

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES

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

Análise de Eventuais Acidentes em Circuito Experimental de Água, Utilizando o Código RELAP4

Autor: THOMAZ LERA FERNANDES FILHO

Dissertação apresentada ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares como parte dos requisitos para obtenção do grau de "Mestre", na Área de Reatores Nucleares de Potência e Tecnologia de Combustível Nuclear.

Orientador: José Antonio Diaz Dieguez

Junho 1980

Accident Analysis in the Water Loop of the
Nuclear Engineering Department ^{of} ~~fo~~ IPEN u-
sing the RELAP4 code.

ABSTRACT

A thermal-hydraulic analysis to describe the transient be-
havior in the water loop of the Nuclear Engineering Department
of the Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Pau-
lo, Brazil, was performed. Postulated accidents such as those
resulting from (1) loss of coolant, (2) main pump failure and
(3) power excursions, were studied. The computer code RELAP4 /
Mod.3 was employed as the principal tool of analysis. (Author)

The water loop for RELAP4 computations was modeled into a
set of 19 volumes, 22 junctions and 7 heat slabs. The results
of the steady state calculations were consistent with speci-
fied and assumed loop operating parameters. The results from
transient calculations for all accidents considered showed that
the maximum rod temperature of Test Section was lower than the
admissible temperature.

RESUMO

Neste trabalho foi realizada uma análise de transientes termohidráulicos no Circuito Experimental de Água do Centro de Engenharia Nuclear do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares. Foram analisados transientes decorrentes de acidentes como (1) perda de refrigerante, (2) falha na bomba principal e (3) variação na potência. Na simulação dos acidentes foi utilizado o código de computador RELAP4/Mod.3. (Aureo)

Para aplicação do código RELAP4, o Circuito Experimental de Água foi modelado em um conjunto de 19 volumes, 22 junções e 7 placas de calor. Os resultados obtidos com o modelo para o estado estacionário mostraram-se consistentes com os dados de projeto e operação do Circuito Experimental. Para todos os acidentes analisados que levaram em consideração a atuação dos sistemas de segurança, a temperatura máxima das barras de aquecimento da Seção de Testes não ultrapassou a temperatura admissível.

Abs meus pais

Thomaz Lera Fernandes e Elza Lera Fernandes

Agradecimentos

Dr. José Antonio Díaz Dieguez

Orientador

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares

Ao pessoal do

Projeto do Circuito Experimental de Água do CEN

Ao pessoal do

Centro de Processamento de Dados do IPEN

A todos que direta ou indiretamente contribuíram na realização deste trabalho.

ÍNDICE

	pag.
1 INTRODUÇÃO.....	1
1.1 Aspectos Básicos de Segurança em Reatores Nucleares	1
1.2 Acidentes	3
1.2.1 Acidentes por Perda de Refrigente.....	6
1.2.2 Falha de Bomba.....	12
1.3 Códigos Termohidráulicos para Análise de Segurança	14
1.4 Circuitos Experimentais.....	15
1.5 Comparação do Método Analítico com o Método Experimental.....	20
1.6 Objetivos do Trabalho.....	21
1.7 Divisão do Trabalho.....	23
2 CIRCUITO EXPERIMENTAL DE ÁGUA DO CENTRO DE ENGENHARIA NUCLEAR DO INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES.....	24
2.1 Idealização e Objetivos.....	24
2.2 Descrição do Circuito Experimental de Água do CEN.	25
2.3 Funcionamento do Circuito Experimental de Água.....	25
2.3.1 Operação em PWR	29
2.3.2 Operação em BWR	29
2.4 Aspectos Gerais	30
2.5 Circuito Utilizado na Modelagem.....	31
2.6 Detalhes dos Componentes do CEA Utilizados na Modelagem.....	33

	pag.
2.6.1	Resfriador I..... 33
2.6.2	Resfriador II..... 33
2.6.3	Seção de Testes..... 37
2.6.4	Bomba Principal..... 40
2.6.5	Pressurizador..... 43
2.6.6	Tubulação do CEA..... 47
3	MODELO DO CIRCUITO EXPERIMENTAL DE ÁGUA DO CEN... 49
3.1	Programa de Computador RELAP4..... 49
3.2	Modelo do Circuito Experimental de Água do CEN..... 52
3.2.1	Nodalização..... 52
3.2.2	Dados Geométricos e de Operação dos Volumes de Controle Utilizados na Modelagem..... 54
3.2.3	Dados Geométricos e de Operação das Junções..... 57
3.2.4	Balanco Térmico..... 62
3.2.5	Transferência de Calor..... 63
3.2.6	Propriedades dos Materiais..... 68
4	RESULTADOS..... 71
4.1	Estado Estacionário..... 71
4.2	Transientes..... 74
4.2.1	Transiente I- Parada de bomba com desligamento simultâneo da seção de testes 77
4.2.2	Transiente II- Parada de bomba com o desligamento da seção de testes através do protetor de subvazão..... 90

4.2.3	Transiente III- Parada de bomba sem desligamento da seção de testes.....	95
4.2.4	Transiente IV- Ruptura na perna fria, com desligamento da seção de testes.....	107
4.2.5	Transiente V- Ruptura na perna fria sem desligamento da seção de testes.....	113
4.2.6	Transiente VI- Variação da potência gerada na seção de testes...	119
5	CONCLUSÕES E SUGESTÕES.....	123
APÊNDICE A - MODELO NUMÉRICO DO CÓDIGO RELAP4		127
A.1	Equações.....	127
A.1.1	Equações do Fluido.....	127
A.1.1.1	Equações Integradas do do Fluido.....	129
A.1.2	Transferência de Calor.....	133
A.1.2.1	Correlações de Transferência de Calor.....	136
A.1.2.2	Correlações para o Fluxo Crítico de Calor...	141
A.2	Método Numérico de Solução do Conjunto de Equações.....	147
A.3	Descrição do Programa RELAP4.....	148
APÊNDICE B - DADOS DE ENTRADA AO CÓDIGO RELAP4 PARA SIMULAÇÃO DO ESTADO ESTACIONÁRIO NO CIRCUITO EXPERIMENTAL DE ÁGUA DO CEN.....		153

	pag.
APÊNDICE C - LISTAGEM DE SAÍDA DO CÓDIGO RELAP4 PARA O ESTADO ESTACIONÁRIO DO CIRCUITO EXPERIMENTAL DE ÁGUA DO CEN.....	157
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS.....	180

INDICE DE FIGURAS

	pag.
1.1 Comparação de risco entre 100 usinas nucleares e acidentes causados pelo homem.....	4
1.2 Comparação de risco entre 100 usinas nucleares e acidentes naturais.....	4
1.3 Sistema Nuclear de Geração de Vapor em uma usina "PWR".....	10
1.4 Vaso de Pressão durante "LOCA".....	11
1.5 Sistema de Refrigeração de Emergência.....	11
1.6(a) Variação da Pressão do Sistema.....	22
1.6(b) Variação da Densidade do Sistema.....	22
1.6(c) Variação da Fração de Líquido em um Volume do Sistema.....	22
2.1(a) Circuito Experimental de Água do CEN.....	26
2.1(b) Esquema do Circuito Experimental de Água	27
2.2 Circuito Utilizado na Modelagem.....	32
2.3 Resfriador I.....	34
2.4 Resfriador II.....	36
2.5 Seção de Testes.....	39
2.6 Esquema da Bomba Principal.....	42
2.7 Curva Característica da Bomba.....	45
2.8 Pressurizador.....	46
3.1 Modelo do Circuito Experimental de Água.....	53
3.2 Distribuição Real de Entalpia na Seção de Testes.....	64
3.3 Distribuição de Entalpia no Modelo da Seção de Testes.....	64

	pag.	
3.4	Fluxo no casco do resfriador.....	66
3.5	Corte Transversal do Casco de um Resfriador...	66
3.6	Detalhe do Arranjo dos Tubos "U".....	66
4.1	Temperatura na Bomba.....	81
4.2	Pressão na Bomba.....	82
4.3	Temperatura no Meio da Seção de Testes.....	83
4.4	Pressão no Meio da Seção de Testes.....	84
4.5	Velocidade da Bomba.....	85
4.6	Fluxo de Massa na Saída da Bomba.....	86
4.7	Fluxo de Massa na Seção de Testes.....	87
4.8	Pressão de Saturação na Bomba.....	88
4.9	Temperatura na Parte Superior das Barras Aquecedoras da Seção de Testes.	89
4.10	Temperatura no Meio da Seção de Testes.....	92
4.11	Temperatura na Parte Superior dos Elemento A - quecedores da Seção de Testes.....	93
4.12	Temperatura na Bomba.	94
4.13	Temperatura no Meio da Seção de Testes.....	98
4.14	Pressão no Meio da Seção de Testes.....	99
4.15	Vazão de Massa na Entrada da Seção de Testes..	100
4.16	Fluxos de Calor na Parte Inferior dos Aquecedores da Seção de Testes.....	102
4.17	Temperatura na Parte Inferior da Seção de Testes (Elementos Aquecedores).....	103
4.18	Fluxos de Calor na Parte Média da Seção de Testes.....	104
4.19	Temperatura na Parte Média dos Elementos Aquecedores da Seção de Testes.....	105
4.20	Comparação da Temperatura nos Elementos Aquecedores.....	106
4.21	Fluxos de Calor na Parte Inferior da Seção de Testes.....	111

