da água na ruptura, para cada intervalo de tempo especificado.

O Apêndice 2.2 apresenta os arquivos de entrada dos 5 acidentes de perda de refrigerante do reator IEA-R1 analisados no capítulo 4. Uma saída resumida do acidente de Ruptura da Fronteira do Primário é fornecida no Apêndice 2.3.

3.2.1.3. Verificação do LOSS.

Para a verificação da programação do LOSS foram realizadas comparações dos seus resultados com soluções numéricas manuais de suas equações.

A tabela 3.2-1 fornece os resultados desta comparação, de onde se pode verificar a ótima concordância entre os valores obtidos pelo programa e os obtidos manualmente. As equações resolvidas analiticamente para um acidente de Ruptura na Fronteira do Primário do IEA-R1 (item 4.3.4 e apêndices 2.2 e 2.3) são fornecidas na sequência:

- Vazão pelo lado do difusor - Q_D (m^3/s)

$$Q_D = \sqrt{\frac{2gh}{\frac{K_{df}}{A_{df}^2} + \frac{(K_{loss} + K_{cv} + K_{vb})}{A_{tub}^2} + \frac{1}{A_{rup}^2}}} \quad (3.2-14)$$

- Vazão pelo lado do núcleo (incluindo a bomba) - Q_B (m^3/s)

- Curva característica da instalação

$$h_s = \frac{Q_s^2}{0.0614} - h + 255 \times Q_s^2 \quad (3.2-9)$$

- Curva característica da bomba

$$h_B = A_0 + A_1 Q_B + A_2 Q_B^2 + A_3 Q_B^3 + A_4 Q_B^4 \quad (3.2-10)$$

onde

$$A_0 = 26,2 \text{ m} ;$$

$$A_1 = 216,5 \text{ s/m}^2 ;$$

$$A_2 = -2209,7 \text{ s}^2/\text{m}^5 ;$$

$$A_3 = 8048,0 \text{ s}^3/\text{m}^8 ;$$

$$A_4 = -12784,2 \text{ s}^4/\text{m}^{11} .$$

Igualando-se Q_S e Q_B e resolvendo iterativamente as duas equações para $h_S = h_B$ obtêm-se o ponto de operação da bomba.

- Vazão total de esvaziamento - Q_v (m^3/s)

$$Q_v = Q_D + Q_B \quad (3.2-15)$$

- Nível de água da piscina - h_{ap} (m)

$$h_{ap}(t) = h_{ap}(t - \Delta t) - \Delta t \frac{Q_v}{A_{pis}} \quad (3.2-8)$$

Tabela 3.2-1 - Verificação dos Resultados do LOSS.

Tempo (s)	Vazão (m^3/s)		Altura da Piscina (m)	
	LOSS	Manual	LOSS	Manual
0	0	0	8,8	8,8
1	0,7974496	0,79733	8,769475	8,76948
2	0,7966986	0,79662	8,738978	8,73899

3.2.2. Programa Computacional TEMPLOCA.

3.2.2.1. Modelo.

Em sequência a um acidente de perda de refrigerante, o calor de decaimento dos produtos de fissão tendem a aumentar a temperatura do combustível no núcleo. Ao mesmo tempo, a capacidade térmica dos elementos combustíveis e os mecanismos de transferência de calor por condução, convecção e radiação tendem a reduzir a temperatura do núcleo. Matematicamente este balanço de energia é expresso como:

$$Mc_p \frac{d\theta}{dt} = Q(t) - UA\theta(t) \quad (3.2-16)$$

onde, $Q(t)$ é o calor de decaimento em MW, M é a massa do combustível em Kg, c_p é o calor específico do elemento combustível em MJ/Kg °F, UA é a condutância térmica global do elemento em MW/°F que corresponde ao produto do coeficiente global de transferência de calor U pela área de troca térmica A e $\theta(t)$ é a diferença entre a temperatura máxima (ou de pico) do combustível e a temperatura média do ar em °F.

No momento em que a temperatura máxima (ou de pico) do combustível é atingida,

$$\frac{d\theta}{dt} = 0 \quad (3.2-17)$$

e a equação (3.2-16) torna-se

$$Q(t) = UA\theta(t) \quad (3.2-18)$$

O cálculo da temperatura máxima do combustível em função do tempo após o desligamento do reator seria possível utilizando a equação (3.2-16). Entretanto, a experiência tem demonstrado que um cálculo preciso da condutância térmica global UA não é possível pelo uso dos princípios da transferência de calor básicos, devido aos complicados caminhos da condução de calor e as incertezas nas aproximações necessárias para descrever as perdas de calor por convecção no ar e radiação.

Os testes descritos no capítulo 2 para os elementos combustíveis removidos da piscina e suspensos no ar do reator Oak Ridge Reactor (ORR) /11/ mostraram que a temperatura máxima alcançada nos elementos combustíveis podia ser determinada com razoável precisão utilizando um coeficiente de transferência de calor ajustado na forma da equação (3.2-19) para as máximas temperaturas observadas.

$$h = C(a\theta^n + b) \quad (3.2-19)$$

onde $a=0,0064$, $b=0,5$ e $n=0,72$.

Isto sugere que a técnica mais correta para calcular a temperatura no combustível em seqüência a acidentes de perda de refrigerante (APR) seria determinar experimentalmente a condutância térmica global do combustível utilizando dados de temperatura de um reator que conduziu testes de APR. Testes deste tipo foram conduzidos, conforme descrito no capítulo 2, no reator Low Intensity Testing Reactor (LITR). Utilizando-se os dados experimentais obtidos nestes testes, a constante C para este reator foi determinada, de tal forma a considerar as transferências de calor por condução convecção e radiação na equação (3.2-19), resultando assim na seguinte expressão para a condutância térmica global UA /14/:

$$UA = 1,3 \times 10^{-6} (6,4 \times 10^{-3} \theta^{0,72} + 0,5) \quad (3.2-20)$$

Substituindo-se a eq. (3.2-20) na eq. (3.2-16) obtém-se a seguinte expressão:

$$Mc_p \frac{d\theta}{dt} = Q(t) - \theta \left[1,3 \times 10^{-6} (6,4 \times 10^{-3} \theta^{0,72} + 0,5) \right] \quad (3.2-21)$$

Esta expressão tem sido utilizada para a determinação das temperaturas máximas nos combustíveis de reatores tipo tanque /14/, no entanto, antes que estes dados de condutância térmica obtidos para o reator LITR pudessem ser utilizados para prever o comportamento de um acidente de perda de refrigerante de um reator tipo piscina aberta faz-se necessária uma comparação da eficiência dos mecanismos de transferência de calor nos dois tipos de reatores.

Nos reatores tipo tanque, como o LITR, o núcleo (elementos combustíveis e refletores) é envolvido por um bloco refletor de berílio que por sua vez é envolvido por água dentro de um tanque. No evento de um acidente de perda de refrigerante no LITR, o mecanismo de convecção natural do ar é ascendente nos elementos combustíveis de maior potência (elementos mais quentes) e descendente nos elementos de menor potência /6/. Uma considerável parcela da energia do núcleo é transferida para o bloco refletor de berílio por condução e radiação e do bloco de berílio para o ar (apenas nas suas faces livres) por convecção natural.

No caso de um reator tipo piscina aberta, com a parte inferior aberta, como o IEA-R1, as condições de resfriamento por convecção natural são muito mais favoráveis que no reator do tipo tanque, com a disponibilidade de um grande volume de ar para a recirculação /6/. Nestes reatores, os elementos combustíveis e os elementos refletores são montados igualmente espaçados em uma placa matriz de alumínio, com as faces periféricas do núcleo (elementos refletores) livres, facilitando ainda mais a remoção de calor por convecção natural.

A referência /27/ menciona ainda dois importantes testes para avaliação da eficiência da troca térmica destes dois tipos de reatores. Os testes foram conduzidos com modelos utilizando alumínio: um característico de um elemento combustível montado em uma placa matriz de alumínio e um outro característico de um núcleo de reator envolvido por materiais refletores e por ar.

O modelo descrito na referência /27/, tanto para o elemento individual quanto para o núcleo do reator, foi uma barra cilíndrica de alumínio envolvida por um cilindro de alumínio, onde foram montados os termopares e com diâmetro interno ligeiramente maior do que o diâmetro da barra de alumínio. No reator, os elementos combustíveis são posicionados em uma placa matriz de alumínio. A energia é transmitida de um elemento para o outro por condução através da placa e por radiação, mas sem contato físico. Para a simulação dos elementos combustíveis, o cilindro de alumínio, simulando elementos combustíveis periféricos no núcleo, foi posicionado sobre uma placa de alumínio. A placa tinha apoios em cada canto que foram posicionados sobre um material refratário (óxido de magnésio), para minimizar a condução da grade para o meio ambiente. A barra de alumínio foi aquecida e inserida dentro do cilindro de alumínio sem contato físico entre os dois. As taxas de resfriamento da barra e do cilindro de alumínio foram medidas para uma variedade de temperaturas do cilindro. Além disso, a taxa de resfriamento da barra suspensa no ar ambiente foi medida para comparação.

Para o reator envolvido por um refletor, o resfriamento das faces externas do núcleo por circulação natural é dificultado devido ao bloco envoltório de berílio. Para esta situação, o cilindro de alumínio simulando o refletor foi colocado diretamente sobre o material refratário. Similar à situação anterior, a barra de alumínio foi aquecida e colocada dentro do cilindro sem contato físico. As taxas de resfriamento para uma variedade de

temperaturas do cilindro foram medidas e comparadas com as taxas de resfriamento da barra de alumínio suspensa no ar desde que esta representa a configuração de um núcleo típico de um reator do tipo piscina aberta sem refletor, blindagens e paredes próximas.

As conclusões retiradas deste experimento e descritas na referência /27/ foram:

- a) um elemento combustível que é suspenso no ar e refrigerado por convecção natural, irá resfriar mais rápido do que um elemento que permanece no núcleo envolvido por elementos a aproximadamente a mesma temperatura;
- b) um núcleo de reator que é aberto em todas as suas faces e que é livre para ser refrigerado por circulação natural, como no caso de reatores do tipo piscina aberta, irá resfriar mais rápido do que um núcleo envolvido por um bloco refletor quase todo fechado e sem muitas faces expostas ao ar, como nos reatores tipo tanque.

Portanto, conclui-se que os testes de perda de refrigerante conduzidos no reator LITR podem ser usados para fornecer uma estimativa conservativa da refrigeração do reator IEA-R1 no evento de um acidente de perda de refrigerante.

Partindo-se então da equação 3.2-21, aproximando a derivada temporal por uma diferença regressiva e rearranjando, obtém-se a seguinte expressão para a variação da temperatura máxima do combustível do reator IEA-R1:

$$\theta(t) = \theta(t-1) + \Delta\theta \quad (3.2-22)$$

$$\theta(t) = \theta(t-1) + (Q - \theta(t-1)(1,3 \times 10^{-6} (6,4 \times 10^{-3} \times \theta(t-1)^{0,72} + 0,5))) \left(\frac{\Delta t}{4,2 \times 10^{-3}} \right) \quad (3.2-23)$$

onde $\Delta\theta$ é a variação da diferença de temperatura θ no incremento de tempo Δt que correspondente ao intervalo $(t-(t-1))$.

A temperatura máxima do combustível (T_{Mf}) é, então, obtida da eq. 3.2-24, onde T_{ar} é a temperatura do ar.

$$T_{Mf}(t) = \theta(t) + T_{ar} \quad (3.2-24)$$

Em relação à curva de calor de decaimento, o TEMPLOCA tem as opções de utilizar a equação de Way-Wigner /22/ /7/ ou uma curva de decaimento exponencial, eq. 3.2-25, cujos coeficientes são fornecidos pelo usuário:

$$Q(t) = A_0 + A_1 \times \exp\left(\frac{-(t-k_0)}{k_1}\right) + A_2 \times \exp\left(\frac{-(t-k_0)}{k_2}\right) + A_3 \times \exp\left(\frac{-(t-k_0)}{k_3}\right) \quad (3.2-25)$$

onde:

t é o tempo de decaimento em segundos;

$A_0, A_1, A_2, A_3, k_0, k_1, k_2$, e k_3 são coeficientes fornecidos pelo usuário.

Para os cálculos dos APR do IEA-R1 com o programa TEMPLOCA, a eq. 3.2-25 foi utilizada para aproximar as curvas de potência de decaimento obtidas com o código ORIGIN /28/ (ver tabelas 4.3 e 4.4 da seção 4.1). Os coeficientes das curvas nestes casos foram obtidos através de aproximações realizadas com o aplicativo MICROCAL ORIGIN 4.0 da Microcal Software Inc /29/.

A equação de Way-Wigner foi colocada como opção no TEMPLOCA devido à sua utilização nas comparações teórico-experimentais desenvolvidas nos testes no ORR e no LITR.

O programa TEMPLOCA permite ainda o cálculo do calor específico (c_p) do Alumínio e do combustível em função da temperatura do elemento, para combustíveis do tipo U_3O_8 , segundo as equações abaixo /4/:

$$c_{pAl} = 0,892 + 0,00046 \times T_{Mf} \quad (3.2-26)$$

onde c_{pAl} é o calor específico do Alumínio em (kJ/kg °C)

$$c_{pU_3O_8-Al} = (0,892 + 0,00046 \times T_{Mf}) - WU \times (0,734 + 0,00019 \times T_{Mf}) \quad (3.2-27)$$

onde $c_{pU_3O_8-Al}$ é o calor específico da dispersão em (kJ/kg °C) e WU é a fração em peso de U na dispersão.

$$Mc_p = 1,055 \times 10^{-3} \left[(M_{Al} \times 2,205 \times c_{pAl} \times 0,239) + (M_{fu} \times 2,205 \times c_{pU_3O_8-Al} \times 0,239) \right] \quad (3.2-28)$$

onde M é a massa total do elemento combustível em (kg), M_{Al} é a massa de alumínio do elemento em (kg) e M_{fu} é a massa da dispersão de U_3O_8-Al em (kg).

Para outros tipos de combustíveis, tem-se a opção da utilização de um fator de correção para a massa e o calor específico (fmcp) em relação ao valor padrão de capacidade térmica do reator LITR ($Mc_{pLITR} = 4,2 \times 10^{-3}$ MJ/ °F).

3.2.2.2. Dados de Entrada.

Nesta seção são fornecidos os dados de entrada necessários para o TEMPLOCA.

- a) PM - potência de operação média por elemento MW.
- b) TMAX - tempo máximo do transiente (s).
- c) TLAG - tempo entre o desligamento do reator e o descobrimento do núcleo (s).
- d) TIFC - temperatura do combustível no instante inicial após o descobrimento (C).
- e) TARC - temperatura inicial do ar após o descobrimento (C).
- f) fr - fator de potência radial do elemento analisado.
- g) fs - fator de incerteza para a potência de decaimento.
- h) fsp - fator de sobrepotência.
- i) IMCP - opção de entrada para a massa e o calor específico do elemento combustível.
 - IMCP=1 - utilização do fator de correção fmcp.
 - IMCP=2 - fornecimento das massas do elemento e cálculo do calor específico em função da temperatura (somente para combustíveis do tipo U_3O_8).
- j) fmcp - fator de correção da massa e do calor específico em relação ao valor padrão do elemento combustível de controle do reator LITR (somente se IMCP=1).
- k) MAL - massa de Alumínio do elemento combustível (kg) (somente se IMCP=2).
- l) MFU - massa da dispersão de U_3O_8 -Al (kg) (somente se IMCP=2).
- m) WU - fração em peso de U na dispersão (somente se IMCP=2).

n) icdec - opção para escolha da curva de decaimento.

icdec=1 equação de Way-Wigner;

icdec=2 equação de decaimento exponencial.

o) TO - tempo de operação (ou irradiação) do reator anterior ao seu desligamento (s)

p) W - constante dependente do material do combustível (somente utilizados se icdec=1)

p) $A_0, A_1, A_2, A_3, k_0, k_1, k_2, \text{ e } k_3$ - coeficientes da equação de decaimento exponencial (somente utilizados se icdec=2)

3.2.2.3. Validação do TEMPLOCA.

Como mencionado no capítulo 2, vários experimentos de perda de refrigerante foram realizados no reator LITR. Estes testes tiveram como objetivo determinar o aumento de temperatura observado nos elementos combustíveis do reator, devido ao calor de decaimento dos produtos de fissão, quando a água é drenada rapidamente do reator.

Os testes foram realizados para vários níveis de potência do reator, entre 0,3 a 2.300 KW, com ou sem a atuação do sistema de resfriamento auxiliar.

A comparação dos resultados do programa computacional TEMPLOCA com os dados dos experimentos do LITR é importante para a sua verificação, pois a modelagem do programa é baseada nestes mesmos dados /14/.

Para a realização desta comparação, foram utilizados os resultados de dois testes nas potências de 1000 e 1250 KW, sem a atuação do sistema de resfriamento auxiliar. Os

principais dados destes casos são fornecidos na tabela 3.2.2. No Apêndice 3.2 são fornecidos os dados de entrada do programa TEMPLOCA para a análise destes dois casos.

Tabela 3.2-2 - Dados Experimentais do Reator LITR /5/ /7/ 14/ /30/ /31/.

PARAMÊTRO	CASO 1	CASO 2
Potência de operação (MW)	1,0	1,25
Tempo de esvaziamento (s)	600	600
Temperatura inicial do ar (°C)	45	45
Temperatura do combustível após descobrimento total (adotada)(°C)	100	100
Tempo de irradiação (operação) (h)	142	138
Capacidade térmica do elemento combustível (MJ/°F)	$4,2 \times 10^{-3}$	$4,2 \times 10^{-3}$

As figuras 3.2-3 e 3.2-4 fornecem as comparações dos resultados de temperatura máxima do combustível obtidos pelo TEMPLOCA em relação aos valores experimentais do elemento combustível de controle C-25 do reator LITR e aos calculados na referência /14/, que utiliza o mesmo modelo adotado no TEMPLOCA, para os dois casos descritos na tabela 3.2-2. Os resultados obtidos com o TEMPLOCA reproduziram os calculados na referência /14/, comprovando a fidelidade de sua programação. Em comparação aos valores experimentais, observou-se uma excelente concordância com os resultados do caso 1 e uma estimativa conservativa em relação aos resultados do caso 2.

No capítulo 4, o programa TEMPLOCA é utilizado na análise dos acidentes de perda de refrigerante do reator IEA-R1

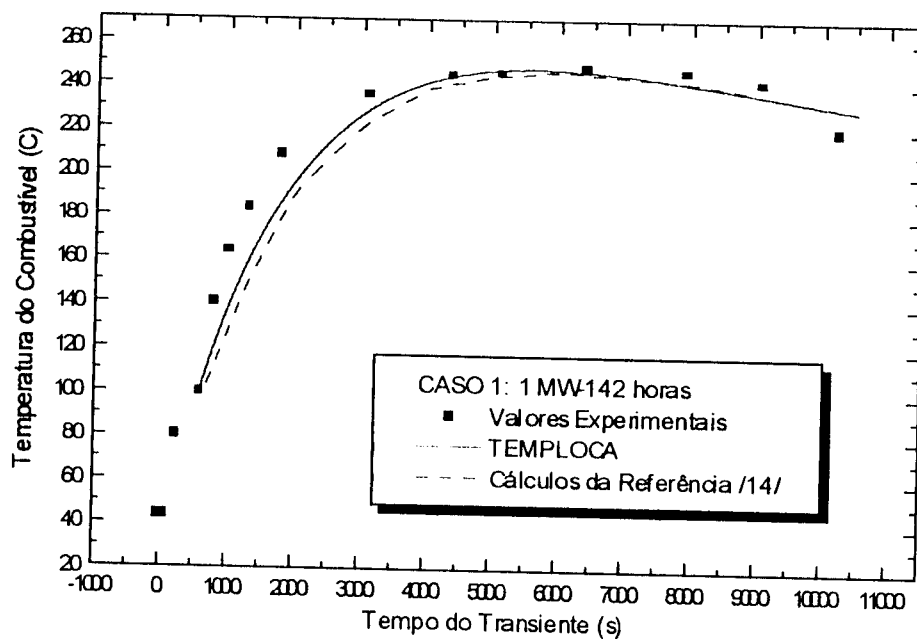
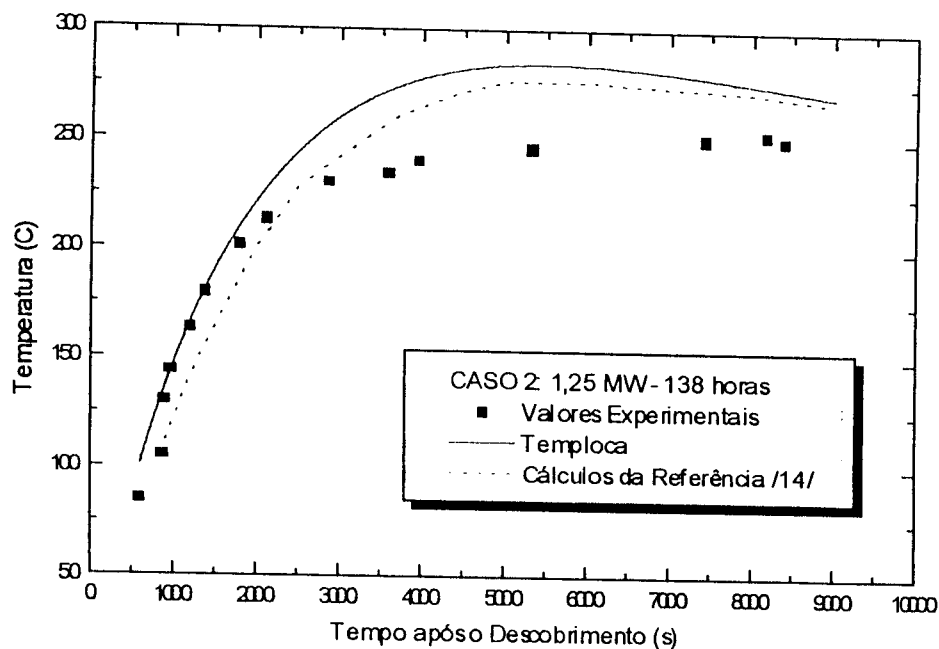


Figura 3.2-3 - Comparação dos Resultados do Programa TEMPLOCA com os Dados Experimentais do Reator LITR e os Cálculos da Referência /14/ - Caso 1.