	pag.	
4.22	Temperatura nas Barras Aquecedoras.....	112
4.23	Fluxos de Calor na Parte Inferior da Seção de Testes.....	116
4.24	Temperaturas nas Barras Aquecedoras da Seção de Testes.....	117
4.25	Vazão de Massa na Entrada da Seção de Testes...	118
4.26	Variação da Potência na Seção de Testes	121
4.27	Variação da Temperatura nas Barras Aquecedoras da Seção de Testes.....	122
A.1	Volumes <u>k</u> e <u>l</u>	135
A.2	Nodalização de um Condutor de Calor.....	135
A.3	Regimes de Transferência de Calor.....	137
A.4	Fluxograma Central do Código RELAP4.....	150
A.5	Fluxograma Básico da Rotina INPUT.....	151
A.6	Fluxograma Básico da Subrotina TRAN.....	152

ÍNDICE DE TABELAS

	pag.
I.1 Circuitos Experimentais no Mundo	17
II.1 Características Principais do CEA.....	28
II.2 Especificações do Resfriador I.....	35
II.3 Condições de Operação do Resfriador I.....	35
II.4 Especificações do Resfriador II.....	38
II.5 Condições de Operação do Resfriador II.....	38
II.6 Especificações da Seção de Testes.....	41
II.7 Condições de Operação da Seção de Testes.....	41
II.8 Características de Operação da Bomba Principal	44
II.9 Condições de Operação do Pressurizador.....	44
II.10 Tubulação do CEA.....	48
III.1 Dados Geométricos e de Operação dos Volumes de Controle do CEA.....	55
III.2 Dados Geométricos e de Operação das Junções <u>U</u> tilizadas.....	60
III.3 Dados das Placas de Calor do Modelo.....	69
III.4 Condutibilidade Térmica do Aço Inox 304 e Ar.	70
III.5 Capacidade Volumétrica de Calor do Aço Inox e do Ar.....	70
IV.1 Parâmetros Gerais do Estado Estacionário do CEA	72
IV.2 Parâmetros Gerais do CEA no Transiente I.....	76
IV.3 Parâmetros Gerais do CEA no Transiente II....	91
IV.4 Parâmetros Gerais do CEA no Transiente III...	97
IV.5 Fluxos de Calor e Temperaturas nos Elementos Aquecedores da Seção de Testes.....	101
IV.6 Fluxos de Calor e Temperaturas nas Barras A - quecedoras da Seção de Testes.....	109

	pag.
IV.7 Fluxos de Calor e Temperaturas nos Elementos	
Aquecedores no Transiente V.....	115
A.1 Correlações de Transferência de Calor Utilizadas	
pelo Código RELAP4.....	138
A.2 Correlações para Cálculo do Fluxo Crítico de Calor	142
A.3 Determinação da Entalpia.....	146
A.4 Subrotinas Principais do Código RELAP4.....	149

1. INTRODUÇÃO

1.1- Aspectos Básicos de Segurança em Reatores Nucleares

Nos diversos empreendimentos humanos, por exemplo, na construção de grandes barragens, na perfuração de poços de petróleo, na instalação de plataformas submarinas, a segurança sempre foi um fator de muita importância. Esta segurança, visa minimizar os riscos materiais e pessoais, diretamente envolvidos na construção e operação de tais obras. Também é necessário garantir uma proteção adequada ao público em geral, que depende ou não de seus serviços. Quando o empreendimento em questão é uma usina nuclear, o risco potencial é muito maior, devido à grande energia que pode ser liberada e ao possível escape de radiação para a atmosfera, causada por produtos de fissão, o que ocorreria na hipótese de um acidente de grandes proporções, caracterizado pela ruptura do sistema primário e do vaso de contenção do reator. Portanto, a análise de segurança em uma Central Nuclear ultrapassa em muito os padrões de segurança dos empreendimentos convencionais.

No relatório da Comissão de Regulamentação Nuclear /22/, dirigido por Norman C. Rasmussen, foi realizado um estudo detalhado de todos os modos possíveis de falhas em reatores tipo PWR ("Pressurized Water Reactor"). Esse estudo inclui o cálculo da probabilidade de ocorrência e a avaliação da quantidade de produtos de fissão liberados para a atmosfera, para os diferentes tipos de acidentes considerados. Esse tipo de análise, associada à tecnologia de segurança, tem a fina-

lidade de garantir que os riscos decorrentes da existência do reator nuclear sejam aceitáveis dentro de padrões comparativos, considerando os benefícios proporcionados ao homem.

Os construtores de reatores nucleares têm um papel muito importante na segurança nuclear, introduzindo continuamente os resultados de suas pesquisas e desenvolvimentos nos novos projetos, de modo a beneficiar a sociedade. Por outro lado, os projetos nucleares devem passar por um cuidadoso processo de licenciamento/31/. O órgão licencrador, totalmente independente, revê e verifica todo o projeto da usina nuclear objetivando, mais que nada a proteção do público e não o investimento em si. No Brasil, a função e a responsabilidade do licenciamento de centrais nucleares pertencem à Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), a qual estabelece as normas e analisa os procedimentos envolvidos com a construção e futura operação das usinas nucleares brasileiras.

Uma comparação genérica em termos de segurança pode ser feita a partir de um estudo de Knox /19/. Este estudo conclui que a forma mais segura de produção de energia é através do gás natural, na qual são perdidos 6 homens-dia por Megawatt-ano produzido. Depois do gás natural, vem a energia nuclear com 10 homens-dia por Megawatt-ano produzido, seguida pela geração termo-oceânica com 30 homens-dia/Mw-ano. O risco total inclui a produção de matéria prima, fabricação, construção, operação, manutenção, depósitos de rejeitos e possível desativação da usina. Também foi concluído por David Okrent /24/ que, considerando os riscos na geração de eletricidade através do carvão e da energia nuclear, o risco médio total à saúde e à segurança é maior para o carvão do que para a energia nucle-

ar considerando uma mesma produção elétrica.

O trabalho de Rasmussen /22/, evidencia o alto padrão de segurança das centrais nucleares, quando comparamos o número de mortes devido a acidentes nucleares e o número de mortes devido a acidentes tanto por fenômenos naturais como por outras causas. Na Figura 1.1 temos uma comparação de riscos para 100 usinas nucleares em operação, com acidentes causados pelo homem. Na Figura 1.2 temos a mesma comparação mas com acidentes de causas naturais. O risco potencial é representado pela variação da frequência ou probabilidade de ocorrência de um tipo de acidente por ano, com o número de mortes envolvidas. Como pode ser observado nas Figuras 1.1 e 1.2, a "performance" das centrais nucleares é excelente.

1.2- Acidentes

Em termos de segurança, a análise de acidentes constitui-se na apreciação de uma série de eventos que incluem transientes no sistema, falha de instrumentação e componentes, preocupando-se com as causas, com a quantificação dos parâmetros envolvidos e com as consequências. Tais resultados são relativos e devem ser comparados com padrões a fim de que adquiram consistência. Assim, a análise de segurança oferece uma previsão do comportamento da central nuclear quando sob o efeito de falhas postuladas, permitindo determinar, com relativa certeza, se a central tem capacidade de prevenir suficientemente os seus efeitos, não expondo a grandes riscos a saúde do público em geral. Ainda não existem normas universais que regulamentem

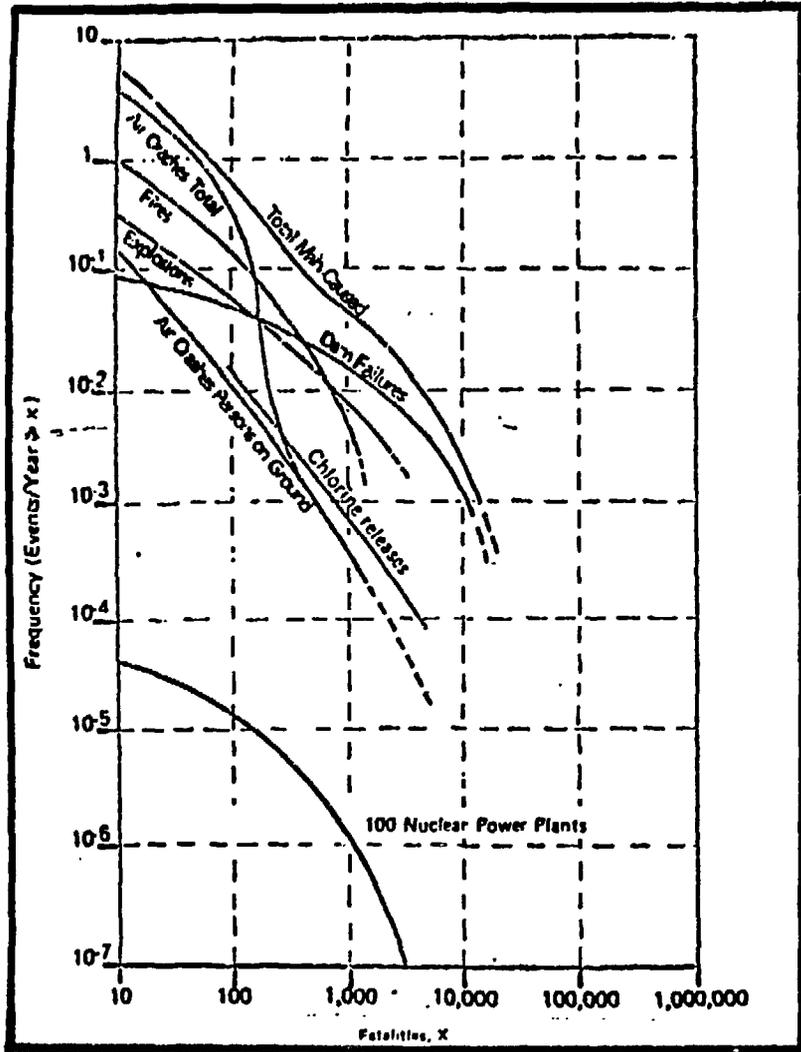


Figura 1.1 - Comparação de risco entre 100 usinas nucleares e acidentes causados pelo homem

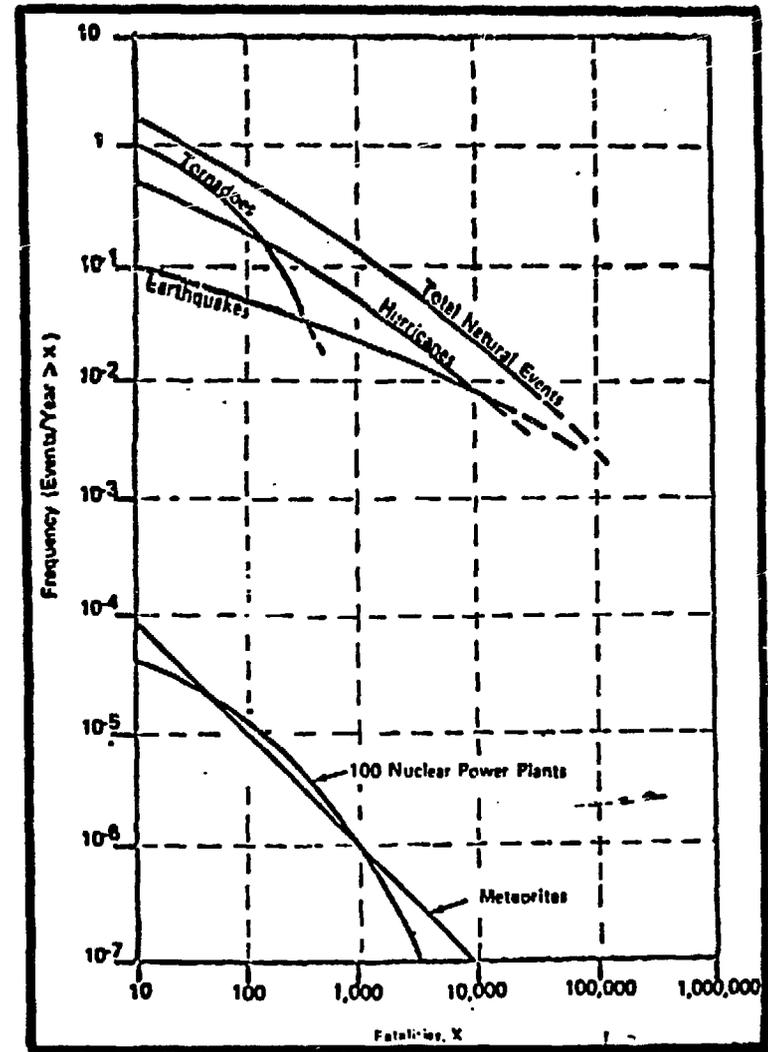


Figura 1.2- Comparação de risco entre 100 usinas nucleares e acidentes naturais

o projeto e a construção de centrais nucleares, entretanto, o 10 CFR 100 "Reactor Site Criteria"/27/, estabelecido pela Comissão Americana de Energia Nuclear, é o mais largamente seguido.

No projeto de uma central nuclear, são recomendados os seguintes procedimentos básicos /27,9/:

- construir uma usina segura baseando-se em modelos conservativos;
- prover os sistemas de engenharia de segurança com sistemas de emergência independentes, tais como refrigeração de emergência e edifício de contenção;
- no projeto e construção da usina propriamente dita e dos sistemas de segurança, minimizar a possibilidade de mal funcionamento e de erros de operação, através da utilização de princípios básicos de segurança, tais como, diversificação de componentes, redundância, testes frequentes nos equipamentos vitais e um rígido controle de qualidade;
- investigar os pontos críticos da usina, postulando falhas e acidentes, tanto os prováveis como os altamente improváveis, analisar suas possíveis consequências e corrigir as deficiências.

Embora uma grande variedade de eventos possa ser postulada para a análise de acidentes hipotéticos, é sempre possível enquadrá-los em uma das duas categorias:

- falha do equipamento normal que mantém um apropriado controle da reatividade;
- falha do equipamento que providencia uma refrigeração adequada para os elementos combustíveis.

Somente esse último tipo de falha será analisado, pois, é o único que está dentro dos objetivos deste trabalho, como será visto mais adiante.

A catástrofe maior, num reator nuclear, é a fusão dos elementos combustíveis. Portanto, é imprescindível que, sob quaisquer circunstâncias, não falte uma refrigeração adequada ao núcleo do reator. Entre todos os modos possíveis de ocorrer falta de refrigeração no núcleo, obviamente, o mais severo é aquele causado pela ruptura do circuito primário do reator. Este acidente é conhecido como 'acidente por perda de refrigerante', LOCA ("Loss-of-coolant accident")/22,9, 39,4 /. O equipamento de segurança para compensar os efeitos do LOCA é o sistema de refrigeração de emergência do núcleo, ECCS ("Emergency Core Cooling System"), que tem se tornado o objetivo central na análise de acidentes dos reatores PWR. Na Figura 1.3 apresentamos o esquema de um reator PWR, caracterizando o circuito primário e o secundário.

Um outro acidente que deve ser considerado na análise de segurança de reatores é a falha da bomba /11,35 /, pois esta apresenta um ponto vital no que diz respeito à refrigeração do núcleo.

1.2.1- Acidentes por Perda de Refrigerante

Existem basicamente três tipos principais de acidentes por perda de refrigerante:

- a) Grande LOCA. Um grande LOCA é definido como uma ruptura com um diâmetro equivalente de 6 polegadas no sistema primário de refrigeração do reator. Segundo Rasmussen/22/ , a

probabilidade de ocorrência deste evento é da ordem de 10^{-4} por reator-ano. A probabilidade de ocorrer fusão total do núcleo, resultante de uma ruptura deste tipo no sistema primário, é de 3×10^{-6} por ano, considerando 78 sequências possíveis.

- b) Pequeno LOCA S_1 . O pequeno LOCA S_1 , é definido como uma ruptura de 2 a 6 polegadas de diâmetro equivalente no sistema de refrigeração do reator. Possui uma probabilidade de ocorrência de 3×10^{-4} por reator-ano. A probabilidade de fusão do núcleo é de 6×10^{-6} por ano.
- c) Pequeno LOCA S_2 . O pequeno LOCA S_2 é definido como uma ruptura com diâmetro equivalente de 1/2 a 2 polegadas no sistema primário do reator. Sua probabilidade de ocorrência é de 10^{-3} por reator-ano, ou seja, 10 vezes maior do que a de uma grande ruptura (grande LOCA). A probabilidade média de ocorrência da fusão do núcleo é de 2×10^{-5} por ano.

Após a ocorrência de um grande LOCA, ou seja, após uma súbita ruptura de grandes proporções no sistema primário de um reator PWR que opera a plena potência, temos a seguinte sequência de eventos. Inicialmente, o sistema primário, que está a uma pressão normal de operação de cerca de 2250 psi, a qual está em torno de 450 psi acima da pressão de saturação do volume de água quente na saída do núcleo, tem a pressão reduzida em frações de segundo ao nível de saturação devido à saída de refrigerante através da ruptura. Durante este período, as forças diferenciais de pressão no interior do reator são muito grandes. Logo após a pressão de saturação ser atingida, a fração de vapor no núcleo do reator se torna apreciável.

vel e a produção de potência devida a neutrons 'prontos' é anulada em consequência da diminuição da densidade do moderador. Instantes depois, o reator é desligado ("scram") e cessam as fissões. Mas, embora não haja geração de calor devido às fissões, há ainda uma produção de calor devido aos neutrons' atrasados e ao decaimento radioativo dos produtos de fissão. Tipicamente, após o desligamento do reator, a produção de calor é da ordem de 6 a 7% da produção a plena potência.