CAPÍTULO 4 - ANÁLISE DOS APR NO REATOR IEA-R1.

Neste capítulo são analisados os diversos eventos que podem levar a uma perda de refrigerante no reator IEA-R1 e suas principais consequências quando de sua operação continua a 5 MW.

Deve ser ressaltado que devido aos baixos níveis de potência, temperatura e pressão do reator não há um armazenamento de energia tão grande que possa conduzir à uma depressurização e liberação de energia rápida e violenta como num reator de potência. Associado a isto, tem-se o fato do reator estar localizado em uma área livre de grandes terremotos, furacões e tornados e o Circuito Primário de Refrigeração, constituído basicamente da tubulação principal, do tanque de decaimento, das bombas e dos trocadores de calor, ser fisicamente bem protegido no subsolo do prédio do reator (porão).

A sequência lógica da análise desenvolvida neste capítulo consiste em:

- definição das condições e parâmetros iniciais e dos limites para os eventos iniciadores;
- análise paramétrica para a determinação do tempo mínimo para um esvaziamento seguro da piscina sem que ocorram danos aos elementos combustíveis do núcleo;

- análise qualitativa de cada evento postulado, com a determinação do tempo de descobrimento do núcleo, quando aplicável, e comparação com o tempo mínimo seguro;
- análise quantitativa do evento mais limitante, ou seja aquele que apresenta condições de transientes mais severas. Para o reator IEA-R1, considerando-se a uniformidade da potência e do tempo de operação do reator, o evento limitante é aquele que apresenta um menor tempo de descobrimento total do núcleo.

4.1 – Análise dos Eventos - Condições e Parâmetros Iniciais.

Os principais parâmetros e condições iniciais utilizados na análise dos APR do reator IEA-R1 são fornecidos abaixo:

- **Potência de operação:** 5,0 MW (é considerada ainda uma sobrepotência de 10 % sobre este valor para a consideração de incertezas de medida conforme o capítulo 16 da referência /32/);
- **Configuração do núcleo :** Conservativamente (conforme o capítulo 16 da referência /32/), foi admitida para a análise dos APR a configuração mais crítica do núcleo com 24 elementos (20 combustíveis e 4 de controle), que possui os maiores valores de potências (ou densidade de potência) locais. Dos 24 elementos, 16 possuem uma densidade de $1,8 \text{ g/cm}^3$ de urânio no cerne e os outros 8 uma densidade de $2,3 \text{ g/cm}^3$. A figura 4.1 apresenta a configuração adotada.

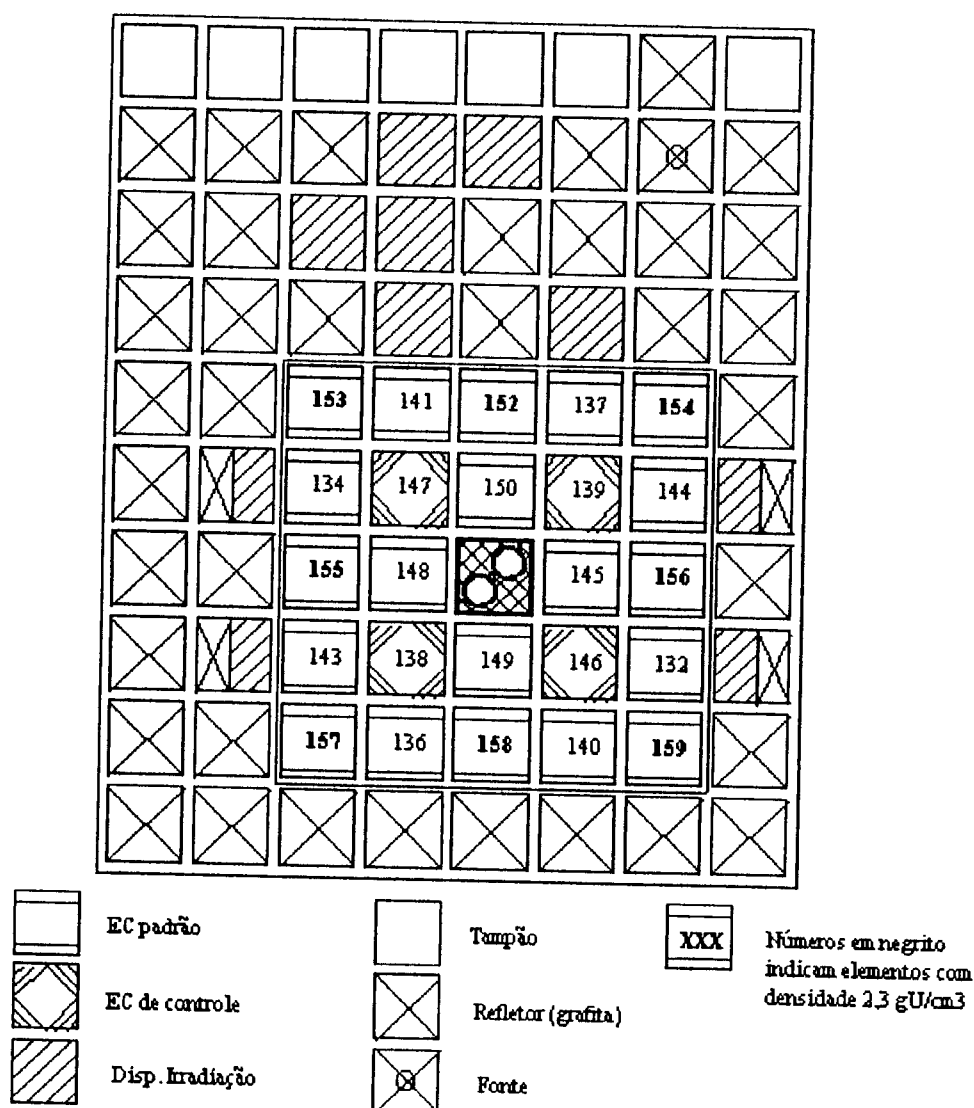


Figura 4.1 - Configuração do Núcleo do Reator IEA-R1 com 24 Elementos Combustíveis.

- **Distribuição de potência normalizada do núcleo:** os cálculos das distribuições axial e radial de potência foram realizados pela Divisão de Física de Reatores do ipen-cnen/sp (capítulo 16 da referência /32/) com o código CITATION /33/. Nas tabelas 4.1 e 4.2 são apresentadas, respectivamente, as distribuições de potência axial e radial utilizadas. Na tabela 4.2 é assinalado com sombreado o elemento combustível 155, que corresponde ao elemento mais quente do núcleo.

Tabela 4.1 - Densidade de Potência Axial Normalizada.

Altura Ativa do Núcleo (cm)	Tamanho da malha (cm)	Densidade Máxima	Densidade Média
1	2,00	0,316	0,306
3	2,00	0,340	0,320
5	2,00	0,385	0,358
7	2,00	0,439	0,406
9	2,00	0,498	0,457
11	2,00	0,560	0,511
13	2,00	0,625	0,567
15	2,00	0,694	0,624
17	2,00	0,767	0,683
19	2,00	0,844	0,745
21	2,00	0,928	0,809
23	2,00	1,020	0,876
25	2,00	1,123	0,948
27	2,00	1,249	1,029
29	2,00	1,424	1,131
31	2,00	1,744	1,277
33	2,00	1,953	1,385
35	2,00	2,092	1,460
37	2,00	2,184	1,509
39	2,00	2,239	1,536
41	2,00	2,259	1,542
43	2,00	2,247	1,529
45	2,00	2,204	1,497
47	2,00	2,132	1,446
49	2,00	2,034	1,378
51	2,00	1,914	1,295
53	2,00	1,778	1,201
55	2,00	1,639	1,105
57	2,00	1,526	1,030
59	2,00	1,501	1,039

Tabela 4.2 - Densidade de Potência Radial Normalizada por Elemento Combustível.

0,920	0,858	1,141	0,817	0,894
0,845	1,038	1,188	0,945	0,910
1,227	1,192	0,000	1,167	1,182
0,944	0,985	1,220	1,038	0,817
0,948	0,815	1,171	0,831	0,909

- **Potência de decaimento (P_D):** Para o cálculo da potência de decaimento foram feitas as seguintes considerações:

- foram admitidos dois regimes de operação para o reator IEA-R1. O primeiro, definido em /32/, reflete o regime de operação desejado, com um ciclo de 100 horas em operação, 68 horas desligado, 100 horas em operação e 236 horas desligado, até ser atingida a queima de 30% em massa do U-235 nos elementos combustíveis. O segundo regime, utilizado no capítulo de análise de segurança (capítulo 16) da referência /32/, considera o caso hipotético da operação contínua do reator a 5 MW até ser atingida a queima de 30%, o que corresponde a uma operação contínua de 233 dias. As tabelas 4.3 e 4.4 fornecem os valores da potência de decaimento, respectivamente para os pós-desligamentos dos regimes de operação desejado e contínuo, calculados com o código ORIGIN /27/ pela Divisão de Física de Reatores (RAF) do ipen-cnec/sp. São admitidos ainda, nesta análise, os valores de potência de decaimento obtidos através da equação de Way-Wigner /22/ (disponível como opção de cálculo no programa TEMPLOCA) para o pós-desligamento do regime de operação contínua de 233 dias.

- como o núcleo do reator é constituído por elementos combustíveis com densidade de 1,8 e 2,3 g/cm³ de urânio no cerne, considerou-se o caso mais crítico para a potência de decaimento, ou seja, os cálculos com o código ORIGIN foram realizados admitindo-se todos os elementos com densidade de 2,3 g/cm³ (capítulo 16 da referência /32/);
- um fator de 10% sobre os valores de potência de decaimento calculados com o código ORIGIN, para considerar incertezas de modelo e de cálculo (capítulo 16 da referência /32/);
- **Limite Térmico de Temperatura Máxima no Combustível:** < 500°C. Corresponde à temperatura de empolamento da placa combustível, com subsequente obstrução do canal de refrigeração /8/. Este é o limite de temperatura a ser observado para a manutenção da integridade dos elementos combustíveis.
- **Tempos de esvaziamento da piscina e descobrimento do núcleo:** calculados pelo programa LOSS;
- **Temperatura inicial do combustível:** assumiu-se o valor de 100 °C, que corresponde à temperatura das placas após a secagem do filme de água, posteriormente ao descobrimento total do núcleo. Conservativamente, no entanto, assumiu-se esta temperatura no instante do tempo do descobrimento total do núcleo;
- **Altura inicial da coluna d'água da piscina:** 8.800 mm (150 mm abaixo do ladrão);
- **Altura do topo do núcleo em relação ao fundo da piscina:** 2.060 mm;

Tabela 4.3 - Potência de decaimento do IEA-R1 (Regime desejado - 100x68x100x236 h).

Tempo (s)	Potência (kW)	Tempo (s)	Potência (kW)	Tempo (s)	Potência (kW)
1	272,4	5.000	46,92	44.000	18,8184
50	163,992	5.500	45,168	45.000	18,6384
100	141,096	6.000	43,632	46.000	18,4632
150	128,616	7.000	40,992	47.000	18,2904
200	120,456	8.000	38,832	48.000	18,1224
250	114,504	9.000	37,008	49.000	17,9592
300	109,896	10.000	35,424	50.000	17,7984
330	107,544	11.000	34,056	51.000	17,6424
350	106,128	12.000	32,832	52.000	17,4888
400	102,936	13.000	31,776	53.000	17,3400
450	100,176	14.000	30,792	54.000	17,1504
500	97,752	15.000	29,928	55.000	17,0160
550	95,568	16.000	29,136	56.000	16,8840
600	93,576	17.000	28,392	57.000	16,7520
650	91,752	18.000	27,72	58.000	16,6248
700	90,072	19.000	27,096	59.000	16,5000
750	88,512	20.000	26,52	60.000	16,3776
800	87,048	21.000	25,992	61.000	16,2552
850	85,68	22.000	25,488	62.000	16,1376
900	84,384	23.000	25,008	63.000	16,0224
950	83,16	24.000	24,576	64.000	15,8688
1000	81,984	25.000	24,144	65.000	15,7632
1100	79,824	26.000	23,7528	66.000	15,6600
1200	77,832	27.000	23,3736	67.000	15,5568
1300	76,008	28.000	23,016	68.000	15,456
1400	74,304	29.000	22,6728	69.000	15,3576
1500	72,72	30.000	22,344	70.000	15,2592
1600	71,232	31.000	22,032	71.000	15,1632
1700	69,84	32.000	21,732	72.000	15,0672
1800	68,52	33.000	21,4416	73.000	14,976
1900	67,296	34.000	21,168	74.000	14,8488
2000	66,12	35.000	20,9016	75.000	14,7648
2200	63,984	36.000	20,6448	76.000	14,6808
2400	62,016	37.000	20,3976	77.000	14,5968
2600	60,264	38.000	20,1576	78.000	14,5152
2800	58,632	39.000	19,9272	79.000	14,4336
3000	57,144	40.000	19,704	80.000	14,3544
3500	53,928	41.000	19,4904	81.000	14,2752
4000	51,216	42.000	19,2816	82.000	14,1984
4500	48,912	43.000	19,0776	83.000	14,1216

Tabela 4.4 - Potência de Decaimento do Reator IEA-R1 (Regime contínuo de 233 dias).

Tempo (s)	Potência (KW)	Tempo (s)	Potência (KW)	Tempo (s)	Potência (KW)
1	279,36	50	171,024	10.800	41,28
2	266,64	100	148,128	12.000	39,792
3	257,52	150	135,672	13.200	38,496
4	250,32	200	127,488	14.400	37,368
5	244,32	250	121,56	15.600	36,36
6	239,304	300	116,928	16.800	35,448
7	234,864	350	113,16	18.000	34,632
8	230,904	400	109,968	19.200	33,888
9	227,28	450	107,208	20.400	33,192
10	224,088	500	104,784	21.600	32,568
11	221,112	550	102,6	22.800	31,992
12	218,352	600	100,608	24.000	31,44
13	215,808	720	96,48	25.200	30,936
14	213,408	840	92,976	26.400	30,456
15	211,176	960	89,952	27.600	30
16	209,064	1.080	87,264	28.800	29,568
17	207,072	1.200	84,864	30.000	29,16
18	205,2	1.320	82,68	36.000	27,432
19	203,4	1.440	80,688	43.200	25,776
20	201,72	1.560	78,84	50.400	24,456
21	200,088	1.680	77,136	57.600	23,3592
22	198,552	1.800	75,552	64.800	22,4376
23	197,064	1.920	74,088	72.000	21,648
24	195,648	2.400	69,048	79.200	20,964
28	190,488	3.600	60,36	86.400	20,3616
32	186,024	4.800	54,696	93.600	19,824
36	182,064	6.000	50,64	100.800	19,344
40	178,512	7.200	47,52001	108.000	18,9096
44	175,32	8.400	45,04801	115.200	18,5136
48	172,3992	9.600	43,008		

- **Altura de descobrimento completo do núcleo:** Corresponde ao descobrimento das placas ou do comprimento ativo dos elementos combustíveis: 1.396 mm.
- **Massa total do elemento combustível:** 5,5 kg
- **Massa de Alumínio do elemento combustível:** 3,615 kg
- **Massa da dispersão de U_3O_8 -Al:** 1,885 kg
- **Fração em peso de U na dispersão:** 53,25 %

Os dados de entrada dos programas LOSS e TEMPLOCA utilizados neste capítulo são fornecidos, respectivamente, nos Apêndices 2.2 e 3.2.

4.2 - Tempo de Descobrimento Seguro do Núcleo.

Nesta seção é realizado um estudo paramétrico com o programa TEMPLOCA para determinar o tempo mínimo necessário de cobertura ou resfriamento do núcleo por água, a partir do qual este pode ficar “seco” (sem água) sem que o limite de temperatura máxima no combustível de 500 °C seja atingido.

A análise para a condição de pico de potência do elemento combustível 155 (elemento mais quente do núcleo) foi realizada para as 3 condições distintas de potência de decaimento (P_D) descritas na seção 4.1:

- pós-desligamento do regime de operação desejado, que é a condição que apresenta valores mais próximos dos realmente esperados, com cálculos realizados com o código ORIGEN (tabela 4.3);

- pós-desligamento do regime de operação contínuo de 233 dias, que representa uma condição hipotética, não operacional e bastante conservativa, calculada com o código ORIGIN (tabela 4.4); e
- pós-desligamento do regime contínuo de 233 dias calculada da equação de Way-Wigner. A análise desta condição é importante para a comparação dos resultados de temperatura obtidos com o TEMPLOCA com a utilização das potências de decaimento calculadas com o código ORIGIN e com a equação de Way-Wigner, já que a verificação do modelo do programa TEMPLOCA (item 3.2.2.3) foi realizada com base nesta mesma equação.

As figuras 4.2, 4.3 e 4.4 apresentam as curvas de temperatura máxima do combustível em função do tempo do transiente para diversos tempos de descobrimento completo do núcleo, respectivamente para estes três casos citados.

Dos resultados observa-se que para o regime de operação desejado é necessário um tempo mínimo de cobertura de 6,1 horas para a observação do limite térmico de segurança e para a regime hipotético de 233 dias consecutivos, com potência de decaimento (P_D) calculada pelo ORIGIN, um tempo mínimo de 14 horas. O tempo mínimo seguro para o regime hipotético de 233 dias com P_D calculada pela equação de Way-Wigner é de 10,9 horas. Assim a utilização da potência de decaimento calculada com o código ORIGIN conduziu a valores superiores aos obtidos com a utilização da equação de Way-Wigner com a qual o programa TEMPLOCA foi verificado.

Para efeitos de análise de segurança e de projeto e dimensionamento dos sistemas de segurança, adotou-se conservativamente o tempo mínimo de 14 horas para o descobrimento seguro do núcleo.

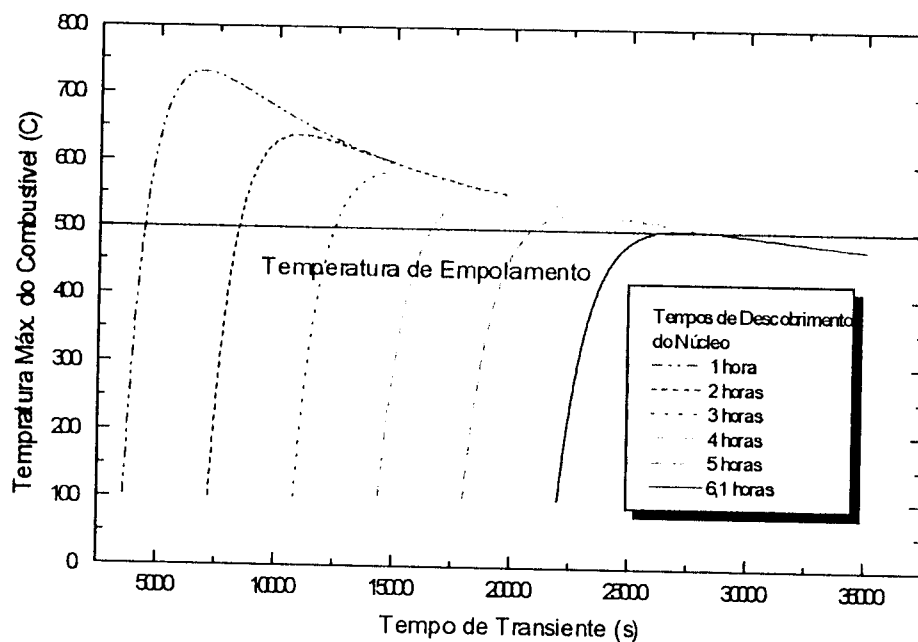


Figura 4.2 - Tempo Seguro para o Descobrimento do Elemento Combustível Mais Quente do Núcleo no Regime Desejado com P_D calculada pelo Código ORIGEN.

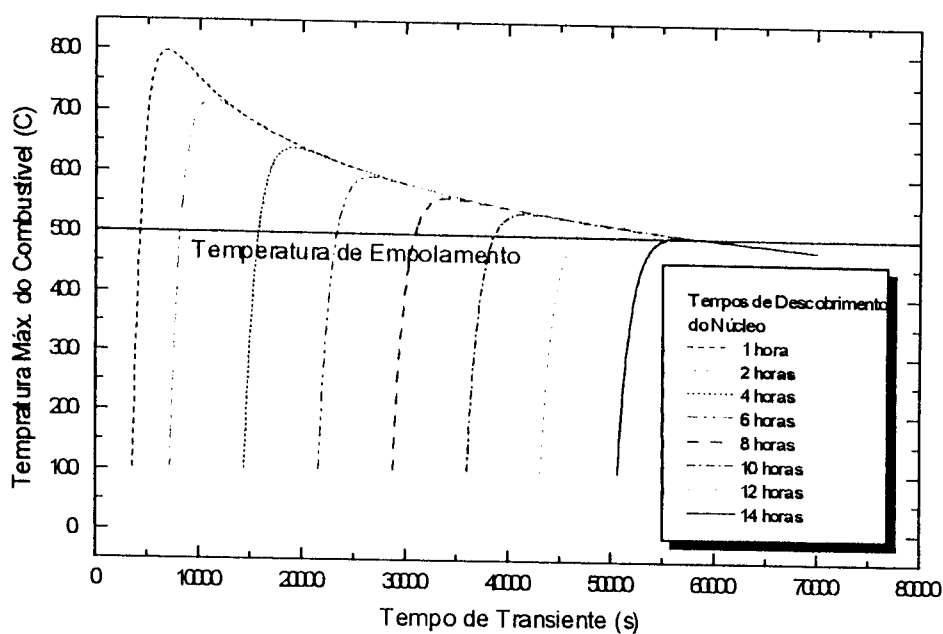


Figura 4.3 - Tempo Seguro para o Descobrimento do Elemento Combustível Mais Quente do Núcleo no Regime Contínuo de 233 Dias com P_D calculada pelo Código ORIGEN.