Durante a depressurização, ("blowdown"), devido às quantidades variáveis de vapor e água, diversas condições de transferência de calor são experimentadas, o que varia com o tamanho e a posição da ruptura. As barras de combustível são refrigeradas em maior ou menor grau, dependendo de seu processo de transferência de calor, conseqüentemente, a temperatura do encamisamento do combustível pode atingir valores relativamente elevados, quando ocorrerem regimes de fraca transferência de calor. Para grandes rupturas, uma quantidade apreciável de refrigerante deixou o sistema no fim da depressurização, uma vez que a água sai pelas duas extremidades da ruptura. Apesar de ainda haver uma quantidade considerável de resfriamento por vapor, o núcleo do reator tem sua temperatura aumentada adiabaticamente devido à produção do calor residual. Sob essas condições, depende-se de um sistema de emergência para encher o vaso do reator com água borada até o nível da tubulação primária de entrada do refrigerante, para restabelecer o processo de resfriamento das barras combustíveis. A reinundação do núcleo deve ocorrer antes que a temperatura do encamisamento do combustível tenha atingido a temperatura crítica de fusão.

A água de emergência para o enchimento do vaso de pressão

é suprida por meio de tanques de acumulação pressurizados com gás nitrogênio, sendo injetada diretamente nas tubulações de entrada do sistema primário do reator. (Figuras 1.3 e 1.4). Nesses tanques a água está a uma pressão de 600 psi. Durante a operação normal são isolados do sistema primário apenas por válvulas de retenção. Deste modo, quando a pressão do circuito primário cai abaixo da dos tanques de acumulação, as válvulas de retenção abrem-se e a água de refrigeração de emergência começa a fluir automaticamente para dentro do vaso de pressão. Adicionalmente, com a intenção de proporcionar um resfriamento a longo prazo, bombas de alta pressão libertam água borada na tubulação de saída do vaso (perna quente) e bombas de baixa pressão descarregam água borada no vaso de pressão (através da perna fria), para remoção do calor residual (Figura 1.5).

Existem alguns problemas associados com a injeção do ECC no sistema primário, que ainda não são bem compreendidos. Em um artigo da revista Nuclear Engineering International /26 /, encontramos uma análise hidrodinâmica dos fenômenos que ocorrem durante a depressurização. Esses fenômenos são considerados dentro do vaso de pressão por ocasião de um acidente tipo LOCA. Durante a depressurização inicial, há um ou mais períodos de reversão do fluxo de refrigerante no núcleo do reator durante os quais o refrigerante primário flui por cima do "downcomer" (ver Figura 1.4) e tenta impedir o fluxo descendente do refrigerante de emergência. Além disso, esse fluxo tenta varrer a água do "plenum" inferior e do refrigerante de emergência para fora da ruptura. Esse fenômeno é referido como "bypass". Quando a água do ECC entra no "downcomer", uma parte pode ser varrida para fora da ruptura e o resto pode cair pelo "downcomer", entre as paredes de metal quente. Aqui, a água

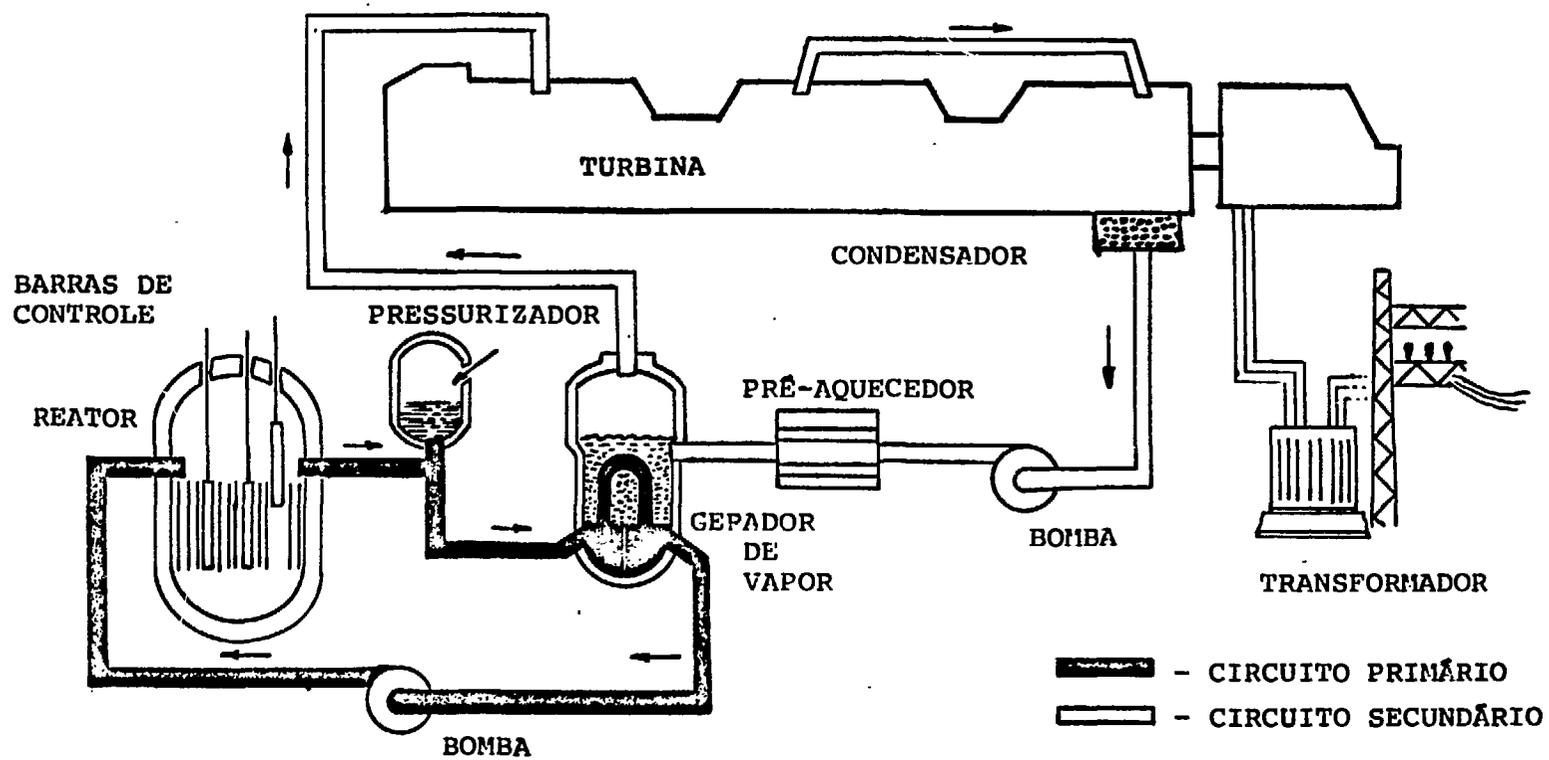


Figura 1.3 - Sistema Nuclear de Geração de Vapor em uma Usina "PWR"