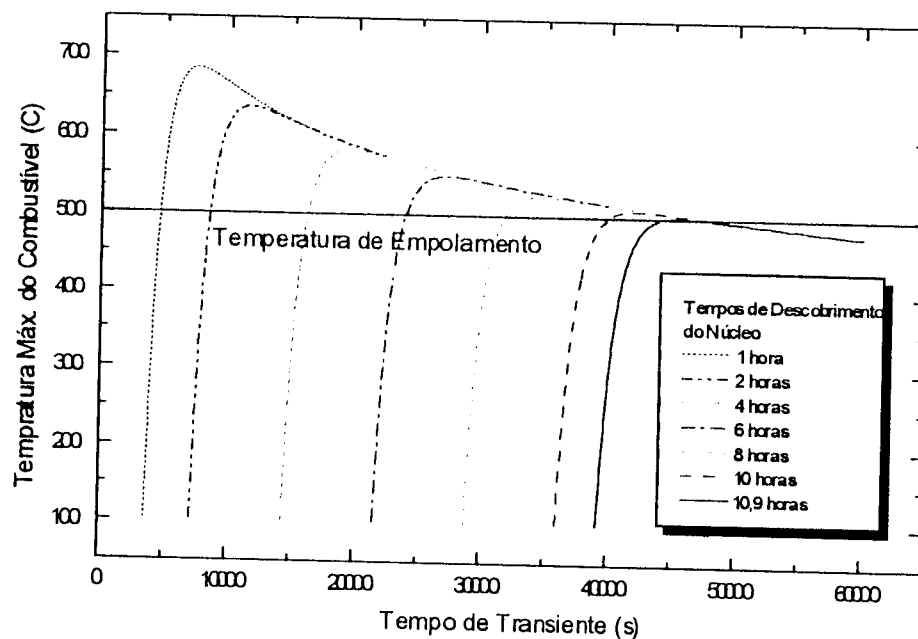


Figura 4.4 - Tempo Seguro para o Descobrimento do Elemento Combustível Mais Quente do Núcleo no Regime Contínuo de 233 Dias com P_D calculada pela Eq. de Way-Wagner.

4.3 – *Análise Qualitativa e Quantitativa dos APR do Reator IEA-R1 /32/.*

4.3.1 - Danos na Piscina.

A ocorrência deste evento não foi considerada visto a solidez da estrutura da Piscina, com paredes de concreto de barita de espessuras maiores que 1.100 mm, reforçadas internamente por uma membrana de aço carbono e revestidas com uma camada de aço inoxidável (“liner”) de 5 mm de espessura. Os únicos eventos capazes de provocar danos na piscina do reator IEA-R1 seriam terremotos de grande magnitude e quedas de avião, cujas probabilidades de ocorrência são muito pequenas, como discutidas na sequência (capítulo 16 da referência/32/):

- **Terremotos.** Como demonstrado na referência /34/, o reator IEA-R1 localiza-se em uma região que não está sujeita a eventos sísmicos com intensidade suficiente para provocar danos em seus equipamentos, sistemas ou estruturas. Desta forma, não foram considerados acidentes provocados por terremotos no reator IEA-R1;
- **Queda de aeronave.** Na referência /35/ foi realizado o cálculo da probabilidade de queda de aeronaves sobre o prédio do Reator IEA-R1. O cálculo baseia-se no modelo proposto na seção 3.5.1.6 do Standard Review Plan da U.S.N.R.C. /36/ e considera o tráfego aéreo sobre a instalação, a área efetiva da instalação e a probabilidade de queda de aeronaves, por unidade de área, em função de sua distância do aeroporto. Com base nas informações do Serviço Regional de Proteção ao Voo de São Paulo (SRPV/SP) /37/, observou-se que apenas o tráfego aéreo do Aeroporto de Congonhas contribui significativamente para a probabilidade de queda de aeronaves sobre o reator IEA-R1. Isto ocorre devido à proximidade da cabeceira de sua pista principal, que dista cerca de 8,7 km do reator, e de seus corredores aéreos, cuja borda mais próxima dista entre 2 a 3 km do reator. A probabilidade de queda de aeronaves calculada para o reator IEA-R1 é de $9,77 \times 10^{-7}$ por ano. Foi encaminhada ainda, pela Superintendência do ipen-cnen/sp, carta para o Departamento de Aviação Civil (DAC) de São Paulo, solicitando a exclusão de tráfego aéreo num raio de 500 metros e numa altura de 300 metros do prédio do reator. Portanto, não foi admitida a ocorrência deste evento no reator IEA-R1.

4.3.2 - Esvaziamento da Piscina.

São admitidas as hipóteses de esvaziamento acidental (falha humana) ou proposital (sabotagem) da Piscina através da abertura indevida das válvulas de drenos do Sistema de Retratamento de Água, dos componentes do Circuito Primário (Trocador de Calor e Tanque de Decaimento) e de respiros e pontos de tomada de instrumentos na tubulação do Primário.

4.3.2.1. *Abertura Indevida dos Drenos do Sistema de Retratamento de Água.*

O Sistema de Retratamento de Água (SRA), apresentado na figura 4.5, possui dois circuitos de tratamento, sendo que cada um deles conta com 6 válvulas de dreno de 1 ½". O tempo de descobrimento do núcleo, calculado pelo programa LOSS no caso da abertura indevida e simultânea de 6 válvulas de dreno (1 circuito), com a bomba do SRA ligada, seria de pouco mais de 12,5 horas, inferior ao tempo de descobrimento seguro do núcleo de 14 horas.

A possibilidade de uma abertura proposital das válvulas por sabotagem foi descartada, considerando-se os procedimentos e dispositivos de segurança da instalação, que restringem o acesso de pessoas estranhas ao prédio do reator e até mesmo dos operadores e funcionários ao porão onde estes drenos se localizam.

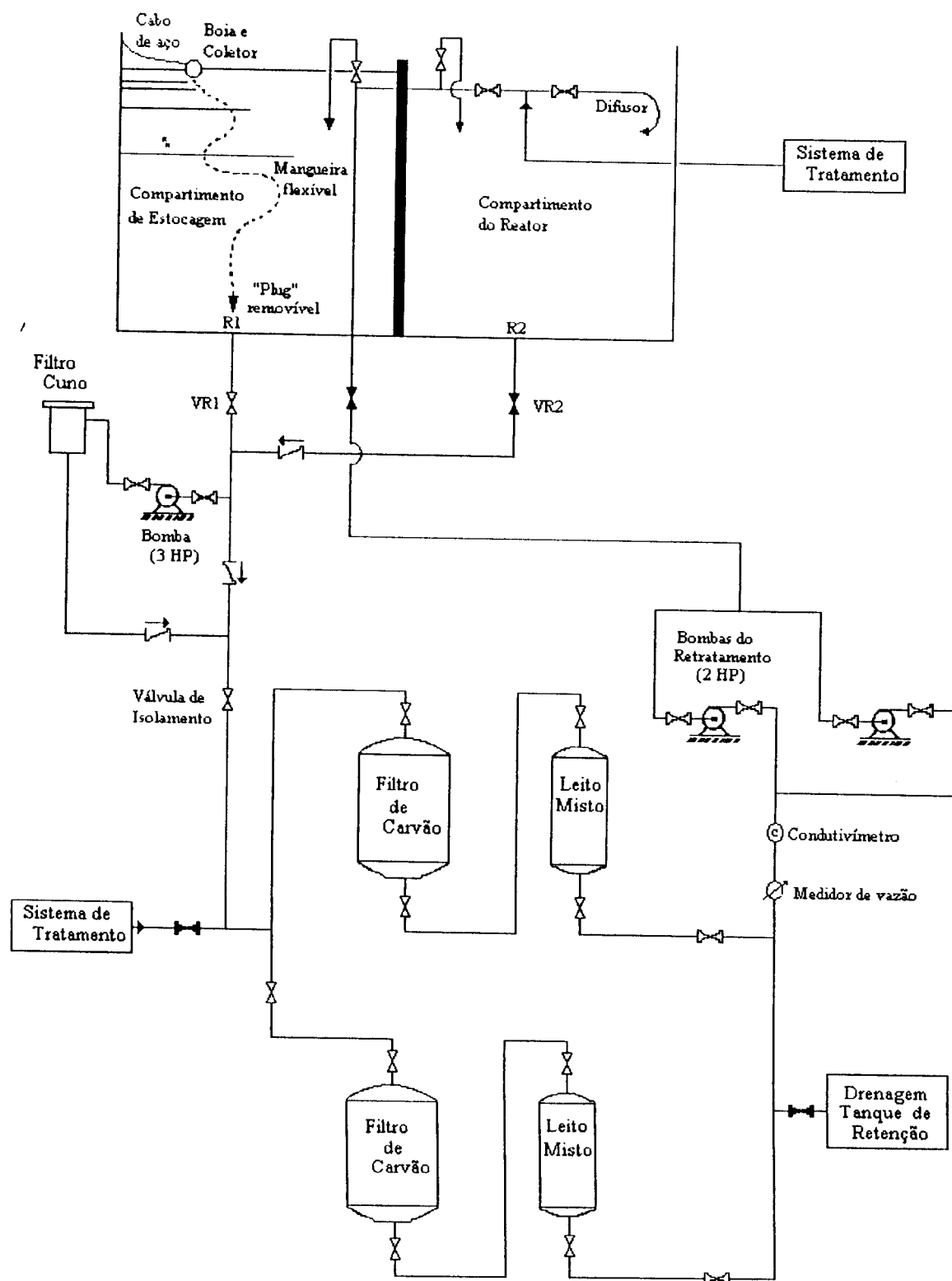


Figura 4.5 – Representação Esquemática do Sistema de Retratamento de Água do Reator

Como medida de segurança complementar solicitada pela Divisão de Análise de Segurança e adotada pelo Departamento de Operação de Reatores do ipen-cnec/sp, foi estabelecido: 1) o travamento da válvula de isolamento do SRA (figura 4.5) com um cadeado; e 2) o travamento da bóia da mangueira flexível de coleta de água da piscina, localizada na superfície do compartimento de estocagem (figura 4.5), através de um cabo de aço. Este procedimento limita o curso da bóia até um nível de água de aproximadamente 8,7 metros, evitando assim o esvaziamento acidental da piscina pelos drenos.

4.3.2.2 - Drenos, Respiros e Tomadas de Instrumentos do Circuito Primário.

O Circuito Primário possui oito válvulas de ½" e três de 1" para drenagem, respiro ou tomada de instrumentos. A abertura acidental de uma destas válvulas provocaria um esvaziamento lento da piscina em um tempo próximo ao tempo mínimo seguro de 14 horas, sendo portanto possível a tomada de medidas corretivas como o seu fechamento ou o fechamento das válvulas de isolamento manuais do Circuito Primário. A abertura destas válvulas por sabotagem, a exemplo das válvulas de drenos do SRA, também foi descartada considerando-se os mesmos procedimentos e dispositivos de segurança da instalação citados no item anterior.

O tanque de decaimento do Primário possui uma válvula de dreno de 2". O tanque e a válvula estão localizados fora do prédio do reator, em um compartimento fechado com cadeado, com acesso restrito e sob responsabilidade da equipe de segurança da instalação.

4.3.3 - Falhas nos Tubos Colimadores ou Outras Penetrações

4.3.3.1 - Tubos Colimadores

O reator IEA-R1 possui 11 tubos colimadores ("beam holes") para irradiação de amostras e realização de experimentos. Estes tubos de alumínio atravessam horizontalmente as paredes de concreto da piscina em 12 pontos. O evento postulado seria a ruptura de um dos tubos, interno à piscina, provocada pela queda de um objeto pesado, com o conseqüente esvaziamento parcial da piscina até o nível da ruptura.

As referências /11/ e /12/ apresentam resultados de testes experimentais com elementos combustíveis e elemento aquecido por indução simulando o descobrimento parcial do núcleo. Em /12/, observou-se que um elemento aquecido por indução em densidades de potência de 4,65 a 10,73 W/cm³ somente apresenta problemas de elevação incontrolada de temperatura para níveis de submersão em água inferiores a 30% do elemento. Para níveis maiores de submersão, notou-se uma penetração de água nos canais suficiente para garantir o resfriamento das placas. Dos testes nos elementos combustíveis da referência /11/, observou-se uma tendência de comprometimento do resfriamento das placas para níveis de submersão muito baixos, onde não se tem uma quantidade de vapor suficiente para resfriar as placas e se restringe a remoção de calor por circulação natural do ar.

O arranjo dos tubos colimadores, ou tubos de irradiação, do reator IEA-R1 é fornecido na figura 4.6. O tubo que atravessa a piscina tangencialmente ao núcleo possui duas aberturas: BH-4 e BH-12. O tubo correspondente às aberturas BH-5 e BH-13 foi desativado.

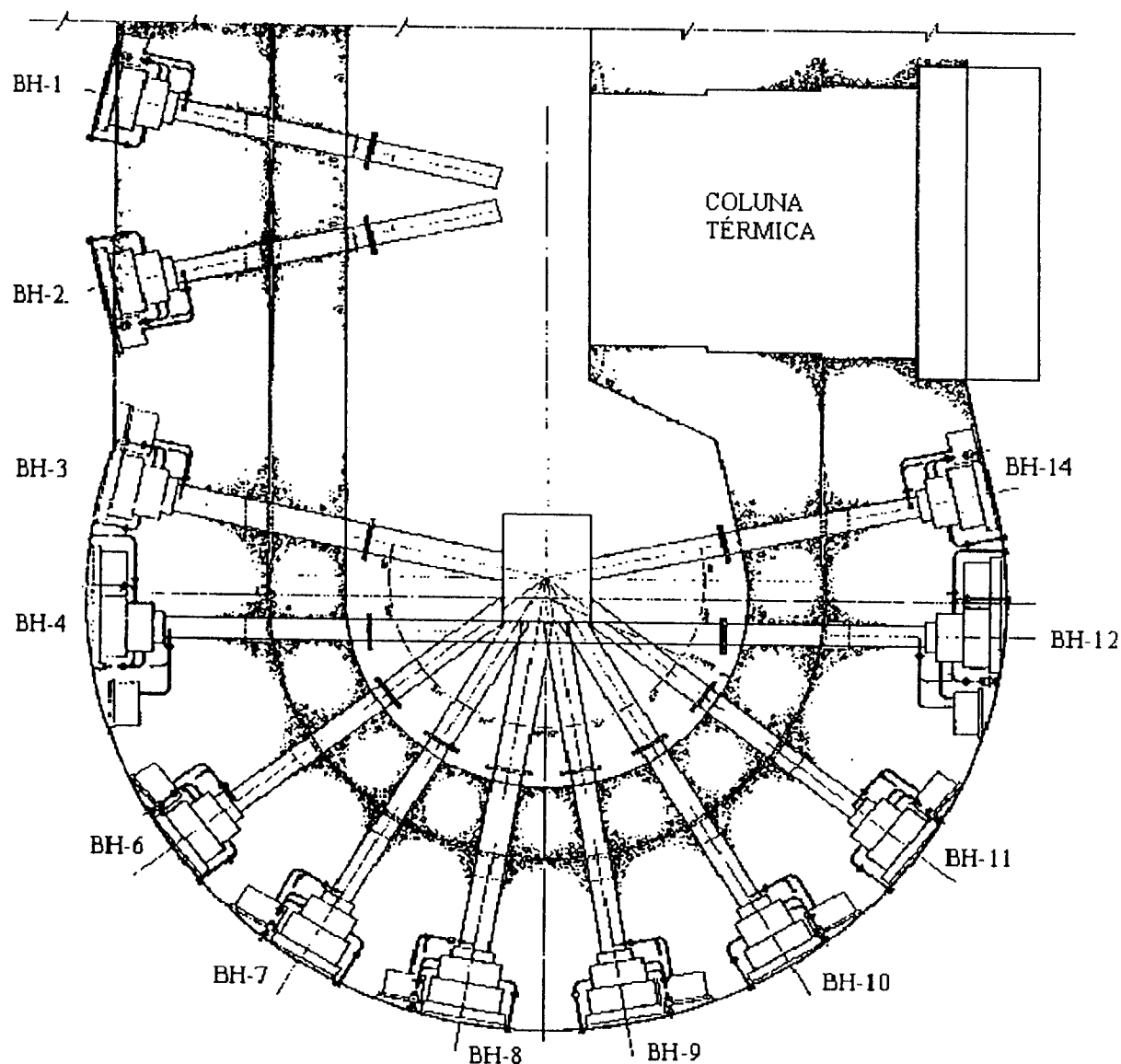


Figura 4.6 – Vista Representativa dos Tubos Colimadores do Reator IEA-R1

Na tabela 4.5 são fornecidos os diâmetros, as posições relativas ao centro do núcleo ativo e ao fundo da piscina e a porcentagem do elemento combustível (comprimento ativo) que permaneceria submersa em água no caso de ruptura do mesmo.

Tabela 4.5 – Diâmetros e Posições Relativas dos Tubos Colimadores.

Identificação	Diâmetro Nominal	Diâmetro Interno (mm)	Altura em Relação ao Centro do Núcleo (mm)	Altura em Relação ao Fundo da Piscina (mm)	Porcentagem Submersa do Elemento Ativo
BH-1	6"	123,8	- 6,4 mm	1689,7	38,6%
BH-2	6"	123,8	- 6,4 mm	1689,7	38,6%
BH-3	8"	196,9	- 6,4 mm	1689,7	32,5%
BH-4	6"	123,8	+ 381,0	2077,1	100%
BH-6	6"	123,8	+ 190,5	1886,6	71,4%
BH-7	6"	123,8	- 6,4 mm	1689,7	38,6%
BH-8	8"	196,9	+ 190,5 mm	1886,6	65,3%
BH-9	6"	123,8	- 6,4 mm	1689,7	38,6%
BH-10	6"	123,8	+ 190,5	1886,6	100%
BH-11	6"	123,8	- 6,4 mm	1689,7	38,6%
BH-12	6"	123,8	+ 381,0 mm	2077,1	100%
BH-14	6"	123,8	- 6,4 mm	1689,7	38,6%

Da tabela 4.5, nota-se que o evento mais crítico corresponde ao rompimento do tubo BH-3 (destacado com sombreamento nesta tabela) por representar uma maior porcentagem de descobrimento do comprimento ativo do núcleo. O rompimento do tubo BH-4/BH-12, apesar de poder provocar um esvaziamento mais rápido (esvaziamento simultâneo por duas aberturas), não é considerado crítico, pois conduz a um nível final de água na piscina acima do comprimento ativo dos elementos combustíveis.

Com o rompimento do tubo de irradiação BH-3, ter-se-ia ainda uma submersão de 32,5% do elemento, ou seja, 195,15 mm dos 600 mm do comprimento ativo dos elementos combustíveis cobertos por água.

A figura 4.7 apresenta a curva de esvaziamento da piscina, calculada pelo programa LOSS, para o rompimento do tubo BH-3. Nesta estimativa não foram consideradas as perdas de carga no plugue interno do tubo colimador. O tempo para o esvaziamento parcial da piscina até o nível do BH-3 (altura menos raio interno do tubo) é de 1418 segundos. Este tempo corresponde a uma potência de decaimento de aproximadamente 81 KW (tabela 4.4) ou uma densidade de potência de 0.87 W/cm^3 , valor este mais de 5 vezes inferior ao menor valor experimental utilizado na referência /12/.

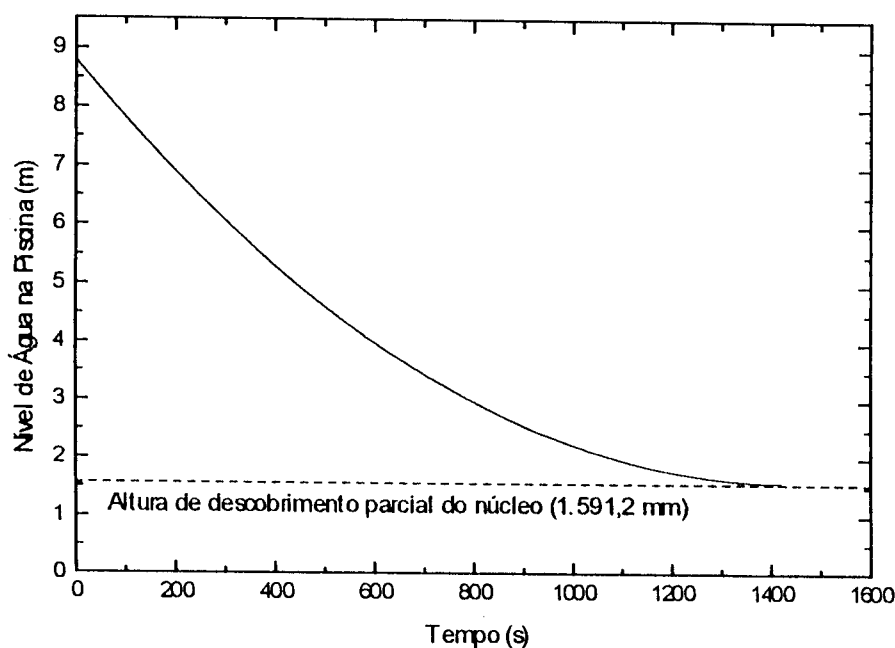


Figura 4.7- Tempo de Esvaziamento Para o Rompimento do Tubo Colimador BH-3.

Da comparação da densidade de potência e do nível mínimo de submersão atingido pelo núcleo do reator IEA-R1 com os experimentos da referência /12/ e com base nas conclusões desta mesma referência, pode-se sempre garantir o resfriamento das placas combustíveis no caso de ruptura dos tubos de irradiação deste reator.

Ainda assim, foi sugerida a selagem ou tamponamento dos tubos colimadores para evitar as outras conseqüências do acidente, como a perda da barreira biológica exercida pela água da piscina e a liberação de efluentes líquidos radioativos para o segundo pavimento do prédio do reator.

4.3.3.2 - Saídas ou Drenos da Piscina

Existem duas saídas de drenos no fundo da piscina, uma no compartimento do reator e outra no de estocagem, ligadas por tubulações de 2" "schedule" 40S de aço inoxidável ao Sistema de Retratamento de Água (SRA), como representado na figura 4.5.

A saída do dreno do compartimento do reator (R2) fica normalmente isolada por uma válvula gaveta localizada no porão (VR2). A saída de dreno do compartimento de estocagem (R1) fica normalmente aberta (válvula VR1) e acoplada a uma mangueira flexível com um coletor de água com bóia na superfície deste compartimento. O coletor e a bóia tem seu curso limitado por um cabo de aço até um nível aproximado de 8,7 metros.

A probabilidade de ocorrência de uma ruptura total nas tubulações dos drenos é muito pequena. Dois casos de ruptura podem ser considerados. No primeiro, admitindo-se a ruptura da tubulação de dreno à jusante da união das duas tubulações dos drenos haveria um vazamento de água da piscina até o travamento da bóia de aspiração e posterior fechamento da válvula de isolamento do dreno do compartimento de estocagem (VR1),

localizada no subsolo. No segundo caso, o mais crítico, considerando-se a ruptura da tubulação a montante da válvula de isolamento do dreno do compartimento do reator (VR2), ter-se-ia o esvaziamento incontrolável da água da piscina, com o descobrimento total do núcleo.

Danos no tubo flexível, dentro da piscina, não implicam diretamente em perda de refrigerante.

Devido às baixas pressões e temperaturas da água da piscina, uma ruptura em guilhotina da tubulação de dreno do compartimento do reator dar-se-ia apenas através de um forte impacto externo. Considerando-se as baixas probabilidades de ocorrências de terremotos de grande magnitude ou de queda de avião, a única causa provável de ruptura seria o desprendimento do volante de inércia das bombas do Primário, com o seu conseqüente impacto contra a tubulação.

A seqüência de eventos esperada para esta ocorrência seria:

1. Desprendimento do volante de inércia da bomba e conseqüente choque com a tubulação;
2. Ruptura da tubulação de 2" a montante da válvula de isolamento do dreno do compartimento do reator (tempo = 0 s);
3. Sinal de alarme de nível baixo de água da piscina em 200 mm abaixo do ladrão (o nível do ladrão é 8,95 m acima do fundo da piscina);
4. Desligamento do reator no nível de água em 350 mm abaixo do ladrão;
5. Descobrimento completo do núcleo (tempo = 176,6 min.);
6. Fusão parcial dos elementos combustíveis do núcleo (sem a utilização do Sistema de Resfriamento de Emergência - SRE).

A figura 4.8 apresenta a variação do nível de água na piscina com o tempo, calculada com o programa LOSS para um acidente de ruptura na tubulação de acesso ao SRA. Observa-se que o tempo para o descobrimento completo do núcleo seria de aproximadamente 3 horas (175,9 minutos). Este tempo é bastante inferior ao tempo mínimo necessário de cobertura do núcleo de 14 horas determinado na seção 4.2. Assim o limite térmico de 500 °C seria ultrapassado, sendo esperada a fusão parcial do combustível do núcleo (sem a utilização do Sistema de Resfriamento de Emergência - SRE).

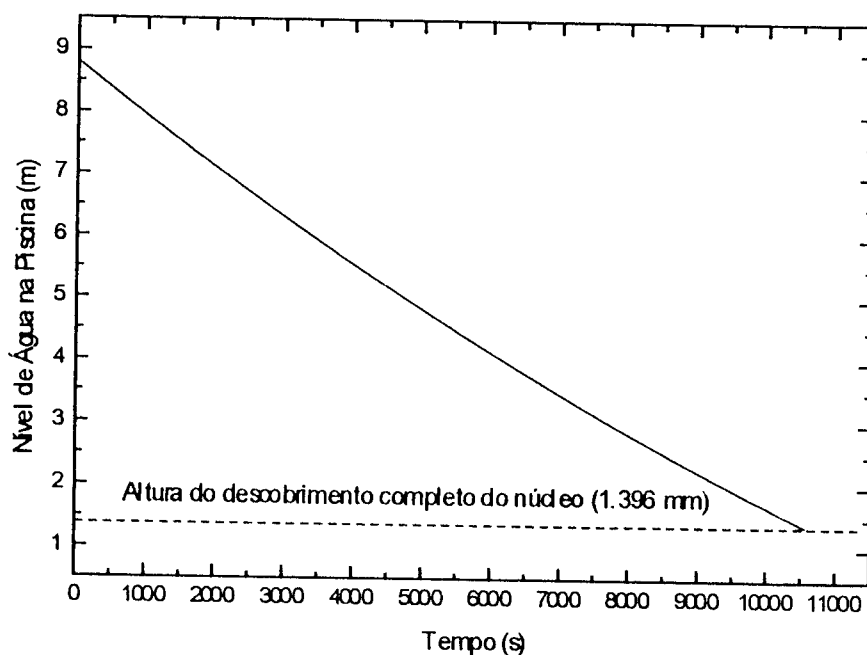


Figura 4.8 - Tempo de Descobrimento do Núcleo para o Rompimento dos Tubos do SRA.

4.3.3.3 - Tubos do Sistema Pneumático de Irradiação.

O Sistema Pneumático de Irradiação (SPI), utilizado para irradiação de amostras ("coelhos"), conta com oito tubos de aço inoxidável de 1½" schedule 5S no interior da piscina. Estes tubos penetram a piscina pela parte inferior do piso e se estendem até a meia altura da parte lateral do núcleo do reator dispondo-se quatro tubos (ou metade) de um lado do núcleo e os outros quatro no lado oposto. Na parte externa à piscina, o SPI conta com tubos de plástico não estanques. O evento postulado de perda de refrigerante seria devido ao rompimento dos tubos de aço inoxidável no interior da piscina.

Como o reator opera a baixas pressões e temperaturas, uma ruptura em guilhotina nos tubos do SPI, no interior da piscina, dar-se-ia apenas através de um forte impacto externo. Pequenas falhas nos tubos ou nas soldas, como por exemplo trincas, podem ser identificadas ou através da inspeção visual dos tubos no porão, quando da manutenção normal do reator, ou pela constatação de umedecimento nas amostras irradiadas (coelhos). Quando da identificação destas falhas, procede-se o plugueamento dos tubos, evitando-se, assim, a ocorrência de perda de refrigerante. Estes procedimentos diminuem consideravelmente a probabilidade de ocorrência deste acidente.

Para a análise do acidente de ruptura em guilhotina nos tubos do SPI, foi considerado como o caso mais crítico o rompimento de 4 tubos, devido à disposição dos mesmos na piscina (4x4 ao lado do núcleo).

A seqüência de eventos esperada para este acidente seria:

1. Impacto de um objeto externo contra os tubos do SPI com a ruptura total de 4 tubos próximo ao nível do piso da piscina (tempo = 0 s);

2. Alarme de nível baixo de água na piscina em 200 mm do ladrão;
3. Desligamento do reator no nível de água da piscina a 350 mm abaixo do ladrão;
4. Descobrimento completo do núcleo (tempo = 1 hora);
5. Fusão (parcial) dos elementos combustíveis do núcleo (sem a utilização do Sistema de Resfriamento de Emergência - SRE).

A figura 4.9 apresenta a variação do nível de água na piscina com o tempo, calculada com o programa LOSS para o rompimento de 4 tubos (ou 2 pares de tubos). Da figura, observa-se que o tempo para o descobrimento completo do núcleo seria de 1 hora, inferior ao tempo de descobrimento seguro de 14 horas (seção 4.2), sendo esperada a fusão dos elementos combustíveis do núcleo (sem a utilização do Sistema de Resfriamento de Emergência - SRE).

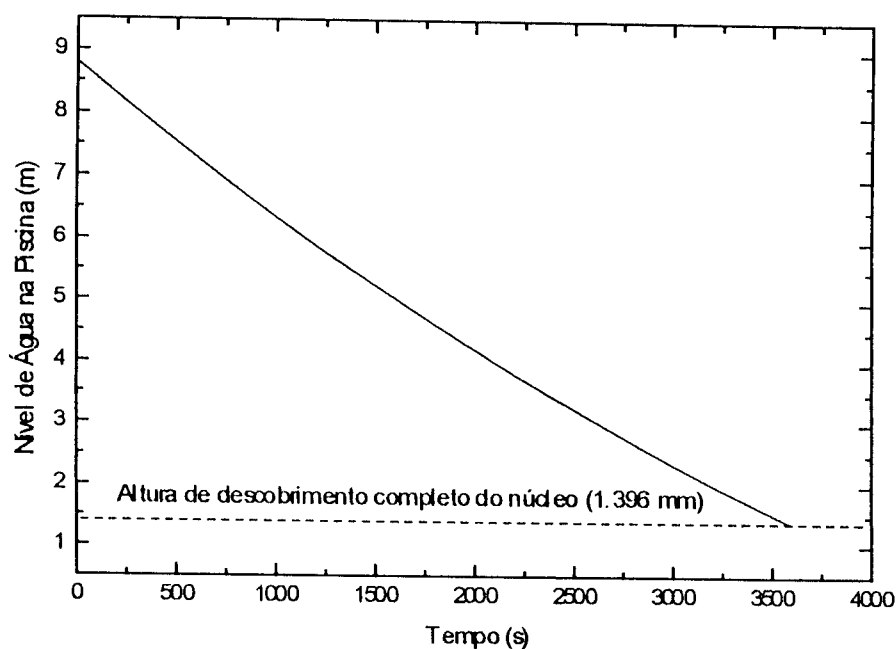


Figura 4.9 - Tempo de Descobrimento do Núcleo para o Rompimento dos Tubos do SPI.

4.3.3.4 - Coluna Térmica.

A Coluna Térmica corresponde a uma abertura de 1546 x 1536,7 mm fechada por uma flange cega de alumínio reforçado de 25,4 mm (1") de espessura, aparafusada na face interna da piscina. No caso do rompimento dessa chapa de alumínio, o vazamento de refrigerante pela Coluna Térmica será muito pequeno, devido à resistência à passagem de água oferecida pela presença de placas de chumbo e de grafite no seu interior e pela porta de aço de 279,4 mm (11") de espessura. Dessa forma, o tempo de esvaziamento da piscina seria lento, permitindo que fossem tomadas providências para se evitar ou retardar o descobrimento total do núcleo. Dentre estas medidas estão o deslocamento e isolamento do núcleo no compartimento de estocagem e a reposição de água da piscina pelo acionamento do Sistema de Tratamento de Água.

4.3.4 - Ruptura da Fronteira do Circuito Primário

A situação postulada de acidente de perda de refrigerante mais crítica para o reator IEA-R1 seria uma ruptura total, tipo guilhotina, da tubulação de retorno do refrigerante primário, próxima à piscina, que poderia conduzir a um rápido esvaziamento da piscina. Como o Circuito Primário opera a baixas pressões e temperaturas, uma ruptura em guilhotina de sua tubulação dar-se-ia apenas através de um forte impacto externo. Considerando-se que o circuito é bem protegido contra eventos externos e as baixas probabilidades de ocorrências de terremotos de grande magnitude ou da queda de um avião, a causa possível desta ruptura seria o desprendimento do volante de inércia das bombas do Primário, com o seu conseqüente impacto contra a tubulação. Outras rupturas

em equipamentos, instrumentos ou tubulações auxiliares têm impactos menos significativos na segurança e integridade do núcleo.

Para o isolamento da piscina em caso de rupturas, o Circuito Primário contava com duas válvulas de isolamento manuais, no porão do prédio do reator, respectivamente à entrada e à saída da piscina. Estas válvulas seriam inoperantes e ineficazes no caso de uma grande ruptura da tubulação do Primário, devido ao rápido esvaziamento da piscina e à localização das mesmas em região próxima à ruptura.

4.3.4.1 - Seqüência dos Eventos e Operação do Sistema

A seqüência de eventos esperada para este acidente seria:

1. Desprendimento do volante de inércia da bomba e seu conseqüente impacto com a tubulação;
2. Ruptura da tubulação de 10" do Circuito Primário, próxima ao retorno à piscina (tempo = 0 s.);
3. Sinal de alarme de nível baixo de água da piscina em 200 mm abaixo do ladrão (o nível do ladrão é 8,95 m acima do fundo da piscina e o nível inicial de água adotado é de 8,8 m);
4. Desligamento do reator no nível de água à 350 mm abaixo do ladrão ;
5. Desligamento da bomba do Primário no nível de água à 400 mm abaixo do ladrão;
6. Descobrimento total do núcleo (tempo = 335 s);
7. Fusão parcial do núcleo (sem a utilização do Sistema de Resfriamento de Emergência ou das válvulas de isolamento do Primário).

4.3.4.2 - Análise do Transiente

A figura 4.10 apresenta a variação do nível de água na piscina, calculada pelo programa LOSS durante o acidente de ruptura da tubulação de 10" próximo à entrada da piscina. Neste caso, é considerada a perda de refrigerante tanto pelo lado do difusor quanto pelo lado do núcleo, com a bomba operando até o nível de 8,4 m. Desta figura, tem-se que o tempo para o descobrimento completo do núcleo é de 335 segundos.

As figuras 4.11 e 4.12 apresentam as temperaturas máximas, calculadas com o programa TEMPLOCA, para os elementos combustíveis mais quente, representativo médio e de menor potência (menor fator de potência radial) ao longo do transiente, respectivamente para os regimes de operação desejado e contínuo (com potência de decaimento calculada com o código ORIGEN).

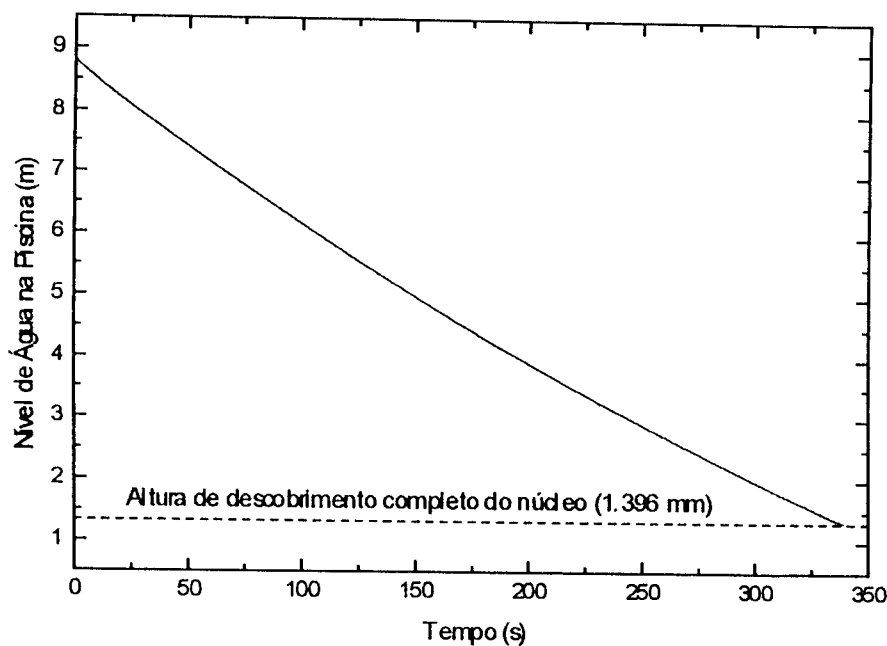


Figura 4.10 - Tempo de Descobrimento do Núcleo para o Rompimento da Fronteira do Primário.

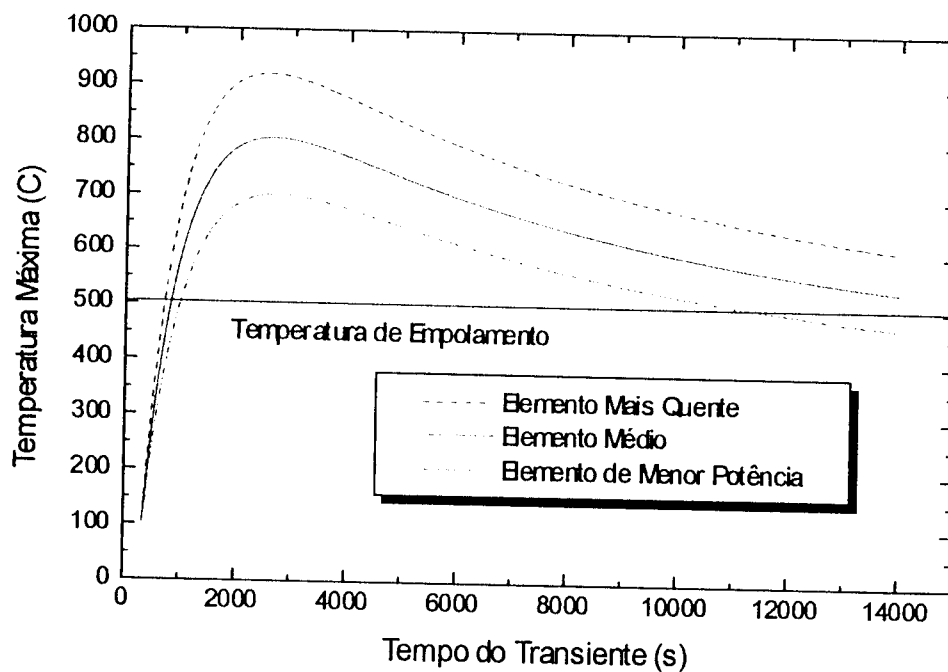


Figura 4.11 - Temperaturas Máximas do Elemento Combustível Mais Quente, do Médio Representativo e de Menor Potência após o Regime de Operação Desejado.

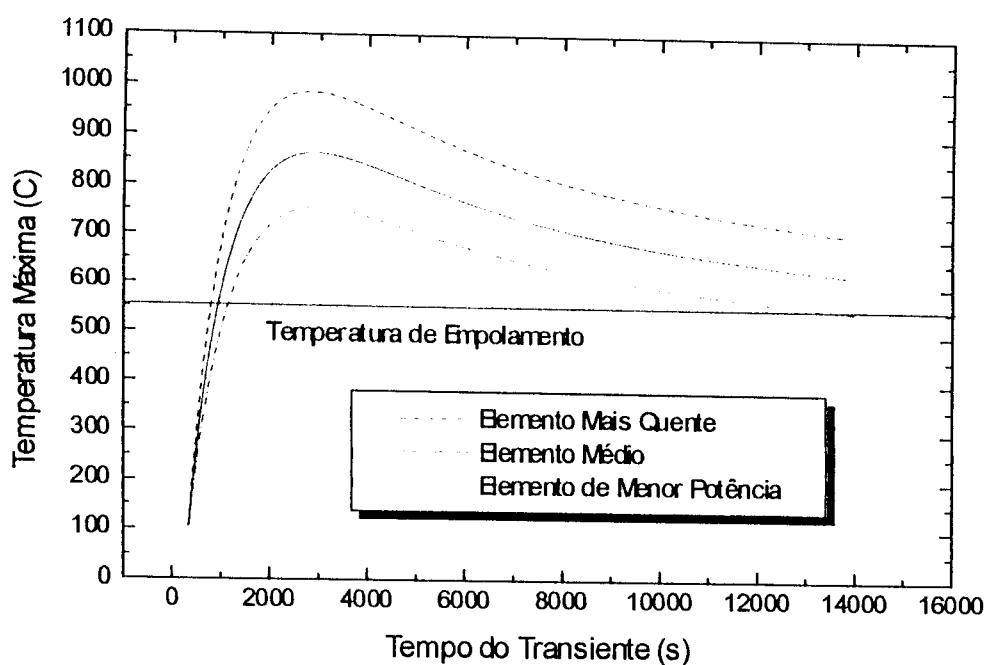


Figura 4.12 - Temperaturas Máximas do Elemento Combustível Mais Quente, do Médio Representativo e de Menor Potência Após o Regime Contínuo de 233 Dias.

A figura 4.13 apresenta o perfil de temperaturas ao longo do comprimento ativo dos elementos combustíveis mais quente e médio representativo no instante da maior temperatura do acidente, apenas para o regime de operação contínuo de 233 dias.

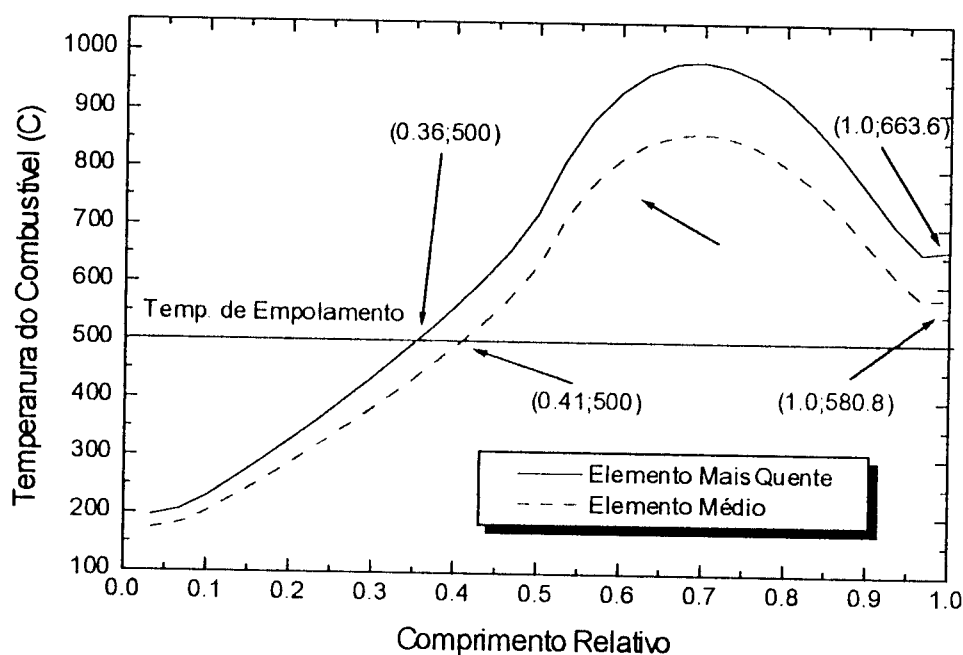


Figura 4.13 - Perfil Axial de Temperaturas do Elementos Mais Quente e do Médio Representativo

Das figuras 4.11 e 4.12, observa-se que todos os elementos combustíveis, inclusive o de menor potência, superam, com folga, a temperatura de empolamento, mesmo no regime de operação desejado. Pela figura 4.13, nota-se que 59 % do núcleo e 64 % do elemento mais quente ultrapassam este limite.

Considerando-se os efeitos desencadeados pela obstrução dos canais de refrigeração entre as placas e que podem levar à fusão total do elemento, fica difícil precisar a quantidade total de fusão do núcleo, podendo esta situar-se entre 59 % e 100 %.

4.4 – Discussão dos Resultados.

Da análise dos vários eventos postulados de perda de refrigerante para o reator IEA-R1, observa-se que tipos três deles conduzem a um descobrimento completo do núcleo em um tempo inferior ao tempo mínimo seguro de 14 horas. Dentre estes eventos, o mais crítico seria o Rompimento da Fronteira do Primário com o descobrimento total do núcleo em apenas 335 segundos.