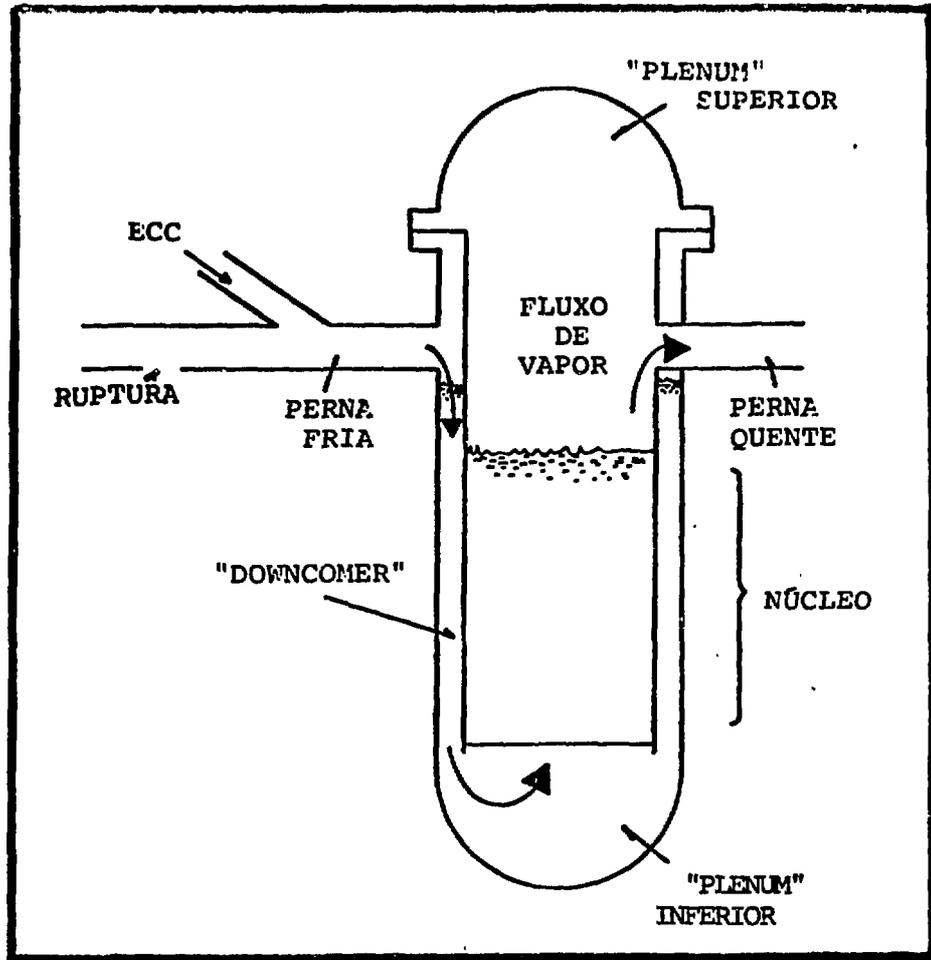


Figura 1.4- Vaso de Pressão durante "LOCA"

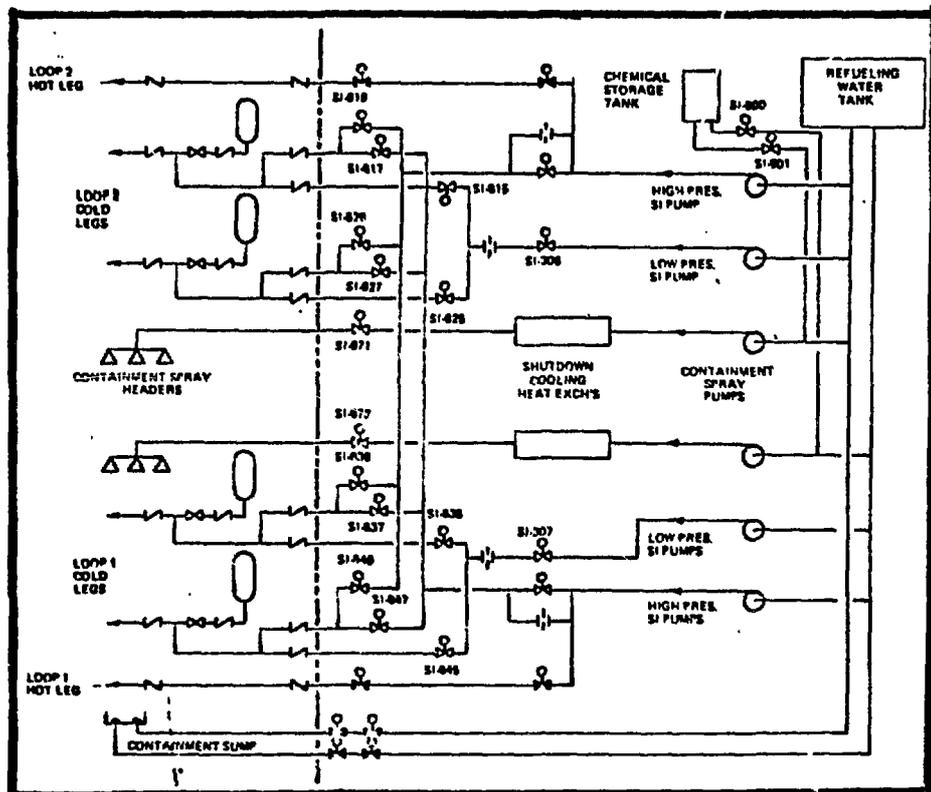


Figura 1.5 - Sistema de Refrigeração de Emergência

tende a entrar em ebulição e o vapor resultante pode impedir a liberação de refrigerante para o "plenun" inferior. Uma vez completada a despressurização do circuito primário, o efeito "bypass" cessa, mas o ECC continua a operar, pois o conjunto de ações descrito acima pode fazer com que o núcleo do reator fique sem água de refrigeração por um momento, podendo, dependendo do período do transiente, levar à fusão das barras combustíveis. A contínua operação do ECC faz com que o nível de água aumente no núcleo, enquanto que um agitado processo de ebulição tem início, o qual vai dar origem, novamente, ao fluxo de água e vapor através das barras combustíveis. O fluxo de refrigerante reduz o aumento da temperatura do encamisamento e daí em diante o nível de líquido se eleva até reinundar totalmente o núcleo. Deste ponto em diante, só é necessário manter um pequeno fluxo de ECC para resfriar o núcleo e, assim, conservar a integridade das barras combustíveis.

1.2.2- Falha de Bomba

O estudo do comportamento da bomba principal do sistema primário do reator nuclear é também muito importante, considerando sua influência na refrigeração do núcleo do reator quando ocorre um acidente de perda de refrigerante, ou quando existe uma alteração em seu desempenho normal.

Normalmente, a falha da bomba em reatores não é um acidente das proporções do LOCA, devido ao fato de existirem outras bombas no circuito primário que podem sustentar a refrigeração do núcleo após o abaixamento das barras de controle. Apesar

disso, é necessário analisar o comportamento de alguns parâmetros críticos, quando a parada de bomba é acompanhada da falha de alguns sistemas de segurança (ver objetivos do trabalho).

Segundo Streeter e Wylie /35/, sob o ponto de vista do comportamento hidráulico, o pior transiente causado é o da falha da fonte de potência da bomba, quando operada nas condições máximas. Supondo que a bomba eleva líquido através de uma tubulação para um reservatório, ou movimenta-o em um circuito fechado, os seguintes eventos acontecem quando há uma falha na fonte de potência (considerando que a válvula de descarga não é fechada):

- o fluxo de líquido diminui até zero e então é revertido;
- ondas de pressão negativa são propagadas a jusante partindo da bomba;
- ondas de pressão positiva são propagadas a montante através da tubulação de sucção;
- a bomba perde rapidamente sua rotação normal e é revertida logo após a reversão do fluxo;
- enquanto a bomba aumenta sua velocidade na direção inversa, causa uma grande resistência ao fluxo a montante, o que produz alta pressão na linha de descarga perto da bomba e baixa pressão na linha de sucção.

Estes fenômenos, associados à geração de potência, vão ocasionar transientes termohidráulicos que serão analisados no decorrer deste trabalho.

1.3- Códigos Termohidráulicos para Análise de Segurança

O desenvolvimento de códigos termohidráulicos de cálculo é um fator fundamental na análise de acidentes em reatores nucleares, pois têm o objetivo de simular o funcionamento de todo o conjunto ou, ainda, de uma parte do reator e, assim, fornecer dados para o projeto da central e dos dispositivos de segurança. Esses códigos são utilizados no licenciamento de usinas nucleares, permitindo a avaliação do comportamento do reator em condições normais de operação. Possibilita, ainda, a previsão da atuação dos sistemas de emergência, quando são simulados transientes decorrentes de um postulado acidente.

Entre os códigos termohidráulicos desenvolvidos para a análise de reatores do tipo PWR, destacamos o CONTEMPT-LT/028 /13/ (análise das pressões e temperaturas no vaso de contenção metálica) o RELAP.EM /1 / (análise da integridade do núcleo durante a despressurização), o RELAP-FLOOD /1 / (integridade do núcleo durante a reinundação ("reflood")), o TODEE (comportamento da barra de combustível quente durante o "reflood"), o LOCTA IV /7 / ("loss-of-coolant transient analysis"), o THETA 1-B /15/ (análise térmica do núcleo), o FLASH-4 /25/ (simulação de transientes em usinas nucleares), o COBRA /32/ (análise da barra combustível no estado estacionário e em transientes) e outros.

Os códigos acima relacionados são normalmente utilizados para a análise de segurança e para efeito de licenciamento, com exceção do COBRA que é utilizado para o projeto do núcleo do reator. Tais códigos são importantes, na medida em

que conseguem simular com precisão o fenômeno físico em questão, fornecendo, assim, dados de projeto e análise. De todos os códigos, o RELAP /1, 20,30, 21, 4 / desenvolvido pela Aerojet Nuclear Company do Laboratório Nacional de Engenharia de Idaho Falls - EUA, tem sido o mais utilizado, devido à sua versatilidade na resolução dos mais diversos problemas. Como exemplo de utilização do código RELAP4, podemos citar os trabalhos da Aerojet Nuclear Company, realizados para verificação dos sistemas de refrigeração de emergência no circuito experimental SEMISCALE - Mod.1 / 26,1,3 / e o reator LOFT / 1,28,29 ,26/ e ainda a análise de transientes para grande e pequeno LOCA em usinas PWR da Babcock & Wilcox, Westinghouse, Combustion Engineering e General Electric / 1 /. Aqui no Brasil, podemos citar o trabalho de Costa / 8 /, no qual é analisado o comportamento termohidráulico do canal quente de um reator PWR sob condições de um acidente de perda de refrigerante, e o de Austregésilo / 2 / sobre a análise de reinundação do núcleo sob os efeitos de um LOCA. A Comissão Nacional de Energia Nuclear do Brasil utiliza o código RELAP4 Mod.5 na análise de segurança dos reatores de Angra dos Reis.