Para este acidente, ter-se-ia uma fusão superior a 59 % do núcleo e a 64 % do elemento mais quente, inviabilizando a operação segura do reator à potência de 5 MW. Tal hipótese está baseada nos resultados de cálculos obtidos para um acidente de bloqueio de canal descrito na referência /32/. Para este acidente, foi assumido que cinco elementos combustíveis com uma densidade de $2,3 \text{ gU/cm}^3$ no cerne foram bloqueados. Foi assumido ainda que 50 % do combustível em cada um destes cinco elementos se fundem, totalizando uma fração de dano no núcleo que corresponde a cerca de 11,5 % do total do inventário total de radionuclídeos do reator. A avaliação das doses para este acidente devido à liberação atmosférica e das doses devido à radiação direta causada por raios gama dentro do prédio do reator e nas imediações mostram que estas se encontram próximas dos limites máximos permissíveis dentro da zona de exclusão do reator definidos no Regulatory Guide 2.6 – Emergency Planning for Research and Test Reactors /38/, tomando-se como zona de exclusão a cerca que envolve o ipen-cnem/sp. A menor distância do reator IEA-R1 ao limite externo da zona de exclusão é de cerca de 250 m. Considerando-se que nos acidentes de perda de refrigerante o núcleo ficaria descoberto, o que não é o caso nos acidentes de bloqueio de canal, as doses atingidas neste acidente mesmo para o mesmo número de elementos fundidos seriam maiores que as apresentadas no acidente de bloqueio de canal.

Desta forma, não poderia ser admitida a porcentagem de fusão do núcleo ($> 59\%$) obtida pelos cálculos apresentados neste trabalho.

Sendo assim, um conjunto de medidas propostas a partir deste trabalho foram implementadas no reator IEA-R1 para erradicar ou minimizar as consequências dos APR /32/. O capítulo 5 apresenta as soluções de engenharia adotadas.

CAPÍTULO 5 - SOLUÇÕES DE ENGENHARIA.

Este capítulo apresenta as soluções de engenharia propostas a partir deste estudo para se erradicar ou minimizar as consequências dos acidentes de perda de refrigerante do reator IEA-R1.

Dentre as medidas adotadas destacam-se o desenvolvimento e a implantação de um novo Sistema de Resfriamento de Emergência (SRE), a instalação de válvulas para o isolamento da piscina do reator, as modificações no Sistema Pneumático de Irradiação e o isolamento dos tubos colimadores. Estas medidas foram fruto de um trabalho conjunto envolvendo toda a Diretoria de Reatores do ipen-cnec/sp, com uma contínua interação entre a área de análise de acidentes e as demais áreas envolvidas.

5.1 - Sistema de Resfriamento de Emergência.

Os Sistemas de Resfriamento de Emergência de reatores de pesquisa são sistemas de segurança projetados para suprir, através de um fornecimento emergencial de água, o resfriamento dos elementos combustíveis do núcleo durante um acidente de perda de refrigerante.

O antigo Sistema de Suprimento de Emergência disponível no reator IEA-R1 não podia ser considerado eficaz dentro da análise de segurança do reator, devido às suas limitações e deficiências de projeto. A finalidade deste sistema era a de prover a piscina do reator de um suprimento de água na ocorrência de APR e não a de resfriar o núcleo através

da aspersão da água. O sistema possuía uma capacidade de suprimento de $125 \text{ m}^3/\text{h}$ durante um período de aproximadamente 3 horas, ou seja, bastante inferior ao tempo mínimo seguro de descobrimento do núcleo de 14 horas. O suprimento era feito por meio de uma única bomba centrífuga, sem redundância e sem ação passiva.

Com vistas ao atendimento das condições de segurança do IEA-R1 na nova condição de 5 MW de potência, foi desenvolvido pela Divisão de Engenharia de Sistemas (RES) da Diretoria de Reatores do ipen-cnec/sp um novo Sistema de Resfriamento de Emergência /39/. Este sistema foi projetado de tal forma que sua capacidade de armazenamento e vazão de água possibilitam o resfriamento eficaz dos elementos combustíveis do núcleo por um tempo superior ao tempo mínimo seguro de 14 horas calculado na seção 4.2 /32/ /40/.

O novo sistema conta com 2 circuitos redundantes e de ação passiva. Cada circuito possui um reservatório elevado com capacidade de 75 m^3 abastecidos com água da rede pública. A água é enviada por gravidade dos reservatórios para o reator, através de circuitos independentes de $1 \frac{1}{2}''$ com uma vazão mínima de $3 \text{ m}^3/\text{h}$ e por um tempo mínimo de 14 horas. O Fluxograma de Processo do SRE é fornecido na figura 5.1.

Com o objetivo de escolher tipos e posições dos bicos aspersores, foram realizados com sucesso pela RES /40/ vários experimentos de distribuição de vazão no núcleo. Após vários testes, chegou-se a uma configuração final com 6 bicos aspersores de jato cônico total (FULL CONE NOZZLE) e um de jato plano (FLAT JET NOZZLE) (bico B4), conforme indicado na figura 5.2. Os resultados com as vazões normalizadas para cada elemento combustível do núcleo (configuração de 25 elementos, sendo 20 combustíveis, 4 de controle e 1 de irradiação) são apresentados na figura 5.3. Desta figura pode-se observar

uma ótima distribuição de vazão no núcleo. A única exceção, ocorrida no elemento 5, não é crítica por se tratar de um elemento periférico no núcleo.

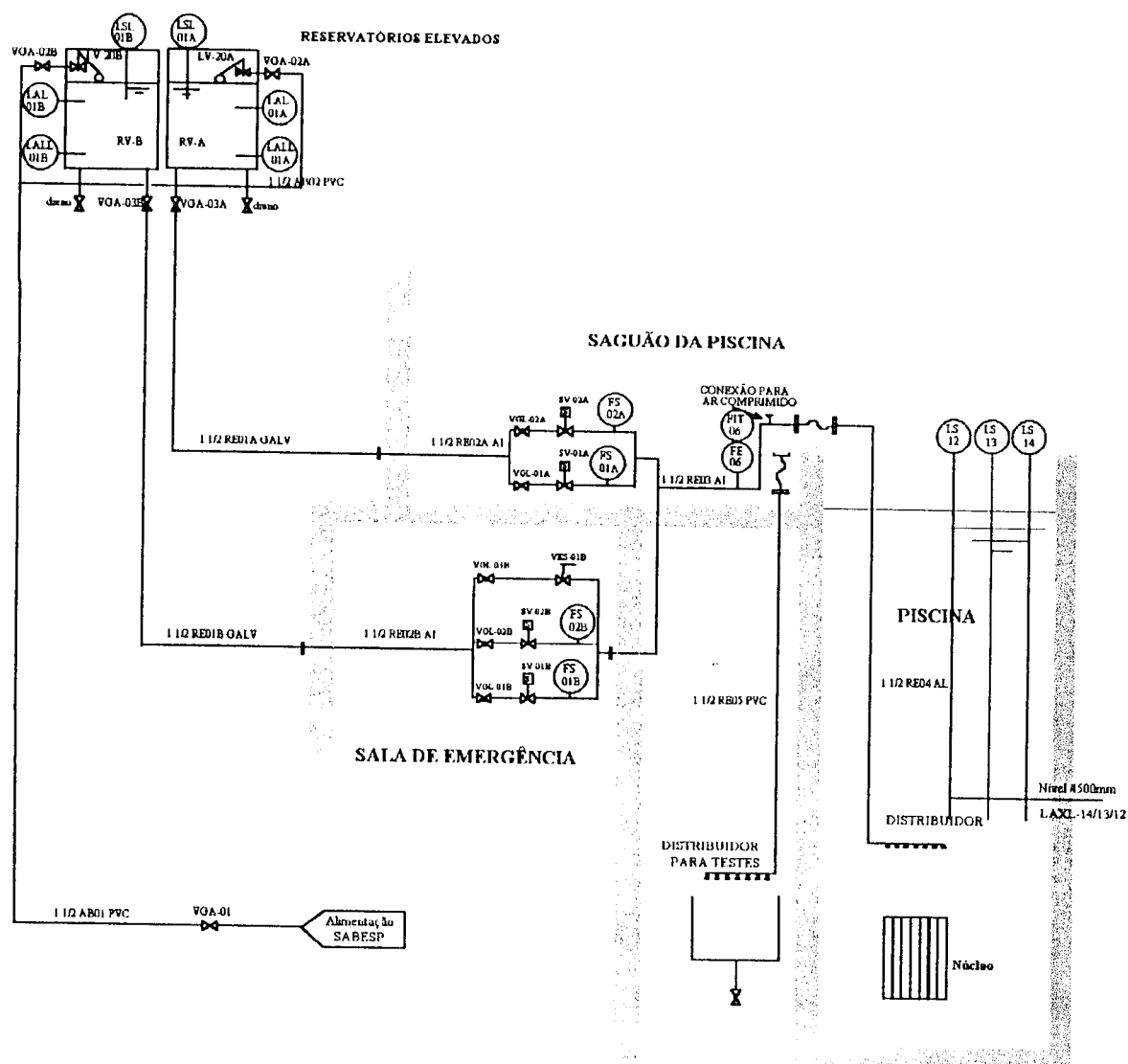


Figura 5.1 – Fluxograma de Processo do SRE do Reator do IEA-R1 /32/.

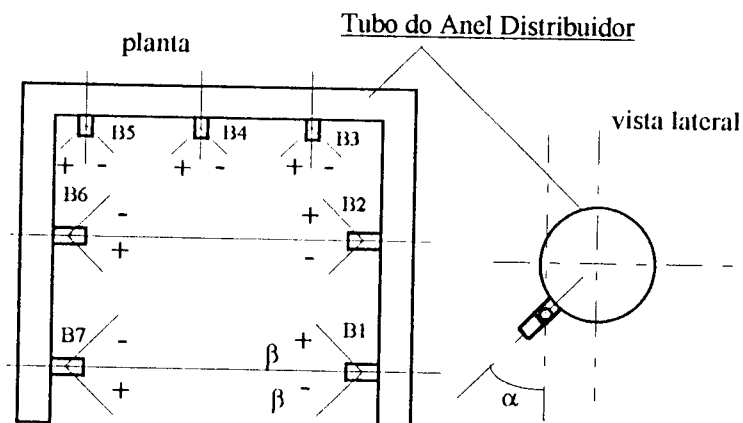


Figura 5.2- Disposição dos Bicos Aspersores do SRE /40/.

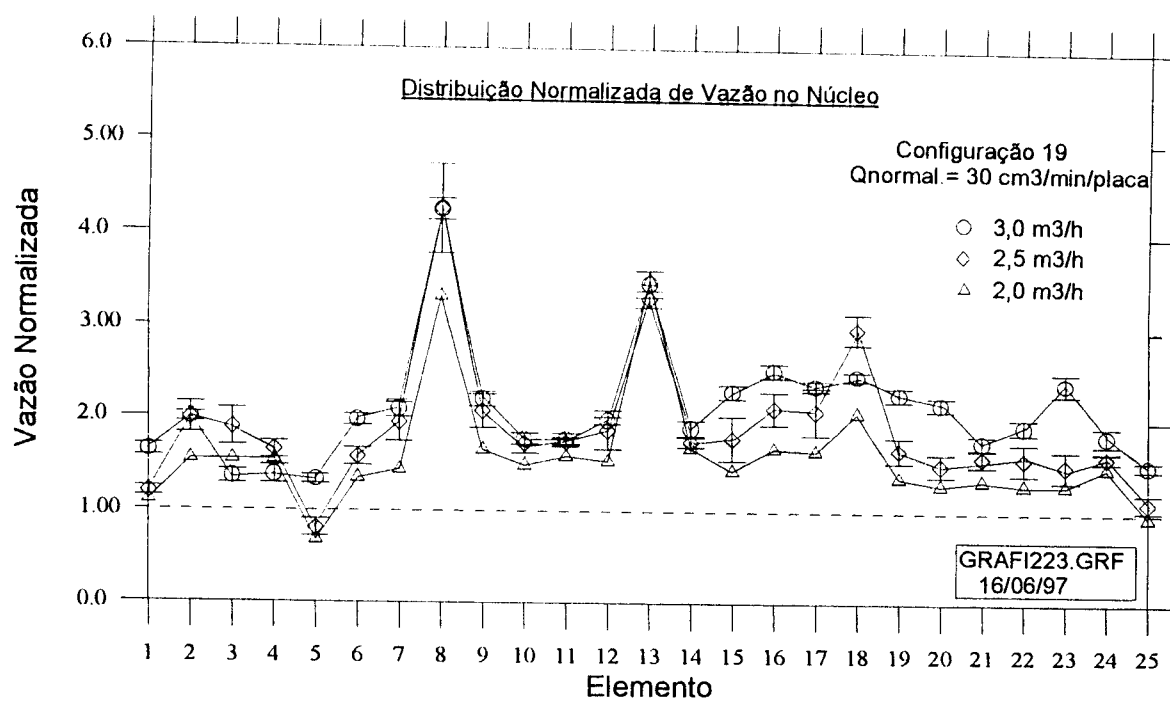


Figura 5.3 –Distribuição Normalizada de Vazão – Configuração Final (19) /40/.

O novo SRE garante o resfriamento eficaz dos combustíveis por um tempo maior ou igual ao tempo seguro para o descobrimento do núcleo de 14 horas, satisfazendo assim o limite térmico de projeto de 500 °C e evitando a fusão do combustível.

No esvaziamento da piscina, durante o acidente de perda de refrigerante, a água se dirige por gravidade ao subsolo do prédio do reator, que é a saída de cota mais baixa do prédio. O subsolo possui uma tubulação de 6 polegadas de diâmetro conectada ao compartimento do Tanque de Decaimento e posteriormente ao Tanque de Retenção. A água da piscina flue por gravidade para o Tanque de Retenção, desde que a válvula de entrada (manual) deste esteja aberta (estado normal de operação). O tanque de retenção, situado em uma cota inferior ao do porão do prédio do reator, mas superior ao nível de água do rio Pinheiros, tem uma capacidade total de 270 m³, suficiente para reter praticamente toda a água da piscina do reator (272 m³). Com a utilização do novo SRE, ter-se-ia a descarga de um volume adicional de efluentes líquidos de cerca de 40 m³ de água. O tanque de retenção não tem capacidade de reter este excedente de água, porém, na sua entrada, existe uma válvula tipo bóia que se fecha automaticamente quando o nível de água no tanque atinge o limite máximo. Assim, a quantidade de água excedente não será liberada para o ambiente, ficando retida nas tubulações, no compartimento do Tanque de Decaimento e no subsolo do prédio do reator (capítulo 16 da referência /32/).

A perda da barreira biológica, ou blindagem radiológica, exercida pela água da piscina implica na exposição direta do núcleo do reator e, conseqüentemente, no aumento das doses no saguão da piscina e no interior do prédio do reator.

As taxas de dose calculadas na sala de controle, no instante inicial do acidente, são limitadas a 30 mSv/h /32/. Dessa forma, conservativamente, os operadores poderiam permanecer na sala de controle até cerca de 1 hora e 40 minutos após o início do acidente,

sem que os limites de dose para operação normal, definidos na Norma CNEN-NE-3.01 /41/, fossem ultrapassados. Estes limites estão, também, muito abaixo dos limites estabelecidos para condições acidentais da Norma 10 CFR 100 /42/. Observa-se que as taxas de doses diminuem com o passar do tempo após o acidente, devido ao decaimento radioativo dos radionuclídeos emissores de radiação gama. As taxas de doses na sala de emergência são bem menores do que na sala de controle, devido à presença das paredes de concreto do prédio do reator de 30 cm de espessura, que fornecem uma blindagem extra.

5.2 - Válvulas de Isolamento do Primário.

Para o isolamento da piscina no caso de ruptura da fronteira do Circuito Primário, o reator contava apenas com duas válvulas gaveta manuais, uma na entrada e outra na saída da piscina. A utilização destas válvulas, no caso deste acidente, seria inviável, devido ao rápido tempo de esvaziamento da piscina (335 segundos), o tempo necessário para o seu fechamento manual e a dificuldade de se acessar o porão onde estão localizadas a tubulação e as válvulas de isolamento do Circuito Primário.

Para a solução deste problema, foi sugerida a instalação de dispositivos de segurança para o isolamento da piscina. Após estudos de viabilidade, confiabilidade e segurança, foram instalados no reator mais dois conjuntos de duas válvulas de isolamento (uma redundante) motorizadas, com acionamento remoto.

As quatro válvulas motorizadas estão localizadas em posição estratégica, como pode ser visto nas figuras 5.4 e 5.5 /43/, muito próximas à parede de concreto da piscina, sendo duas no início (saída da piscina) e duas no término da tubulação do Primário (entrada da piscina). Sendo assim, elas são fisicamente bem protegidas contra possíveis

impactos, principalmente dos volantes de inércia das bombas do Circuito Primário. As válvulas são acionadas automaticamente quando o nível de água na piscina atinge a cota de 400 mm abaixo do ladrão, ou 8,55 m acima do fundo da piscina. Cada conjunto de duas válvulas é composto por uma válvula gaveta e uma válvula de esfera. Observa-se que basta apenas o fechamento de uma única válvula motorizada de cada conjunto para isolar a piscina do Circuito Primário, ou seja, uma válvula de cada conjunto é redundante. O tempo de fechamento das válvulas de isolamento é da ordem de 30 a 60 segundos, assegurando um nível final mínimo de água na piscina entre 6,0 e 7,5 metros acima do fundo, que é suficiente para retirar o calor de decaimento e manter o núcleo em temperaturas baixas /11/ /12/.

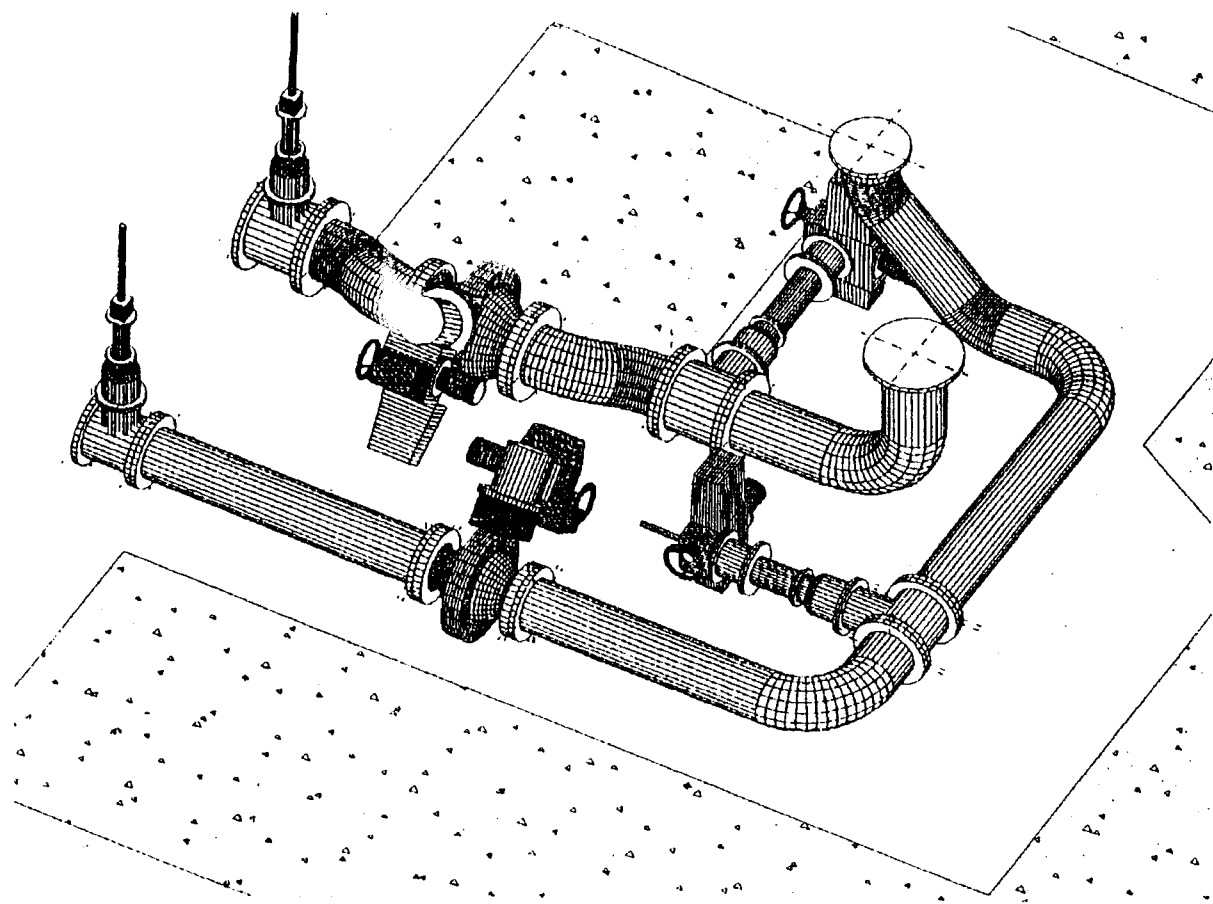


Figura 5.5 – Isométrico do Novo Conjunto de Válvulas de Isolamento do Primário /43/.

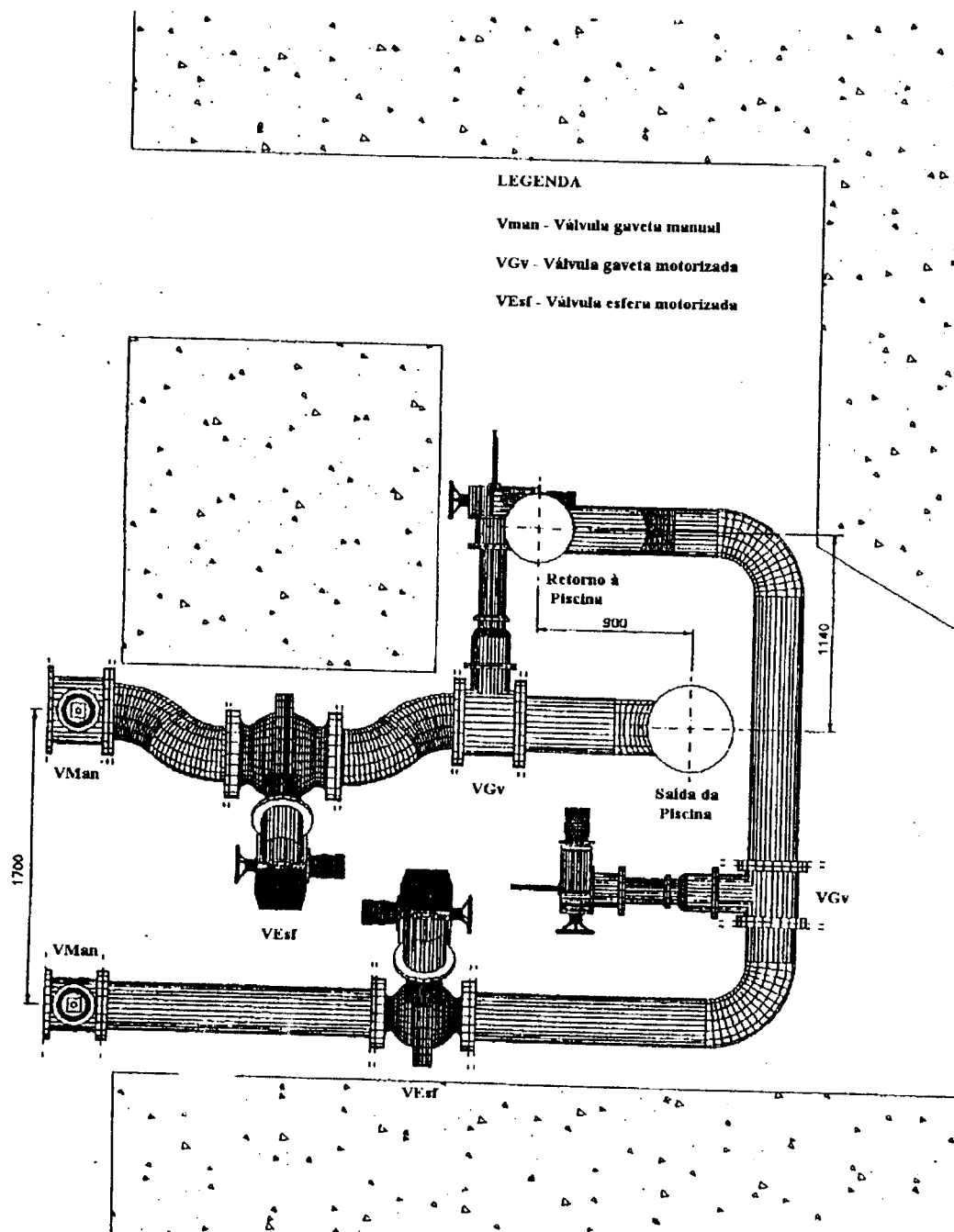


Figura 5.4 – Vista do Novo Conjunto de Válvulas de Isolamento do Circuito Primário /43/.

No caso pouco provável de esvaziamentos incontroláveis pelos drenos, respiros e tomadas de instrumentos do Circuito Primário (item 4.2), os mesmos também seriam interrompidos pelo fechamento das válvulas de isolamento do Primário.

5.3 - Modificações no Sistema Pneumático de Irradiação.

Para se impedir o esvaziamento da piscina devido ao rompimento dos tubos do Sistema Pneumático de Irradiação (SPI), foram sugeridas modificações no sistema atual. Estas modificações consistiram, basicamente, na instalação de válvulas de isolamento nos circuitos, na substituição ou adaptação das mangueiras plásticas atuais por um sistema estanque e confiável e no plugueamento dos dois circuitos atualmente desativados.

A Divisão de Equipamentos e Estruturas da Diretoria de Reatores do ipen-cn/en/sp desenvolveu um plano de melhoria para este sistema /44/ /45/. Abaixo é fornecido um resumo deste plano para o atendimento das condições de segurança requeridas.

- Colocação de válvulas de esfera pneumáticas para o isolamento ou bloqueio dos circuitos de irradiação em caso de ruptura dos tubos internos à piscina. A princípio serão instalados dois conjuntos de duas válvulas cada, nos circuitos das estaç. 3 e 4 atualmente em funcionamento. Foi sugerida ainda a reativação estação 1 (atualmente desativada). As figuras 5.6 e 5.7 apresentam representações esquemáticas dos circuitos e das válvulas de isolamento;
- Bloqueio dos circuitos das estações 1 e 2 atualmente fora de uso, através de colocação de plugues nas tubulações em desuso e flanges no lugar dos antigos sensores de posição;
- Colocação de tubos intermediários de ligação para a união entre mangueiras flexíveis;

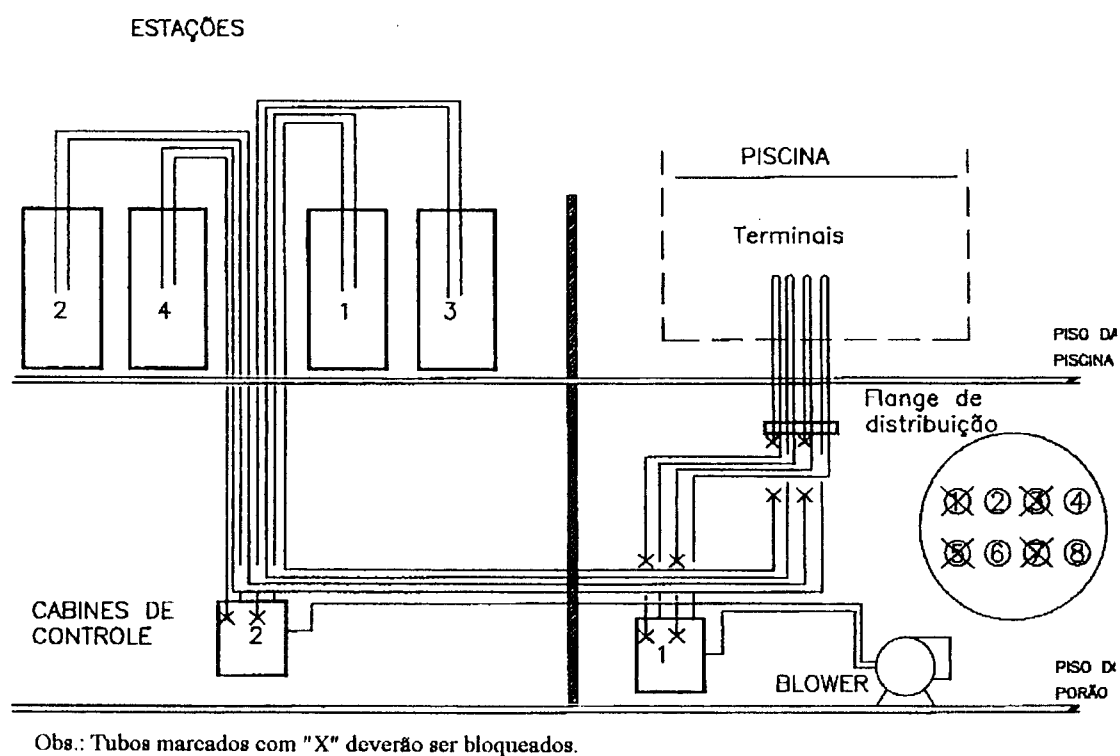


Figura 5.6- Fluxograma do Novo Sistema Pneumático para Irradiação de Amostras

/45/.

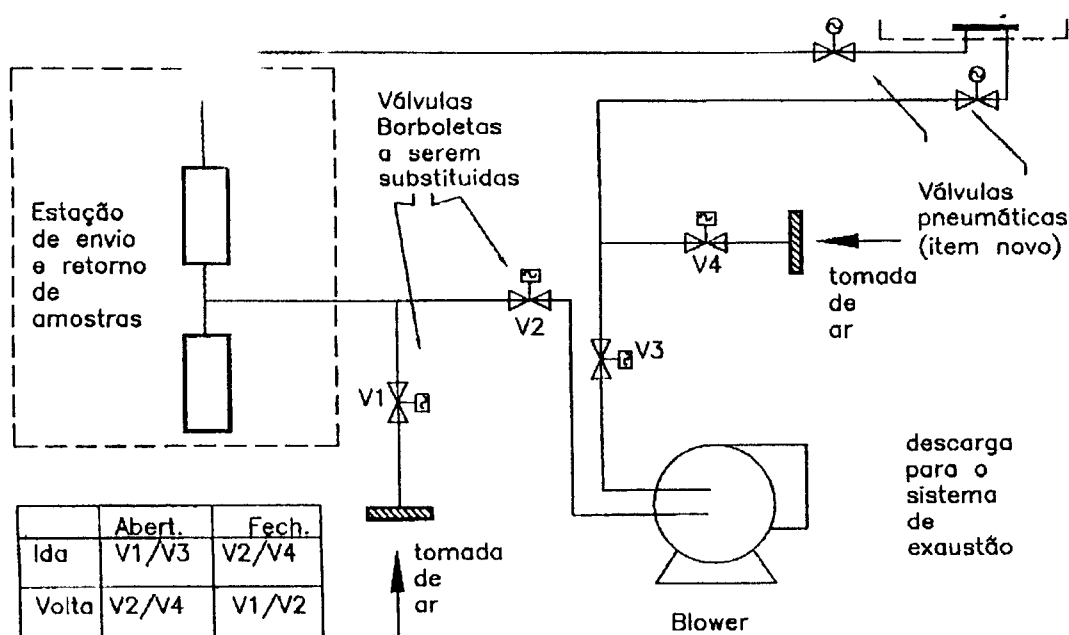


Figura 5.7 – Fluxograma com Detalhes das Válvulas de Isolamento /45/.

- Colocação de braçadeiras nas uniões entre tubulação de aço e mangueiras flexíveis;
- Modificações e substituição dos suportes das tubulações.

Além destas medidas, foram também sugeridas as seguintes ações com vistas à modernização do sistema:

- Troca de todas as tubulações;
- Modernização do Sistema de Controle e Envio de Amostras;
- Troca das válvulas borboleta antigas do Sistema de Acionamento por válvulas pneumáticas novas.

O projeto acima proposto encontra-se, no momento, em fase de aprovação para posterior implantação

5.4 – Modificações para o Isolamento dos Tubos Colimadores.

Como mencionado na seção 4.5, o reator IEA-R1 possui 11 tubos colimadores (tubos de irradiação) que atravessam horizontalmente as paredes de concreto da piscina em 12 pontos. O rompimento de um destes tubos, apesar de não provocar a fusão do combustível, provocaria a perda da blindagem biológica fornecida pela água da piscina e a inundação do segundo pavimento do prédio do reator. Foi sugerido o desenvolvimento de um sistema de selagem ou vedação dos tubos para se evitar este esvaziamento. Desta forma, foram especificadas pela Divisão de Equipamentos e Estruturas da Diretoria de

Reatores as tampas de vedação para o fechamento da entrada dos tubos /46/, cuja colocação já foi concluída.

Apesar de sua eficácia no isolamento dos tubos, estas tampas não permitem o isolamento de tubos que estejam sendo utilizados para irradiações.

CAPÍTULO 6 - CONCLUSÕES.

O retorno do Reator IEA-R1 à sua potência nominal de projeto de 5 MW demandou a necessidade de se analisar os Acidentes de Perda de Refrigerante Primário (APR) postulados para este reator nesta nova condição de operação.

Na etapa de análise de metodologia e ferramentas de cálculo, chegou-se às seguintes conclusões:

- Descartou-se a utilização do código 3D-AIRLOCA. Seus resultados de cálculo da temperatura do combustível, além de elevados, apresentam um comportamento não esperado, ou seja, a estabilização da temperatura em níveis próximos ao valor máximo atingido, não sendo observada uma nítida redução da mesma em função da redução do calor de decaimento com o tempo do transiente;
- Os programas LOSS e TEMPLOCA, desenvolvidos neste trabalho, mostraram-se ferramentas úteis na análise dos acidentes de perda de refrigerante do reator IEA-R1. O programa LOSS simula o tempo de esvaziamento da piscina durante um acidente de perda de refrigerante, sendo este um dos parâmetros mais importantes dentro da análise do acidente. O programa TEMPLOCA, desenvolvido com base em modelos experimentais de transmissão de calor, calcula as temperaturas máximas do combustível ao longo

do transiente. Sua verificação e validação com resultados experimentais permitiram a sua utilização na análise dos APR do reator IEA-R1.

Da análise dos APR do reator IEA-R1, concluiu-se que:

- Seria necessário um tempo mínimo de cobertura ou resfriamento do núcleo de 14 horas para assegurar a integridade dos elementos combustíveis do reator após a sua operação a 5 MW;
- Três tipos de acidentes de perda de refrigerante podem conduzir a esvaziamentos da piscina com descobrimento do núcleo em tempos inferiores a este tempo mínimo seguro;
- O evento mais crítico ou limitante seria a Ruptura da Fronteira do Circuito Primário, que poderia conduzir a um descobrimento total do núcleo em 335 s, com uma estimativa de fusão superior a 59 % do núcleo, caso não fosse instalado um novo Sistema de Resfriamento de Emergência (SRE) no reator.

Como medida de segurança foi projetado, desenvolvido e instalado um novo SRE que garante o resfriamento adequado dos elementos combustíveis do núcleo por pelo menos um período de 14 horas, satisfazendo assim o tempo mínimo seguro calculado.

Foram instalados dois novos conjuntos de válvulas de isolamento motorizadas que evitam o esvaziamento da piscina no caso de uma ruptura da tubulação do Circuito Primário.

Foram projetadas melhorias e reformas no Sistema Pneumático de Irradiação, para evitar um descobrimento do núcleo devido à ruptura de seus tubos internos à piscina.

Foram instaladas tampas de vedação nos tubos colimadores para reduzir os vazamentos provocados por rupturas dentro da piscina.

Cálculos dos níveis de radiação direta do núcleo, decorrentes da perda da blindagem biológica exercida pela água da piscina durante um acidente de perda de refrigerante, garantem a permanência dos operadores na sala de controle até cerca de 1 hora e 40 minutos após o início do acidente, sem que os limites de dose em operação normal, definidos na Norma CNEN-NE-3.01, sejam ultrapassados. Estes limites estão, também, abaixo dos limites de dose em condições de acidentes estabelecidos na Norma 10 CFR 100.

Os efluentes líquidos radioativos decorrentes dos APR são armazenados no Tanque de Retenção. No caso do funcionamento do Sistema de Resfriamento de Emergência por um período de 14 horas, tem-se um volume excedente de água de aproximadamente 40 m³ que permanece no porão do prédio do reator, sem a liberação para o meio ambiente.

O novo SRE garante que o Reator IEA-R1 será operado com segurança a 5 MW, assegurando a não ocorrência de danos no núcleo num eventual acidente de perda de refrigerante.

[illegible]

```

.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,
.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,
.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,
.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21/
&ELTYPE IJTYPE=0,0,3,3,3,3,3,0,0,
0,3,0,1,1,1,0,3,0,
3,0,1,1,1,1,1,0,3,
3,1,1,2,1,2,1,2,3,
3,1,1,1,1,1,1,1,3,
3,1,1,1,1,2,1,1,3,
3,0,1,1,1,1,1,0,3,
0,3,0,1,1,1,0,3,0,
0,0,3,3,3,3,0,0,11*0/
&EA1 EL1=1,2,09,3,0,2,09,10,7*0/
&EB1 EL2=1,1,1,1,1,1,1,1,1,18*0/
&EC1 EL3=0.0009064,0.0025811,0.0025811,0.0025811,
0.0025811,0.0025811,0.0025811,0.0009064,18*0.0/
&EC1B EL7=7.62E-05,0.01463,0.01463,7.62E-05,0.009753,0.009753/
&ED1 EL4=53.2,53.2,65.4,65.4,65.4,65.4,
53.2,53.2,53.2,53.2,53.2,53.2,53.2,53.2,53.2,53.2,
53.2,53.2,53.2,53.2,53.2,53.2,53.2,53.2,53.2,53.2/
&ARTOP AG1=.0033892,AE1=.0013791,EMST1=.5/
&EG1 EL8=0.0016770,0.046200,0.22173,0.0,14.2,2.89,1.39,1.0/
&EG1 EL8=0.0033620,0.0056892,2.40572,0.0,22.5,7.0,1.2,1.00/
&EG1 EL8=0.0016770,0.046200,0.22173,0.0,14.2,2.89,1.39,1.0/
&EH1 EL9=0.0061254,1.0/
&EA1 EL1=3,2,09,3,0,2,09,10,7*0/
&EB1 EL2=1,1,1,1,1,1,1,1,1,18*0/
&EC1 EL3=0.0009064,7*0.0025811,0.0009064,18*0.0/
&EC1B EL7=7.62E-5,0.01463,0.01463,7.62E-5,0.009753,0.009753/
&ED1 EL4=37.8,37.8,37.8,37.8,37.8,37.8,37.8,37.8,37.8,
37.8,37.8,37.8,37.8,37.8,37.8,37.8,37.8,37.8,
37.8,37.8,37.8,37.8,37.8,37.8,37.8,37.8,37.8/
&ARTOP AG1=.0033892,AE1=.0013791,EMST1=.5/
&EG1 EL8=0.0016770,0.046200,0.22173,0.0,14.2,2.89,1.39,1.0/
&EG1 EL8=0.0033620,0.0056892,2.40572,0.0,22.5,7.0,1.2,1.00/
&EG1 EL8=0.0016770,0.046200,0.22173,0.0,14.2,2.89,1.39,1.0/
&EH1 EL9=0.0061254,1.0/
&EA1 EL1=3,2,09,3,0,2,09,10,7*0/
&EB1 EL2=2,2,2,2,2,2,2,2,18*0/
&EC1 EL3=0.0009064,0.0025811,0.0025811,0.0025811,0.0025811,
0.0025811,0.0025811,0.0025811,0.0009064,18*0.0/
&EC1B EL7=7.62E-5,0.01463,0.01463,7.62E-5,0.009753,0.009753/
&ED1 EL4=32.2,32.2,32.2,32.2,32.2,32.2,32.2,32.2,32.2,
32.2,32.2,32.2,32.2,32.2,32.2,32.2,32.2,32.2,
32.2,32.2,32.2,32.2,32.2,32.2,32.2,32.2,32.2/
&ARTOP AG1=.0033892,AE1=.0013791,EMST1=.5/
&EG1 EL8=0.0016770,0.046200,0.22173,0.0,14.2,2.89,1.39,1.0/
&EG1 EL8=0.0033620,0.0056892,2.40572,0.0,22.5,7.0,1.2,1.00/
&EG1 EL8=0.0016770,0.046200,0.22173,0.0,14.2,2.89,1.39,1.0/
&EH1 EL9=0.0061254,1.0/
&STG1 NSD=13,101,5/
&STG2 R=12.,123.,123.,123.,123.,-123,14*0./
&STG3 C=1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,
1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,
1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334./
&STG4 TS=32.2,33.7,35.2,37.8,37.,15*0./
&STG1 NSD=14,94,4/
&STG2 R=12.,123.,123.,123.,123.,256,14*0./
&STG3 C=1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,
1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,
1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334./
&STG4 TS=32.2,33.7,35.2,37.8,37.,15*0./
&STG1 NSD=15,101,5/
&STG2 R=12.,123.,123.,123.,123.,-123,2*0./
&STG3 C=1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,
1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,
1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334./
&STG4 TS=32.2,33.7,35.2,37.8,37.,15*0./
&STG1 NSD=21,101,5/
&STG2 R=12.,123.,123.,123.,123.,-123,2*0./
&STG3 C=1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,
1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,
1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334./
&STG4 TS=32.2,33.7,35.2,37.8,37.,15*0./
&STG1 NSD=25,101,5/

```

[illegible]

2- Reator LITR – Caso 1 : Potência - 1000 MW.

```

TESTE LOCA LITR REACTOR ** 1000 kW 142h
&TM DELTME=1.00,TMEMAX=6000,TAMIB=26.70,TAMBFI.=1/
&AMBT TAMCON=10*0/
&TPRINT NPRINT=60,NDETAI.=100*0
NPI.OT=20,JPI.OT=1,I.PI.OT=1,NPTE=5,NPCGR=5
LPTE1=13,18,24,34,35,35*0
LPTE2=5,5,5,5,35*0
LPTE3=3,1,1,1,35*0
LPGR1=13,18,24,34,35,35*0/
&GRIDIM GRDAT=0.05511,061,0762,1.0,0.05511,061,0.0508,1.0,2*0,
1,1,1,1/
&HD2 HIDA=7,11,10,1,1,17,3,2,0,1/
&XGRID XCOOR=0.0,0.038305,11491,0.19152,0.26812,0.34473,0.383035,
0.,0.,0.,0.,0./
&YGRID YCOOR=0.0,0.0405,12150,0.20250,0.28350,0.36450,0.44550,0.52650,
.6075,6885,789,0/
&DELCON DELX=.1016,000508,0.000508,0.000508,.1016,.1,
DELY=.1016,000508,0.000508,0.000508,0.000508,0.000508,0.000508,
.1016,1/
&GT G=50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,
50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,
50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,
50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,
50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,
50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,
50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,
50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,50.0,
120*0./
&ZGRID ZG=0.,11430,22904,31837,40771,49704,58638,
.67571,0.79528,0.89687,0.00000,0.00000,0.00000,15*0./
&VARTMP W=1.,1.,1.,1.,1.,1.,1.,1.,1.,
1.,1.,1.,1.,1.,1.,1.,1.,
1.,1.,1.,1.,1.,1.,1.,1.,
1.,1.,1.,1.,1.,1.,1.,1.,
1.,1.,1.,1.,0.,0.,0.,0.,
0.,0.,0.,0.,0.,0.,0.,0.,
0.,0.,0.,0.,0.,0.,0.,0.,
0.,0.,0.,0.,0.,0.,0.,0.,
0.,0.,0.,0.,0.,0.,0.,0.,
0.,0.,0.,0.,0.,0.,0.,0.,
WIDX=0.0761,0.0761,0.0761,0.0761,0.0761,
0.,0.,0.,0.,
WIDY=0.080493,0.080493,0.080493,0.080493,0.080493,
0.080493,0.080493,0.080493,0.080493,0.0/
&CVPRMT EPRMTR=0.156593,0761,0761,0761,156593,
0.080493,0.,0.,0.080493,
0.080493,0.,0.,0.080493,
0.080493,0.,0.,0.080493,
0.080493,0.,0.,0.080493,
0.080493,0.,0.,0.080493,
0.080493,0.,0.,0.080493,
0.156593,0761,0761,0761,156593,
55*0./
&M1 MTLNME='ALUM','INUM',' ',
MTLPRP=3400,660,700,165,108/
&M1 MTLNME='SSTE','EL/L','EAD',MTLPRP=11020,1500,475,15,2/
&T1 TAB=-270,314,-200,314,-100,733,0,879,20,896,
100,938,200,984,300,1009,400,1043,500,1089,1500,1089,
28*0/
&T1 TAB=-270,209.34,-100,209.34,0,209.34,100,207.014,300,222.133,
1500,222.133,38*0/
&T1 TAB=-270,1,200,113,400,153,600,192,1500,192,40*0/
&Q1 Q=600.0,432000,1.E+6,1,1,29,0,0,0/
&Q2 QDECAY=1,2,3,4,5,6,7,8,9,10,20,30,40,50,60,70,
80,90,100,200,300,400,500,600,800,900,2000,3000,4000,
6000,7000,69*0,0,
.04497835,03917902,03614118,03413040,03264848,
.03148581,03053520,02973533,02904721,02844524,
.02478611,02286936,02160065,02066562,01993202,
.01933231,01882754,01839337,01801355,01570480,