1.4- Circuitos Experimentais

Por mais avançados que sejam os modelos matemáticos, nunca podem simular com exatidão a realidade prática. É indispensável, portanto, uma etapa correspondente à comparação do fenômeno ou comportamento termohidráulico dentro do reator. Para conseguir reproduzir as condições termohidráulicas e fluido-dinâmicas correspondentes às que teria um reator nuclear de po-

tência, é necessária a utilização de uma aparelhagem bastante sofisticada e complexa, onde os elementos combustíveis são substituídos por resistências elétricas. Esta aparelhagem é conhecida como Circuito Experimental ("Test Loop"). Estes circuitos experimentais permitem:

- analisar o desempenho dinâmico do circuito ante o mais variado conjunto de transientes;
- analisar o desempenho dos próprios componentes dos reatores;
- comprovar os modelos matemáticos desenvolvidos;
- analisar a segurança dos sistemas de refrigeração de emergência;
- obter parâmetros termohidráulicos para projeto do reator;

As características de projeto dos circuitos experimentais são definidas de acordo com os estudos e objetivos de interesse para os quais foram inicialmente desenvolvidos. No caso do circuito SEMISCALE-Mod.1, a função básica é fornecer dados para o teste e desenvolvimento do código RELAP4, além de proporcionar resultados para verificação da eficiência do sistema de refrigeração de emergência. Para isso, o circuito possui idêntico sistema de segurança ao utilizado em reatores tipo PWR e, desta forma, podem ser simulados experimentalmente acidentes de LOCA. Depois, os resultados experimentais são comparados com os resultados analíticos do código RELAP4, de modo a comprovar a eficiência do método numérico.

Na Tabela I.1 temos alguns exemplos de circuitos experimentais existentes, suas principais características e finalidades / 8 /.

Tabela I.1 - Circuitos Experimentais no Mundo

INSTALAÇÃO	PAÍS	CARACTERÍSTICAS	OBJETIVO DOS TESTES	REFERÊNCIAS
JRC (Ispra)	Alemanha Occidental	sistema PWR suprido por po- tência elétrica com 2 loops	análise de fenômenos combinados durante todos os períodos LOCA	23 p. 44 e 11
OMEGA	França	PWR, 1 a 36 barras aqueci - das eletricamente	estudos de transferência de ca- lor no núcleo e comportamento das barras combustíveis no LOCA	23 p. 17
BOWAL	Itália JRC (Ispra)	PWR, 16 barras , 3,6 Mw	estudos básicos de mistura de escoamento bifásico em conjun- to de barras	23 p. 655
PRIL	Itália JRC (Ispra)	" loop " de alta pressão	calibração de instrumentos de dupla fase	23 p. 655
JAERI	Japão	"loop" com seção de testes transparente com barras aque- cidas submersas	transferência de calor duran - te LOCA	23 p. 149
SEMISCALE Mod.1	E.U.A (ANC)	1 1/2 "loop" , 1,6 Mw pressão = 160 Kg/cm ²	teste de injeção de ECC e aper- feicoamento do código RELAP4	3

Tabela I.1 - Circuitos Experimentais no Mundo - (continuação)

INSTALAÇÃO	PAÍS	CARACTERÍSTICAS	OBJETIVO DOS TESTES	REFERÊNCIAS
ATLAS	E.U.A. (GE)	8,5Mw com 4x4 barras ou 17 Mw com 7x7 barras pressão = 170 Kgf/cm ²	estudos de transientes de po- tência, testes de fluido, efei- tos locais por mudança de geo- metria, fluxo crítico	12
NVH	Hungria (CRIP)	1 barra de aquecimento potência máx. = 2,1 Mw pressão = 160 Kgf/cm ² temp. máx. = 350°C	investigação de processos ter- mohidráulicos em LWR's	16
LOFT	E.U.A (ANC)	PWR, 55 Mw termo-nuclear 1 1/2 "loop" pressão = 160 Kgf/cm ²	análise de transiente em LOCA	28/29
WINFRITH	Inglaterra (HIR)	potência = 9 Mw _e p = 70 Kgf/cm ² t = 285°C	testes de equipamentos e me- didas de parâmetros termohi- dráulicos	14
WINFRITH	Inglaterra (HIR)	potência = 6Mw _e p = 180Kgf/cm ² t = 356°C	"	14

Tabela I.1 - Circuitos Experimentais no Mundo - (continuação)

INSTALAÇÃO	PAÍS	CARACTERÍSTICAS	OBJETIVOS DE TESTES	REFERÊNCIAS
CEA	Brasil (IPEN)	potência = 1.3 Mw pressão = 70 Kgf/cm ² temperatura máx.=300°C	testes de equipamentos medições de parâmetros termo- hidráulicos experiências de "burn-out" treinamento de pessoal	17

O circuito experimental de água que é o objeto de estudo neste trabalho está sendo construído pelo Centro de Engenharia Nuclear do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares e tem os seguintes objetivos:

- medição de parâmetros de importância termohidráulica nas condições próximas daquelas existentes no núcleo dos reatores refrigerados com água leve;
- treinamento de pessoal no desenvolvimento da tecnologia de reatores LWR ("Light Water Reactors")
- teste de equipamentos;
- comportamento do circuito e dos equipamentos sob transientes de temperatura, pressão e vazão.

As características principais deste circuito são detalhadas no Capítulo 2.

1.5- Comparação do Método Analítico com o Método Experimental

Como já dissemos, a comparação entre os resultados analíticos fornecidos pelo código RELAP4 e os resultados experimentais de um típico acidente de perda de refrigerante /26/, foi realizada pela Aerojet Nuclear Company (INEL) a qual desenvolveu o código. Essas experiências envolvem o estudo do comportamento termohidráulico do circuito experimental SEMISCALE-Mod.1 / 3 / e LOFT / 28,29/, durante a fase de depressurização de um acidente tipo LOCA com uma ruptura de 200% (mais comumente chamada de ruptura tipo guilhotina, pelo fato de dividir a tubulação em duas partes).

Nesse caso, são analisados os efeitos de entrada do ECC para os dois casos experimentais e depois comparados com o resultado do código RELAP4. Nas Figuras 1.6 (a,b,c) podemos verificar a variação de alguns parâmetros com o tempo após a ruptura, para os vários casos em questão. As curvas indicadas pela sigla L1 e S-01 são referidas ao sistema LOFT e SEMISCALE-Mod1 respectivamente. Como podemos ver, o código simula relativamente bem o comportamento do fluido após a ruptura.

Na Figura 1.6(b) vamos notar que a partir de 30 segundos o código RELAP4 não simula as variações de densidade do refrigerante no SEMISCALE. Isso se deve ao efeito da 'parede quente' (ver item 1.2.1), mais evidente no SEMISCALE por causa das pequenas dimensões do seu "downcomer". Na Figura 1.6(c) temos uma distorção do resultado devida ao fato de ser assumida uma mistura instantânea do ECC no sistema primário pelo método analítico (RELAP4), desprezando o efeito "bypass".

1.6- Objetivo do Trabalho

Basicamente, este trabalho tem os seguintes objetivos:

- familiarização com o código RELAP4 na análise de diferentes fenômenos;
- análise do comportamento do circuito de água do CEN tanto no estado estacionário como sob condições de acidentes ;
- análise de atuação da instrumentação de segurança do circuito.

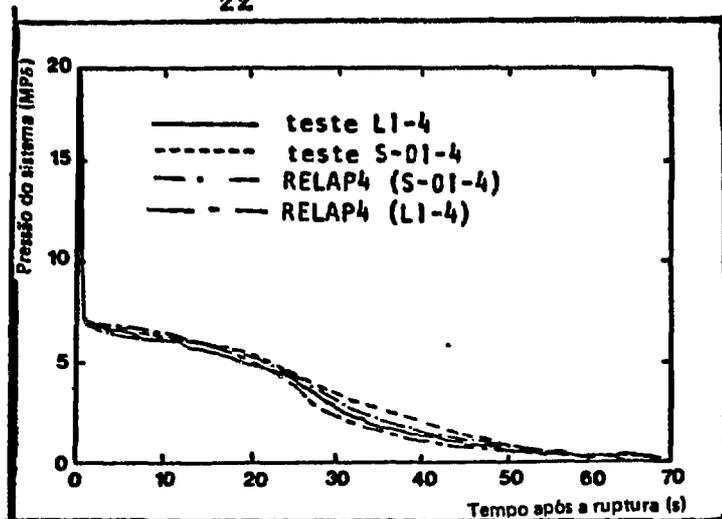


Figura 1.6(a) - Variação da Pressão do Sistema

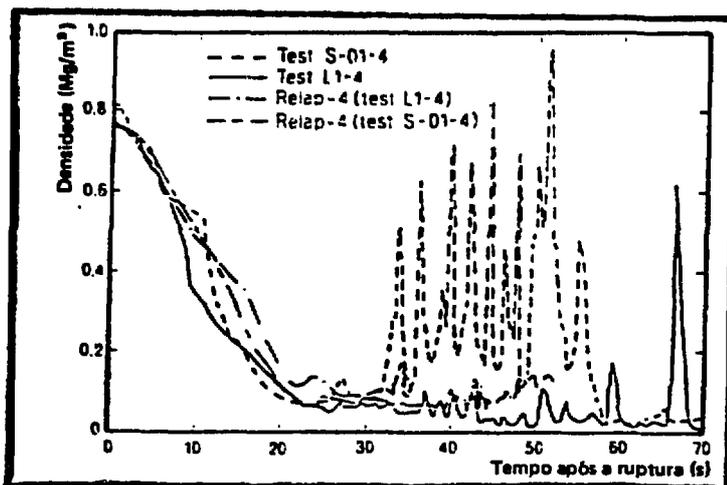


Figura 1.6(b) - Variação da Densidade do Sistema

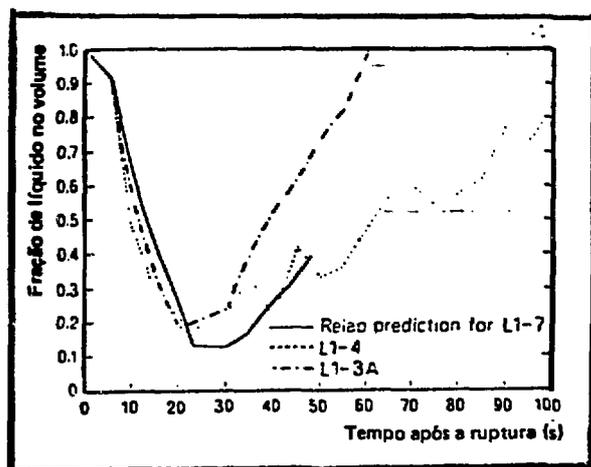


Figura 1.6(c) - Variação da Fração de Líquido em um Volume do Sistema

Fundamentalmente o circuito experimental de água permitirá a obtenção de dados experimentais. Será possível testar 'esses dados com os dados do modelo e, assim, extrapolar para situações mais difíceis de simular experimentalmente.

1.7- Divisão do Trabalho

O presente trabalho está dividido em cinco capítulos, dos quais esta introdução é o primeiro.

No Capítulo 2 são detalhados os principais componentes e características do Circuito Experimental de Água do CEN.

No Capítulo 3 é desenvolvido o modelo do circuito de água, sua nodalização e dados de entrada para o programa.

Os diversos tipos de acidentes a serem simulados, bem como seus resultados, são descritos no Capítulo 4 e a conclusão' é apresentada no Capítulo 5.

No Apêndice A temos o modelo numérico e as características básicas do código RELAP4 mod. 3.

No Apêndice B é apresentada uma listagem dos dados de entrada para simulação do estado estacionário do circuito experimental de água e no Apêndice C encontramos a listagem de saída correspondente.

2. CIRCUITO EXPERIMENTAL DE ÁGUA DO CENTRO DE ENGENHARIA NUCLEAR DO INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES

2.1- Idealização e Objetivos

O Circuito Experimental de Água do CEN (IPEN) foi concebido em 1973. Para a sua realização, foi formado um grupo de projeto dentro do Centro de Engenharia Nuclear. A filosofia básica adotada foi projetar e construir um circuito experimental com o máximo possível de tecnologia nacional. Tanto o projeto como a construção foram executados estritamente dentro das normas do Código ASME, Parte III que se refere a vasos e instalações nucleares, observando-se rigorosamente o controle de qualidade dos componentes, conforme exigido pelas normas nucleares. Os principais objetivos do circuito experimental foram apresentados no item 1.4.

Atualmente, o circuito experimental de água está na fase final de montagem, tendo sua primeira operação prevista para o segundo semestre de 1980. Naturalmente, as primeiras operações do circuito serão de limpeza e de testes hidrostáticos, obviamente, sem geração de calor na seção de testes. Posteriormente, serão realizados testes com o circuito simulando o funcionamento de reatores PWR e BWR ("Boiling Water Reactor"). Em ambos os casos serão realizadas experiências de fluxo crítico ("burn-out") em elementos combustíveis, simulados por barras aquecidas eletricamente.

Na Figura 2.1 (a) podemos ver uma fotografia do Circuito Experimental de Água do CEN.

2.2- Descrição do Circuito Experimental de Água do CEN

Na Tabela II.1 são mostradas as principais características do Circuito Experimental de Água do CEN. Na Figura 2.1(b) temos um esquema representativo desse circuito. Os componentes básicos desse sistema são:

- seção de testes (aquecedor)
- separador de vapor
- resfriador I
- pressurizador
- desaerador-tanque de armazenamento
- bomba auxiliar para o pressurizador
- deionizador
- resfriador II
- resfriador III
- bomba principal

Os componentes de interesse para a modelagem do circuito, serão detalhados no item 2.6, em termos de suas características principais e condições de operação .

2.3- Funcionamento do Circuito Experimental de Água

O C.E.A. foi construído de forma a simular o funcionamento de reatores tipo PWR e BWR. Desta forma, são necessários dois modos de operação distintos. Mas, para cada um desses modos, é necessária uma fase de preparação do circuito. Esta fase compreende a deionização da água de alimentação, sua acumu-

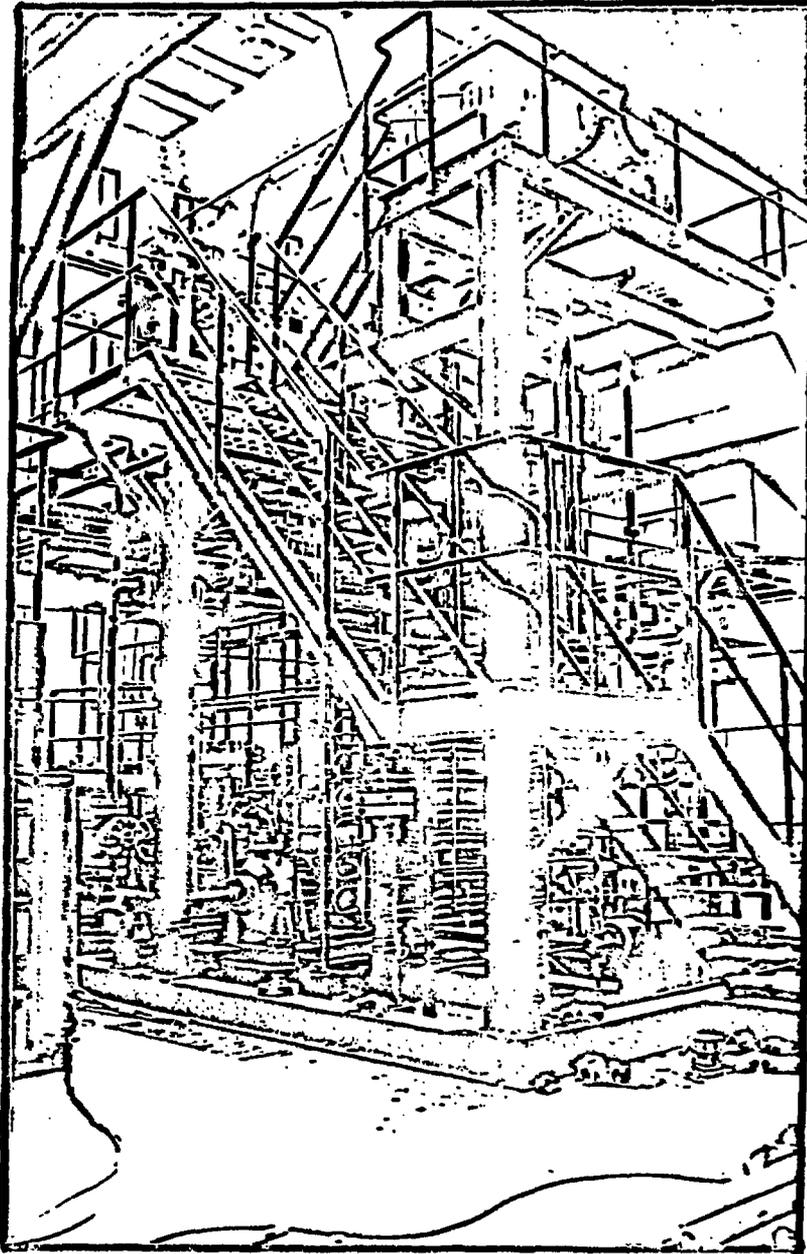


Figura 2.1 (a) - Circuito Experimental de Água
do C.E.N.