```

```

.01449541,.01369491,.01310494,.01264207,.01194520,
.01167125,.009974876,.009211805,.008706722,.00786406,
.00763531,69*0.0/
&Q3 QRADFR=0,0,0,.04167,.04167,
0,0,.04167,.04167,.04167,
0,0,.04167,.04167,.04167,
0,0,.04167,.04167,.04167,
0,0,.04167,.04167,.04167,
0,0,.04167,.04167,.04167,
0,0,.04167,.04167,.04167,
0,0,.04167,.04167,.04167,
0,0,0,0,.04167,55*0./
&Q4 QAXFRA=0,.1258,.1620,.1812,.1791,.1493,.1173,.08530,19*0./
&Q5 IAXFRA=1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,
1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,
1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,
1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,
1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1,1/
&Q6 TINITL=1.E4,EXTHT=2,4,6,8,10,20,40,60,80,100,200,400,
600,800,1000,2000,4000,6000,8000,10000./
&Q7 QEXOTH=299806,299806,299806,29806,299806,
299806,299806,299806,29806,299806,
299806,299806,299806,29806,299806./
&Q8 NXTHRM=1,99/
&GRGC GRIDGC=.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,
.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,
.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,
.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,
.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,
.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,
.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,
.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,
.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,
.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249,.249/
&GRGC GRIDGC=.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,
.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,
.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,
.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,
.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,
.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,
.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,
.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32,.32/
&GRGC GRIDGC=.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,
.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,
.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,
.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,
.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,
.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,
.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,
.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166,.166/
&GRGC GRIDGC=.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,
.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,
.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,
.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,
.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,
.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,
.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,
.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21,.21/
&ELTYPE IJTYPE=3,3,3,1,2,
3,3,1,1,1,
3,3,1,1,1,
3,3,1,2,1,
3,3,1,1,1,
3,3,1,2,1,
3,3,1,1,1,
3,3,1,2,1,
3,3,3,1,55*0/
&EA1 EL1=1,2,09,3,0,2,09,10,7*0/

```


6948,6948,6948,6948,6948,6948,6948,
 6948,6948,6948,6948,6948,6948./
 &STG4 TS=50,50,50,50,50,50,15*0./
 &STG1 NSD=38,101,5/
 &STG2 R=12,,123,123,123,123,-123,2*0./
 &STG3 C=6948,6948,6948,6948,6948,6948,6948,
 6948,6948,6948,6948,6948,6948,6948,
 6948,6948,6948,6948,6948,6948./
 &STG4 TS=50,50,50,50,50,50,15*0./
 &STG1 NSD=44,101,5/
 &STG2 R=12,,470,470,470,470,-470/
 &STG3 C=6948,6948,6948,6948,6948,6948,6948,
 6948,6948,6948,6948,6948,6948,6948,
 6948,6948,6948,6948,6948,6948./
 &STG4 TS=50,50,50,50,50,50,15*0./
 &STG1 NSD=47,128,4/
 &STG2 R=12,,123,123,123,123,256/
 &STG3 C=6948,6948,6948,6948,6948,6948,6948,
 6948,6948,6948,6948,6948,6948,6948,
 / 6948,6948,6948,6948,6948,6948./
 &STG4 TS=50,50,50,50,50,50,15*0./
 &STG1 NSD=53,134,4/
 &STG2 R=12,,470,470,470,470,256/
 &STG3 C=6948,6948,6948,6948,6948,6948,6948,
 6948,6948,6948,6948,6948,6948,6948,
 6948,6948,6948,6948,6948,6948./
 &STG4 TS=50,50,50,50,50,50,15*0./
 &STG1 NSD=52,101,5/
 &STG2 R=12,,470,470,470,470,-470/
 &STG3 C=6948,6948,6948,6948,6948,6948,6948,
 6948,6948,6948,6948,6948,6948,6948,
 6948,6948,6948,6948,6948,6948./
 &STG4 TS=50,50,50,50,50,50,15*0./
 &STG1 NSD=61,101,5/
 &STG2 R=12,,470,470,470,470,-470/
 &STG3 C=6948,6948,6948,6948,6948,6948,6948,
 6948,6948,6948,6948,6948,6948,6948,
 6948,6948,6948,6948,6948,6948./
 &STG4 TS=50,50,50,50,50,50,15*0./
 &STG1 NSD=67,101,5/
 &STG2 R=12,,470,470,470,470,-470/
 &STG3 C=6948,6948,6948,6948,6948,6948,6948,
 6948,6948,6948,6948,6948,6948,6948,
 6948,6948,6948,6948,6948,6948./
 &STG4 TS=50,50,50,50,50,50,15*0./
 &STG1 NSD=68,101,5/
 &STG2 R=12,,123,123,123,123,-123,2*0./
 &STG3 C=6948,6948,6948,6948,6948,6948,6948,
 6948,6948,6948,6948,6948,6948,6948,
 6948,6948,6948,6948,6948,6948./
 &STG4 TS=50,50,50,50,50,50,15*0./
 &STG1 NSD=69,101,5/
 &STG2 R=12,,470,470,470,470,-470/
 &STG3 C=6948,6948,6948,6948,6948,6948,6948,
 6948,6948,6948,6948,6948,6948,6948,
 6948,6948,6948,6948,6948,6948./
 &STG4 TS=50,50,50,50,50,50,15*0./
 &STG1 NSD=23,101,5/
 &STG2 R=12,,123,123,123,123,-123,10*0./
 &STG3 C=1334,1334,1334,1334,1.E6,15*0./
 &STG4 TS=50,50,50,50,50,50,15*0./

.07976,6*0.0,0.07976,
 .15586,.0761,0.761,0.761,761,761,15586,28*0.0/
 &M1 MTLNME='ALUM','INUM',' '
 MTLPRP=2700,.660,-1,-1,-1/
 &T1 TAB=-270,314,-200,314,-100,733,0,879,20,896,
 100,938,200,984,300,1009,400,1043,500,1089,1500,1089,
 28*0/
 &T1 TAB=-270,209.34,-100,209.34,0,209.34,100,207.014,300,222.133,
 1500,222.133,38*0/
 &T1 TAB=-270,1,200,113,400,153,600,192,1500,192,40*0/
 &Q1 Q=335,0,5000,5,0E06,1,1,48,0,0,0/
 &Q2 QDECA Y=1,0,2,0,3,0,4,0,5,0,6,0,7,0,8,0
 9,0,10,0,20,0,30,0,40,0,50,0,60,0,
 70,0,80,0,90,0,100,0,200,0,300,0,400,0,
 500,0,600,0,700,0,800,0,900,0,2000,0,3000,0,
 4000,0,5000,0,6000,0,7000,0,8000,0,9000,0,
 10000,0,11000,0,12000,0,13000,0,14000,0,15000,0,
 16000,0,17000,0,18000,0,19000,0,20000,0,21000,0,
 22000,0,52*0,
 .06478,.05350,.04916,.04629,.04417,.04251,.04115,.04001,
 .03903,.03817,.03294,.03020,.02839,.02705,.02600,.02515,
 .02443,.02381,.02326,.01997,.01824,.01709,.01625,.01559,
 .01505,.01459,.01420,.01178,.01069,.00997,.00944,.00902,
 .00868,.00839,.00814,.00793,.00774,.00757,.00741,.00727,
 .00714,.00702,.00691,.00680,.00671,.00662,.00653,.00645,
 52*0/
 &Q3 QRADFR= 0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,
 .03724,.03224,.04604,.03288,.03560,0,0,
 0,0,.03732,.03988,.04780,.04204,.03228,0,0,
 0,0,.04856,.04720,.05204,.04628,.04672,0,0,
 0,0,.03328,.04192,.04644,.03816,.03576,0,0,
 0,0,.03588,.03364,.04456,.03208,.03476,53*0/
 &Q4 QAXFRA=0,
 .03464,.04026,.04808,.05592,.0592,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,
 .05996,.05868,0,
 .04196,0,0/
 &Q5 IAXFRA=1,
 1,
 1,
 1,
 1,1/
 &Q6 TINITL=1E4,EXTIIT=2,4,6,8,10,20,40,60,80,100,200,400,
 600,800,1000,2000,4000,6000,8000,10000/
 &Q7 QEXOTH=299806,299806,299806,299806,299806,299806,
 299806,299806,299806,299806,299806,299806,
 299806,299806,299806,299806,299806,299806/
 &Q8 NXTHRM=1,
 1,
 1,
 1,
 1,1/
 &GRGC GRIDGC=100*0.0/
 &GRGC GRIDGC=100*0.0/
 &GRGC GRIDGC=100*0.0/
 &GRGC GRIDGC=100*0.0/
 &ELTYPE IJTYPE=0,0,0,0,0,0,0,0,
 3,3,1,1,1,1,1,3,
 3,3,1,2,1,2,1,3,
 3,3,1,1,1,1,1,3,
 3,3,1,2,1,2,1,3,
 3,3,1,1,1,1,1,3,
 3,3,3,3,3,3,3,3,
 0,0,0,0,0,0,0,0,
 0,0,0,0,0,0,0,0,
 0,0,0,0,0,0,0,0,28*0/
 &EA1 EL1=1,5,26,2,0,5,28,28,7*0/
 &EB1 EL2=1,1/
 &EC1 EL3=0.0008956,0.0008956,0.0008956,0.0008956,
 0.00255,0.00255,0.00255,0.00255,
 0.00255,0.00255,0.00255,0.00255,0.00255,0.00255,
 0.00255,0.00255,0.00255,0.00255,0.00255,
 0.00255,0.00255,0.00255,0.00255/
 &EC1B EL7=0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0/
 &ED1 EL4=43,4,43,4,44,2,44,9,46,1,47,6,49,1,50,7,

52.5,54.6,56.9,60.8,66.7,70.9,74.0,76.5,78.3,79.7,
 80.4,80.6,80.3,79.5,78.3,76.6,74.5,72.3,72.0/
 &ARTOP AG1=.0033892,AE1=.0013791,EMST1=.5/
 &EG1 EL8=0.0020268,0.050800,0.19164,0.0,14.2,2.89,1.39,1.0/
 &EG1 EL8=0.0036770,0.005541,2.5204,0.0,22.5,7.0,1.2,1.00/
 &EH1 EL9=0.0060697,1.0/
 &EA1 EL1=1,5,26,2,0,5,28,28,7*0/
 &EB1 EL2=1,1/
 &EC1 EL3=0.0008956,0.0008956,0.0008956,0.0008956,
 0.0023785,0.0023785,0.0023785,0.0023785,
 0.0023785,0.0023785,0.0023785,0.0023785,
 0.0023785,0.0023785,0.0023785,0.0023785,
 0.0023785,0.0023785,0.0023785,0.0023785,
 0.0023785,0.0023785,0.0023785/
 &EC1BEL7=0.0,0.0,0.0,0.0,0.0,0.0,0.0/
 &ED1 EL4=43.4,43.4,44.2,44.9,46.1,47.6,49.1,50.7,
 52.5,54.6,56.9,60.8,66.7,70.9,74.0,76.5,78.3,79.7,
 80.4,80.6,80.3,79.5,78.3,76.6,74.5,72.3,72.0/
 &ARTOP AG1=.0033892,AE1=.0013791,EMST1=.5/
 &EG1 EL8=0.0020268,0.050800,0.19164,0.0,14.2,2.89,1.39,1.0/
 &EG1 EL8=0.003473,0.006198,2.24152,0.0,22.5,7.0,1.2,1.00/
 &EH1 EL9=0.0060697,1.0/
 &EA1 EL1=3,5,26,2,0,5,28,28,7*0/
 &EB1 EL2=1,1/
 &EC1 EL3=0.0008956,0.0008956,0.0008956,0.0008956,
 0.0030697,0.0030697,0.0030697,0.0030697,
 0.0030697,0.0030697,0.0030697,0.0030697,
 0.0030697,0.0030697,0.0030697,0.0030697,
 0.0030697,0.0030697,0.0030697,0.0030697,
 0.0030697,0.0030697,0.0030697/
 &EC1BEL7=0.0,0.0,0.0,0.0,0.0,0.0,0.0/
 &ED1 EL4=43.4,43.4,44.2,44.9,46.1,47.6,49.1,50.7,
 52.5,54.6,56.9,60.8,66.7,70.9,74.0,76.5,78.3,79.7,
 80.4,80.6,80.3,79.5,78.3,76.6,74.5,72.3,72.0/
 &ARTOP AG1=.0033892,AE1=.0013791,EMST1=.5/
 &EG1 EL8=0.0020268,0.050800,0.19164,0.0,14.2,2.89,1.39,1.0/
 &EG1 EL8=0.003473,0.006198,2.24152,0.0,22.5,7.0,1.2,1.00/
 &EH1 EL9=0.0060697,1.0/
 &STG1 NSD=1,101,5/
 &STG2 R=12.,123.,123.,123.,123.,123.,14*0./
 &STG3 C=1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,
 1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,
 1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334./
 &STG4 TS=38.,44.,50.,58.,60.,14*0./
 &STG1 NSD=8,101,5/
 &STG2 R=12.,123.,123.,123.,123.,123.,256,14*0./
 &STG3 C=1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,
 1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,
 1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334./
 &STG4 TS=38.,44.,50.,58.,60.,14*0./
 &STG1 NSD=73,101,5/
 &STG2 R=12.,123.,123.,123.,123.,123.,123,2*0./
 &STG3 C=1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,
 1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,
 1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334./
 &STG4 TS=38.,44.,50.,58.,60.,14*0./
 &STG1 NSD=80,101,5/
 &STG2 R=12.,123.,123.,123.,123.,123.,123,2*0./
 &STG3 C=1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,
 1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,
 1334.,1334.,1334.,1334.,1334.,1334./
 &STG4 TS=38.,44.,50.,58.,60.,14*0./

APÊNDICE 2 - PROGRAMA LOSS.

APÊNDICE 2.1- Programa Fonte.

```

implicit real (a-k,o-z)
implicit integer (l-n)
data g/9.8e+00/, pi/3.14159e+00/
C  LOSSNEW
C  PROGRAMA PARA ANALISE DE LOCA DO IEAR-1m
C  PARTE 1 ESVAZIAMENTO
open(5,file='lossnew.dat',status='old')
open(6,file='lossnew.out')
C
C  NOMENCLATURA
C  nac = tipo de acidente
C  nac = 1 - ruptura dos tubos do SPI
C  nac = 2 - drenos da piscina (ruptura no SRA)
C  nac = 3 - ruptura da fronteira do primário
C  nac = 4 - abertura dos drenos do SRA
C  nac = 5 - ruptura dos tubos colimadores
C  dt = incremento de tempo (s)
C  tmax= tempo máximo do transiente (s)
C  Apis= área da seção transversal da piscina (m2)
C  Drup= diâmetro da tubulação na ruptura (m)
C  h = coluna d'água total (da superfície da piscina ao porao) (m)
C  hap = coluna d'água na piscina (m)
C  fcv = fator de correção do volume útil da piscina
C  nt = numero de tubos rompidos
C  kcv = coeficiente de perda de carga nas curvas
C  krl = coeficiente de perda de carga no ralo
C  kdf = coeficiente de perda de carga no difusor
C  kvb = coeficiente de perda de carga na válvula de isolamento
C  ktee= coeficiente de perda de carga no tê
C  hdb = "set-point" de desligamento da bomba por nível baixo (m)
C  Adf = área da seção transversal do difusor
C  Atub= área da seção transversal da tubulação na ruptura
write(6,700)
700 FORMAT(7X,'Tempo (s)',4X,'Altura d'água(m)',2X,'Vazão (m3/s)',4X,
l'velocidade (m/s)')
read(5,*) nac
read(5,*) dt
read(5,*) tmax
read(5,*) Apis
if(nac.eq.5) goto 24
read(5,*) h
24 read(5,*) hap
read(5,*) fcv
if(nac.eq.4) goto 40
read(5,*) Drup
if(nac.eq.2) goto 20
if(nac.eq.3) goto 30
if(nac.eq.4) goto 40
read(5,*) nt
if(nac.eq.5) goto 25
goto 40
20 read(5,*) kcv

```

```

      read(5,*) krl
      goto 40
25  read(5,*) kbh
      read(5,*) hmin
      goto 40
30  read(5,*) kcv
      read(5,*) kdf
      read(5,*) kvb
      read(5,*) ktee
      read(5,*) hdb
      read(5,*) Adf
      read(5,*) Atub
40  close(5)
C
      vel=0.
      time = 0.0e+00
      IF(nac.eq.5)goto 201
C   Coeficientes da curva da bomba
      A0=26.2
      A1=216.5
      A2=-2209.7
      A3=8048.
      A4=-12784.2
      ddh=h-hap
      hdbt=hdb+ddh
      IF(nac.eq.4)goto 400
      Arup = pi*(drup**2.0)/4.0
      IF(nac.eq.1)goto 100
      IF(nac.eq.2)goto 200
      IF(nac.eq.3)goto 300
      IF(nac.eq.4)goto 400
C   nac=1 - Rup. dos Coelhos
100  D=2.0/(2.*g*Arup**2.)
110  continue
      write(6,*) time, hap, Q, vel
      time=time+dt
      Q = sqrt(h/(D))
      Q = nt*Q
      h = h - dt*Q/(Apis/fcv)
      vel=Q/Arup
      hap=h-ddh
      if ((time.lt.tmax).and.(hap.gt.1.332e+00)) goto 110
      goto 800
C   nac=2 - Ruptura no Sistema de Retratamento
200  C=(kcv+krl)/(2.*g*Arup*2)
      D=2.0/(2.*g*Arup**2)
210  continue
      write(6,*) time, hap, Q, vel
      time=time+dt
      Q = sqrt(h/(C+D))
      h = h - dt*Q/(Apis/fcv)
      vel=Q/Arup
      hap=h-ddh
      if ((time.lt.tmax).and.(hap.gt.1.332e+00)) goto 210
      goto 800
C   nac=3 - Ruptura do Primario (com Bomba)
300  B=kdf/(2.*g*Adf**2)
      C=(ktee+kcv+kvb)/(2.*g*Atub**2)
      D=1.0/(2.*g*Arup**2)
310  continue

```

```

write(6,*) time, hap, QT, vel
time=time+dt
QD = sqrt(h/(B+C+D))
If(h.lt.hdbt) goto 370
do 350 l=1,1000000
dQB=l/1000000.
QB=0.2+dQB
hb = (QB**2)/0.0614 - h + 255.*QB**2
x=QB
y = A0 + A1*x + A2*x**2 + A3*x**3 + A4*x**4
DDA=ABS(HB-Y)
IF(DDA.LT.0.01) GOTO 351
350  continue
351  QT=QD+QB
h = h - dt*QT/(Apis/fcv)
vel=QD/Arup
hap=h-ddh
goto 375
370  QBL= sqrt(h/(1/0.0614+255))
QB= QBL
goto 351
375  if ((time.lt.tmax).and.(hap.gt.1.332e+00)) goto 310
goto 800
C  NAC=4 ABERTURA DOS DRENOS DO SRA
400  time = 0.0e+00
410  continue
write(6,*) time, hap, Q, vel
time = time + dt
k1=4109147.
Q1=sqrt(h/k1)
k2=4109147.
Q2=sqrt(h/k2)
k3=1.325E11
Q3=sqrt(h/k3)
k4=2.865E08
Q4=sqrt(h/k4)
k5=9301193.
Q5=sqrt(h/k5)
k6=7334400.
Q6=sqrt(h/k6)
Q=Q1+Q2+Q3+Q4+Q5+Q6
h = h - dt*Q/(Apis/fcv)
hap=h-ddh
if ((time.lt.tmax).and.(hap.gt.1.332e+00)) goto 410
goto 800
C  nac=5 - Ruptura dos Tubos de Irradiação
201  hef=hap-hmin
Arup = pi*(drup**2.0)/4.0
C=(kbh)/(2.*g*Arup*2)
D=2.0/(2.*g*Arup**2)
211  continue
write(6,*) time, hap, Q, vel
time=time+dt
Q = sqrt(hef/(C+D))
hef = hef - dt*Q/(Apis/fcv)
vel=Q/Arup
hap=hef+hmin
if ((time.lt.tmax).and.(hap.gt.hmin)) goto 211
800  close(6)
End

```

APÊNDICE 2.2 - Arquivos de Entrada (Reator IEA-R1).**Caso 1 - Ruptura dos Tubos do Sistema Pneumático de Irradiação (SPI).**

1
2.0
10000
28.737
11.5
8.8
1.1
0.045
4

Caso 2 - Falha nos Drenos da Piscina - Ruptura dos Tubos de Acesso ao SRA.

2
2.0
20000
28.737
11.5
8.8
1.1
0.0525
2.85
1.4

Caso 3 - Ruptura na Fronteira do Primário do IEA-R1.

3
1.0
500.0
28.737
11.5
8.8
1.1
0.267
0.42
150.
0.1
1.0
8.4
1.677
0.056

Caso 4 - Abertura Indevida dos Drenos do SRE.

4
2.0
50000.0
28.737
11.5
8.8
1.1

Caso 5 – Falha nos Tubos Colimadores (BH-3).

5
2.0
20000
28.737
8.8
1.1
0.2
1
0.
1.591

APÊNDICE 2.3 - Arquivo de Saída.**Caso 3 - Ruptura na Fronteira do Primário (saída resumida).**

Tempo (s)	Altura água(m)	Vazão (m3/s)	velocidade (m/s)
0.000000E+00	8.800000	0.000000E+00	0.000000E+00
1.000000	8.769475	7.974496E-01	9.159453
2.000000	8.738978	7.966986E-01	9.147289
3.000000	8.708511	7.959472E-01	9.135120
4.000000	8.678073	7.951856E-01	9.122947
5.000000	8.647663	7.944337E-01	9.110767
6.000000	8.617283	7.936816E-01	9.098585
7.000000	8.586931	7.929192E-01	9.086397
8.000000	8.556608	7.921665E-01	9.074204
9.000000	8.526315	7.914137E-01	9.062008
10.000000	8.496050	7.906605E-01	9.049806
11.000000	8.465814	7.898970E-01	9.037599
12.000000	8.435607	7.891432E-01	9.025388
13.000000	8.405429	7.883892E-01	9.013170
14.000000	8.375279	7.876350E-01	9.000950
15.000000	8.348281	7.053324E-01	8.988723
16.000000	8.321315	7.044722E-01	8.977760
17.000000	8.294382	7.036119E-01	8.966798
18.000000	8.267482	7.027517E-01	8.955834
19.000000	8.240615	7.018914E-01	8.944872
20.000000	8.213780	7.010312E-01	8.933909
21.000000	8.186979	7.001709E-01	8.922946
22.000000	8.160211	6.993107E-01	8.911983
23.000000	8.133475	6.984504E-01	8.901020
24.000000	8.106772	6.975902E-01	8.890057
25.000000	8.080103	6.967300E-01	8.879094
26.000000	8.053466	6.958697E-01	8.868131
27.000000	8.026862	6.950095E-01	8.857168
28.000000	8.000292	6.941492E-01	8.846205
29.000000	7.973754	6.932889E-01	8.835242
30.000000	7.947249	6.924287E-01	8.824279
31.000000	7.920777	6.915685E-01	8.813316
32.000000	7.894339	6.907082E-01	8.802354
33.000000	7.867932	6.898479E-01	8.791390
34.000000	7.841559	6.889877E-01	8.780427
35.000000	7.815219	6.881275E-01	8.769464
36.000000	7.788912	6.872672E-01	8.758501

APÊNDICE 3 - PROGRAMA TEMPLOCA.

APÊNDICE 3.1- Programa Fonte.

PROGRAM TEMPLOCA

IMPLICIT REAL(a-h,m-z)

IMPLICIT INTEGER(i-l)

CHARACTER TIT*40

open(5,file='TEMPLOCA.DAT',status='OLD')

open(6,file='temploca.OUT',status='UNKNOWN')

c PM - Potência de operação média por elemento (MW)

c TMAX - tempo máximo do transiente (s)

c TLAG - tempo entre o desligamento do reator e o descobrimento do núcleo (s)

c TIFC - temperatura do combustível no instante inicial após o descobrimento (s)

c TARC - temperatura inicial do ar após o descobrimento (C).

c fr - fator de potência radial do elemento analisado.

c fs - fator de incerteza para a potência de decaimento.

c fsp - fator de sobrepotência.

c IMCP - opção para a massa e o calor específico

c IMCP=1 - utilização do fator de correção fmcp

c IMCP=2 - utilização das massas e dos calores específicos do U3O8

c fmcp - fator de correção da massa e do calor específico

c MAL - massa de Alumínio do elemento combustível (kg)

c MFU - massa de combustível do elemento combustível (kg)

c WU - fração em peso de U na dispersão

c icdec - opção para escolha da curva de decaimento.

c icdec=1 equação de Way-Wigner;

c icdec=2 equação de decaimento exponencial.

c TO - tempo de operação do reator anterior ao seu desligamento (ou tempo de irradiação) (s)

c A0, A1, A2, A3, k0, k1, k2, e k3 - coeficientes da equação de decaimento exponencial (somente utilizados se icdec=2)

c

READ(5,10)TIT

10 FORMAT(A40)

READ(5,*)PM

READ(5,*)TMAX

READ(5,*)TLAG

READ(5,*)Fr

READ(5,*)fs

c READ(5,*)fg

READ(5,*)fsp

READ(5,*)IMCP

IF(IMCP.EQ.2)GOTO 20

READ(5,*)fmcp

GOTO 30

20 READ(5,*)MAL

READ(5,*)MFU

READ(5,*)WU

30 READ(5,*)TIFC

READ(5,*)TARC

READ(5,*)ICDEC

IF(ICDEC.EQ.2) GOTO 40

READ(5,*)TO

READ(5,*)W

C W=6.22E-02

x=-0.2

Y=0.2

```

GOTO 50
40 READ(5,*)x0,y0,t1,A1,t2,A2,t3,A3
   en=2.718282
50 WRITE(6,60)TIT
60 FORMAT(A40//)
   WRITE(6,70)
70 FORMAT(5X,'tempo (s)',6X,'Temperatura (C)')
c   P=pm*Fr*fs*fg*fsp
   P=pm*Fr*fs*fsp
c
   t = 0.0
   dt=1.
   td=t+tlag
   TC=TIFC
   Tif=(TIFC*9./5.)+32.
   Tar=(TARC*9./5.)+32.
   dTH=Tif-Tar
   ddth=0.
80 continue
   td= td + dt
   IF(IMCP.LT.2) GOTO 90
   cpal=0.892+0.00046*TC
   cpfu=0.892+0.00046*TC-WU*(0.734+0.00019*TC)
   M=MAL+MFU
   MCP=1.055E-3*((MAL*2.205*cpal*0.239)+(MFU*2.205*cpfu*0.239))
90 IF(ICDEC.EQ.2) GOTO 100
   A=td**x
   B=(td+TO)**x
   Q=W*P*(A-B)
   GOTO 110
100 y=y0+A1*en**(-(td-x0)/t1)+A2*en**(-(td-x0)/t2)+A3*en**(-(td-x0)
   1 /t3)
   Q=y*P
110 IF(IMCP.EQ.1) GOTO 120
   ddTH=(Q-dTH*(1.3e-06*(6.4e-03*dTH**0.72+0.5)))*(dt/(MCP))
   GOTO 130
120 ddTH=(Q-dTH*(1.3e-06*(6.4e-03*dTH**0.72+0.5)))*(dt/(4.2E-03*fmcp))
130 dTH=ddth+dTH
   TH=dth+tar
   TC=(TH-32.)*5./9.
   write(6,*) td,Tc
c   write(6,*) td,y,Q,MCP,cpal,cpfu
c   write(6,*) td,TH
   if (td.lt.tmax) goto 80
   close(6)
c
End

```

APÊNDICE 3.2 - Arquivo de Entrada.

1. Reator LITR - Caso 1 - Potência 1000 KW.

caso 1 teste ORNL Pot=1 MW Tirr=142h

0.068

105000.

600.

1.0

1.

1.

1.

1

100.

45.

1

511200.

6.22E-02

2. Reator LITR - Caso 2 - Potência 1250 KW.

caso 1 teste ORNL Pot=1,25 MW Tirr=138h

0.085

9000.

600.

1.0

1.

1.

1

1

100.

45.

1

496800.

6.22E-02

3. Reator IEAR1 - Análise Paramétrica do Tempo de Esvaziamento Seguro.

3.1 Regime Desejado.

Análise do tempo seguro - IEA-R1 a 5MW regime desejado

0.208333

35000.

22012.

1.227

1.1

1.1

2

3.615

1.885

.5325

100.

32.

2

0.,00225,773.1,01006,5012.,008234,3.885E4,004788

3.2 Regime Contínuo de 233 Dias com P_D Calculada com o Código ORIGEN.

Análise do tempo seguro IEA-R1 a 5 MW regime contínuo de 233 dias com P_D do ORIGEN

0.208333

70000.

50400.

1.227

1.1

1.1

2

3.615

1.885

.5325

100.

32.

2

0.,0.00342,2315.,0.008217,43790.,0.004542,8431.,0.004274

3.3 Regime Contínuo de 233 Dias com P_D Calculada pela Equação de Way-Wigner.

Análise do tempo seguro IEA-R1 a 5 MW regime contínuo de 233 dias com P_D da Way-Wigner

0.208333

60000.

39235.

1.227

1.1

1.0

2

3.615

1.885

.5325

100.

32.

1

20131200.

6.22E-02

4- Reator IEAR1 – Ruptura da Fronteira do Primário a 5 MW.

Ruptura da Fronteira do Primário IEA-R1 a 5MW regime contínuo de 233 dias com ORIGEN

0.208333

70000.

50400.

1.227

1.1

1.1

2

3.615

1.885

.5325

100.

32.

2

0.,0.00342,2315.,0.008217,43790.,0.004542,8431.,0.004274

APÊNDICE 3.3 - Arquivo de Saída.

Reator LITR - Caso 1 - Potência 1000 KW (Saída Resumida)

tempo (s)	Temperatura (C)
601.000000	100.103800
602.000000	100.207400
603.000000	100.311000
604.000000	100.414500
605.000000	100.518000
606.000000	100.621300
607.000000	100.724600
608.000000	100.827800
609.000000	100.930900
610.000000	101.034000
611.000000	101.136900
612.000000	101.239800
613.000000	101.342600
614.000000	101.445300
615.000000	101.547900
616.000000	101.650500
617.000000	101.753000
618.000000	101.855400
619.000000	101.957700
620.000000	102.060000
621.000000	102.162100
622.000000	102.264200
623.000000	102.366200
624.000000	102.468200
625.000000	102.570000
626.000000	102.671800
627.000000	102.773500
628.000000	102.875100
629.000000	102.976700
630.000000	103.078100
631.000000	103.179500
632.000000	103.280800
633.000000	103.382000
634.000000	103.483200
635.000000	103.584300
636.000000	103.685300
637.000000	103.786200
638.000000	103.887100
639.000000	103.987800
640.000000	104.088500
641.000000	104.189200
642.000000	104.289700
643.000000	104.390200
644.000000	104.490600
645.000000	104.590900
646.000000	104.691100
647.000000	104.791300
648.000000	104.891400
649.000000	104.991400
5375.000000	240.776000
5376.000000	240.776000
5377.000000	240.776000

5378.000000	240.776000
5379.000000	240.775900
5380.000000	240.775900
5381.000000	240.775800
5382.000000	240.775800
5383.000000	240.775800
5384.000000	240.775700
5385.000000	240.775700
5386.000000	240.775600
5387.000000	240.775600
5388.000000	240.775500
5389.000000	240.775500
5390.000000	240.775400
5391.000000	240.775300
5392.000000	240.775200
5393.000000	240.775100
5394.000000	240.775100
5395.000000	240.775000
5396.000000	240.774900
5397.000000	240.774800
5398.000000	240.774700
5399.000000	240.774600
5400.000000	240.774500

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS.

- /1/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. - *Safety Assessment of Research Reactors and Preparation of the Safety Analysis Report*. Vienna, 1994. (IAEA-Safety Series N° 35-G1).
- /2/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Code on The Safety of Nuclear Research Reactors: Design*. Vienna, 1992. (IAEA-Safety Standards N° 35-S1).
- /3/ WARINNER, D.K. Comparison of The Aerospace Systems Test Reactor Loss-of-Coolant Test Data with Predictions of the 3D-AIRLOCA Code. In: The International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Oct 24-27, 1983, Tokay Japan. *Proceedings ...* Tokio: Japan Atomic Energy Research Institute, 1984. p. 289-298. (JAERI M84-073).
- /4/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Research Reactor Core Conversion Guidebook*. Vienna, Apr. 1992. (IAEA-TECDOC-643).
- /5/ BINFORD, F. T.; WEBSTER, C. C. *Low Intensity Testing Reactor: Safety Analysis*. Oak Ridge Tenn.: Oak Ridge National Laboratory, Feb. 1968. (ORNL-TM-1924).
- /6/ WEBSTER, C. C. Water-Loss Tests in Water-Cooled and Moderated Research Reactors. *Nucl. Saf.*, v. 8, n. 6, p. 590-596, 1967.

- /7/ COX, J. A.; WEBSTER, C. C. *Water-Loss Tests at the Low Intensity Testing Reactor.*, Oak Ridge, Tenn.: Oak Ridge National Laboratory, Aug. 1964. (ORNL-TM-632).
- /8/ PERROTA, J. A. *Análise do Projeto dos Elementos Combustíveis do Reator IEA-R1 para a Operação a 5 MW.* São Paulo: IPEN-CNEN/SP, abr. 1997. (Relatório Interno PSI.REN.IEAR1.002, RELT.007.R00).
- /9/ LAWRENCE, R. A. *An Investigation of the Thermal Response of the Aerospace Shield Test Reactor to Loss of Coolant.* U.S. Air Force, april 1965 (WL-TR-64-137) and General Dynamics (FZK-209), apud WARINNER, D.K. Comparison of The Aerospace Systems Test Reactor Loss-of-Coolant Test Data with Predictions of the 3D-AIRLOCA Code. In: The International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Oct 24-27, 1983, Tokay Japan. *Proceedings ...* Tokio: Japan Atomic Energy Research Institute, 1984. p. 289-298. (JAERI M84-073).
- /10/ WARINNER, D. K.; CHEUNG, Y. K.; GLOVER, J. *3D-AIRLOCA: A Computer Program for Core Heatup Following a LOCA in Research and Test Reactors.* Argonne, Ill.: Argonne National Laboratory, Jan. 1984. (RERTR Program, rev. 1).
- /11/ WETT, J. F. JR. *Surface Temperatures of Irradiated ORR Fuel Elements Cooled in Stagnant Air.* Oak Ridge Tenn.: Oak Ridge National Laboratory, April 6, 1960. (ORNL-2892).
- /12/ MCGOFF, *Subassembly Cooling at Decay Heat Power Levels.* MSA Research Corporation, jul. 17, 1959. (MSAR-59-78) apud WETT, J. F. JR. *Surface Temperatures of Irradiated ORR Fuel Elements Cooled in Stagnant Air.* Oak Ridge Tenn.: Oak Ridge National Laboratory, April 6, 1960. (ORNL-2892).

- /13/ ANOISSIS, J. N. ; CHRYSOCHOIDES, N. G.; PAPASTERGIOU, C. N. *Basic Considerations for the Safety Analysis Report of the Greek Research Reactor-1 (GRR-1)*. Athens: Greek Atomic Energy Commission, Nuclear Research Center Democritus, 1980. (DEMO 81/3).

- /14/ LOS ALAMOS SCIENTIFIC LABORATORY. *1969 STATUS REPORT on the Omega West Reactor, with Safety Analysis*. Los Alamos, Cal., May 1969. (LA-4192, TID-4500).

- /15/ CHEUNG, Y. K. 3D-AIRLOCA. A LOCA Analysis Code for Research Reactors, *Trans. Am. Nucl. Soc.*, v. 41, p. 655-657, 1982.

- /16/ GLOVER, J.; CHEUNG, Y. K. Application of the 3D-AIRLOCA Code to a Generic Research Reactor. *Trans. Am. Nucl. Soc.*, v. 39, p. 571, 1981.

- /17/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Research Reactor Core Conversion from the Use of Highly Enriched Uranium to the Use of Low Enriched Uranium Fuels Guidebook*. Vienna, Aug. 1980. (IAEA-TECDOC-233).

- /18/ BELL, M. J. *ORIGEN - The ORNL Isotope Generation and Depletion Code*, Oak Ridge Tenn.: Oak Ridge National Laboratory, May 1973. (ORNL-4528, updated as ORIGEN-79 in 1979).

- /19/ AMERICAN NUCLEAR SOCIETY *Decay Energy Release Rates Following Shutdown of Uranium Fueled Reactors*, Oct 1971. (Draft Standard ANS 5.1, revised Oct 1973)

- /20/ INSTITUTO DE ENERGIA ATÔMICA. *Relatório de Análise de Segurança do IEA-R1 Modificado*. São Paulo, maio 1974.

- /21/ YAMAGUCHI, M. *Análise Neutrônica do Núcleo do Reator IEA-R1 para 5 MW*. São Paulo: IPEN-CNEN/SP, maio 1997. (Relatório Interno PSI.REN.IEAR1.002, RELT.002.R00).
- /22/ ETHERINGTON, H. *Nuclear Engineering Handbook*, McGraw-Hill, New York, N.Y., 1958. p. 7-15.
- /23/ FOX, R. W.; MCDONALD, A. T. *Introdução à Mecânica dos Fluidos*, Guanabara Dois, Rio de Janeiro, 1981. p. 291-327.
- /24/ CRANE. *Flow of Fluids Through Valves, Fittings, and Pipe Metric Edition - SI Units*. New York, N. Y., 1977. p. A26-A29.
- /25/ IDELCIK, I. E. *Memento des Pertes de Charge*. Paris: Eyrolles, 1969. p. 103.
- /26/ IPEN-CNEN/SP - COPESP/SP. *Memorial de Cálculo do Circuito Primário do Reator IEA-R1*. São Paulo, jan. 1988. (Documento Interno R19-IP4-214PR-4MS-001).
- /27/ BURN, R. R. *Final Report Technical Cooperation Post - IPEN-IEA-R1m Research Reactor*. São Paulo, nov. 1997. (Project Code RLA/0016.45).
- /28/ CROFF, A.G. *ORIGEN-2, Isotope Generation and Depletion Code*. Oak Ridge, Tenn.: Oak Ridge National Laboratory, July 1980. (ORNL/TM-7175).
- /29/ MICROCAL SOFTWARE INC. *Version 4.0: ORIGEN User's Manual*. Northampton Mass., 1995.

- /30/ BEALL, S. E. *An Experimental Determination of Fission Product Heating After Shutdown of the Low-Intensity Training Reactor*. Oak Ridge Tenn.: Oak Ridge National Laboratory, Sept. 25, 1951. (ORNL1075).
- /31/ CAGLE, C. D.; CASTRO, W. R. *The Low Intensity Testing Reactor: A Functional Description*. Oak Ridge National Laboratory. Oak Ridge Tenn.: Oak Ridge National Laboratory [s.d.]. (ORNL-TM 1723).
- /32/ INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES. *Relatório de Análise de Segurança do Reator Nuclear IEA-R1m*. São Paulo, set 1996.
- /33/ FLOWLER, T. B.; VONDY, D. R. AND CUNNINGHAM, G. W. *Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION*. , Oak Ridge, Tenn.: Oak Ridge National Laboratory, July 1971. (ORNL-TM-2496 Rev.2).
- /34/ ENGECORPS. *Avaliação Sísmica do Sítio do Reator IEA-R1m*. São Paulo, 1996. (167-IPE-SIS-RT-V001). apud VIEIRA NETO, A. S. *Avaliação da Probabilidade de Queda de Aeronaves sobre o Reator IEA-R1*. São Paulo: IPEN-CNEN/SP, dez. 1996. (Relatório Interno PSI.RAS.IEAR1.001, RELT.002.R00).
- /35/ VIEIRA NETO, A. S. *Avaliação da Probabilidade de Queda de Aeronaves sobre o Reator IEA-R1*. São Paulo: IPEN-CNEN/SP, dez. 1996 (Relatório Interno PSI.RAS.IEAR1.001, RELT.002.R00).
- /36/ UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. *Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition*. Washington, DC, jun. 1987 apud VIEIRA NETO, A. S. *Avaliação da Probabilidade de Queda de Aeronaves sobre o Reator IEA-R1*. São Paulo: IPEN-CNEN/SP, dez. 1996. (Relatório Interno PSI.RAS.IEAR1.001, RELT.002.R00).

- /37/ SERVIÇO REGIONAL DE PROTEÇÃO AO VÔO - São Paulo (SRPV-SP) Aeroporto Congonhas - São Paulo. Comunicação Pessoal, mai 1996. apud VIEIRA NETO, A. S. *Avaliação da Probabilidade de Queda de Aeronaves sobre o Reator IEA-R1*. São Paulo: IPEN-CNEN/SP, dez. 1996. (Relatório Interno PSI.RAS.IEAR1.001, RELT.002.R00).
- /38/ UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. *Emergency Planning for Research and Test Reactors*. Washington, DC, mar. 1983. (Regulatory Guide 2.6).
- /39/ TORRES, W. M. *Projeto de Concepção do Sistema de Resfriamento de Emergência do Reator IEA-R1*. São Paulo: IPEN-CNEN/SP, jun. 1996. (Relatório Interno PSI.RES.CNEN.002, RELT.004.R00).
- /40/ TORRES, W. M.. *Distribuição de Vazão para Definição do Distribuidor do Sistema de Resfriamento de Emergência do Reator IEA-R1m*. São Paulo: IPEN-CNEN/SP, jun. 1997. (Relatório Interno PSI.RES.CNEN.002, RELT.006.R00).
- /41/ COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (CNEN). *Diretrizes Básicas de Radioproteção*. Rio de Janeiro, dez. 1988. (Resolução CNEN-NE-3.01).
- /42/ U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, *Code of Federal Regulation*. Oct. 6, 1997. (NRC 10 CFR 100).
- /43/ SIMIONI, M.; FERNANDO, A. de J. Comunicação Pessoal.
- /44/ FALOPPA, A. A. *Plano de Melhoria para o Sistema de Coelhos Pneumáticos do Reator IEA-R1m*. São Paulo: IPEN-CNEN/SP, jul. 1997. (Relatório Interno PSI.REE.IEAR1.002, RELT.005.R00).

/45/ FALOPPA, A. A. *Plano de Melhoria para o Sistema de Coelhos Pneumáticos do Reator IEA-R1m*. São Paulo: IPEN-CNEN/SP, jul. 1997. (Relatório Interno PSI.REE.IEAR1.002, RELT.006.R00).

/46/ OTOMO, H. *Especificação Técnica para Fornecimento de Tampas de Vedação dos Beam Holes do reator IEA-R1m*. São Paulo: IPEN-CNEN/SP, out. 1996. (Relatório Interno PSI.REE.IEAR1.002, ESPT.001.R00).