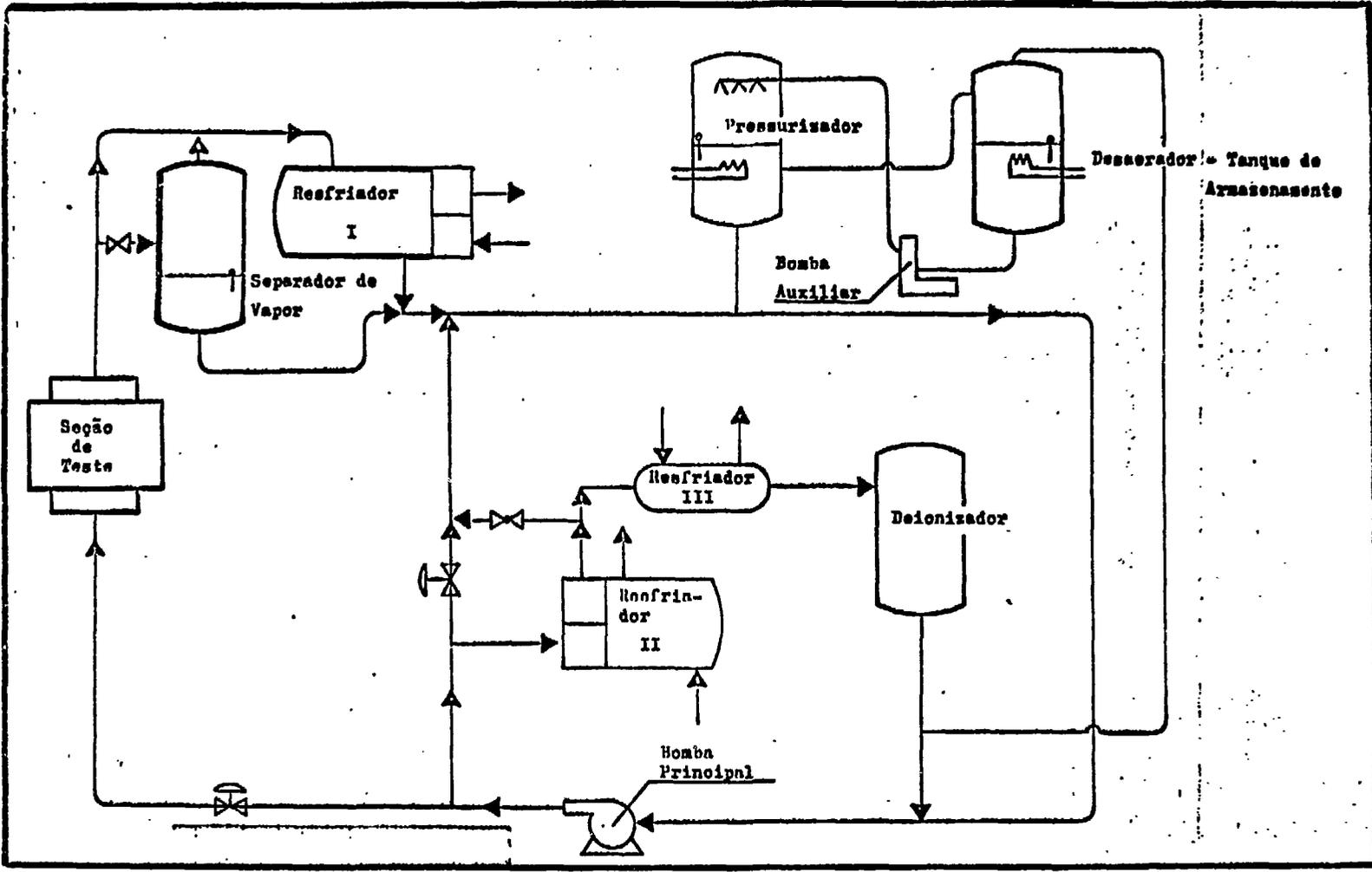


Figura 2.1(b)- Esquema do Circuito Experimental de Água do C.E.N

Tabela II.1 - Características Principais do C.E.A.

vazão de massa na bomba	20,86 Kg/s
temperatura de entrada na seção de testes	195°C
temperatura de saída da seção de testes	229°C
temperatura máx. de saída da seção	300°C
temperatura máx. de entrada na bomba	270°C
pressão diferencial fornecida pela bomba	7,2 Kgf/cm ²
pressão média do circuito	75 Kgf/cm ²
potência gerada na seção de testes	1300 Kw
potência do pressurizador	30 Kw
diâmetro da tubulação principal	100 mm
material do circuito primário	aço inox 304

lação e desaeração no tanque de armazenamento de onde é utilizada para encher o circuito com o auxílio de uma bomba e também por gravidade. Uma vez completado o enchimento do circuito, pode-se fazer uma nova deionização e desaeração.

Inicia-se então o aquecimento do pressurizador, condensa-se o vapor gerado, armazenando-o no desaerador-tanque, de modo que não volte ao circuito. Uma vez que o nível da água no pressurizador está no ponto estipulado, inicia-se o aquecimento na seção de testes, de forma a atingir a temperatura e a pressão de operação do modo escolhido (PWR ou BWR).

2.3.1 Operação em PWR

No funcionamento do circuito no modo PWR, o refrigerante que sai da seção de testes não passa pelo separador de vapor, indo direto para o resfriador I (Figura 2.1). O pressurizador, é controlado convencionalmente de forma a manter a pressão do circuito em um nível constante (item 2.6.5). As temperaturas de entrada e saída da seção de testes são, neste caso, 195°C e 230°C respectivamente. A pressão de trabalho é da ordem de 75 Kgf/cm² com uma queda no circuito de cerca de 7,2 Kgf/cm². As vazões de massa são:

- seção de testes..... 8,51 Kg/s
- resfriador II..... 10,60 Kg/s
- "bypass" do resfriador II..... 1.75 Kg/s

2.3.2 Operação em BWR

No funcionamento no modo BWR, a mistura que sai da seção de testes passa através do separador de vapor. O vapor irá para o condensador e o líquido para a tubulação do circuito, o qual encontra o líquido que sai do resfriador II (Figura 2.1). Todo o vapor gerado no aquecimento deve ser condensado. As temperaturas de entrada e saída da seção de testes serão respectivamente 195°C e 300°C , com uma pressão de trabalho de 75Kgf/cm^2 e uma queda no circuito de $7,2\text{Kgf/cm}^2$. A quantidade de vapor na saída da seção de testes varia entre 10% e 35%, dependendo das condições de operação.

2.4- Aspectos Gerais

Os resfriadores II e III têm como função, além de participarem do consumo do calor gerado na seção de testes, reduzir a temperatura da água que passa através do deionizador para cerca de 50°C , de modo que este possa funcionar mesmo quando o circuito está em operação. O tanque armazenador-des aerador funciona com uma pressão de 1 atm.

A instrumentação do C.E.A. foi projetada não só para permitir o controle durante operação em regime estacionário mas também em regimes transientes. Medidores de temperatura, vazão e pressão e ainda válvulas de controle são controlados manualmente da console de comando ou através de um sistema lógico de controle, conectado a um computador Digital PDP 11/45.

2.5- Circuito Utilizado na Modelagem

Com o objetivo de enquadrar o Circuito Experimental de Água dentro da filosofia principal de utilização do código RELAP4 , e, tendo em vista a redução do tempo de computação e da área de memória, otimizando desta forma o processamento, foram eliminados do circuito original alguns componentes desnecessários.

Como as simulações com o RELAP4 são feitas apenas para o circuito PWR, o separador de vapor pode ser eliminado da modelagem. Também o tanque armazenador-des aerador não será incluído, pois ele é principalmente utilizado na fase de preparação, e quando o circuito está em operação normal, seu funcionamento restringe-se ao fornecimento ocasional de água ao pressurizador. Desta forma, o armazenador-des aerador não influencia consideravelmente no funcionamento do circuito. O resfriador III e o deionizador também não entrarão no modelo, devido ao fato de representarem uma parcela muito pequena do fluxo de massa e não afetarem significativamente as condições ' do estado estacionário e do transiente. Somente será incluída a contribuição do resfriador III para o consumo de parte do calor gerado na seção de testes, devendo ser transferida para o resfriador II. Os outros componentes do circuito são considerados apenas por sua influência fluido-dinâmica, representada pelo coeficiente de perda de carga . É o caso de válvulas, filtros, placas de orifício, transdutores e algumas tubulações secundárias.

Na Figura 2.2, é apresentado o esquema do Circuito Expe-

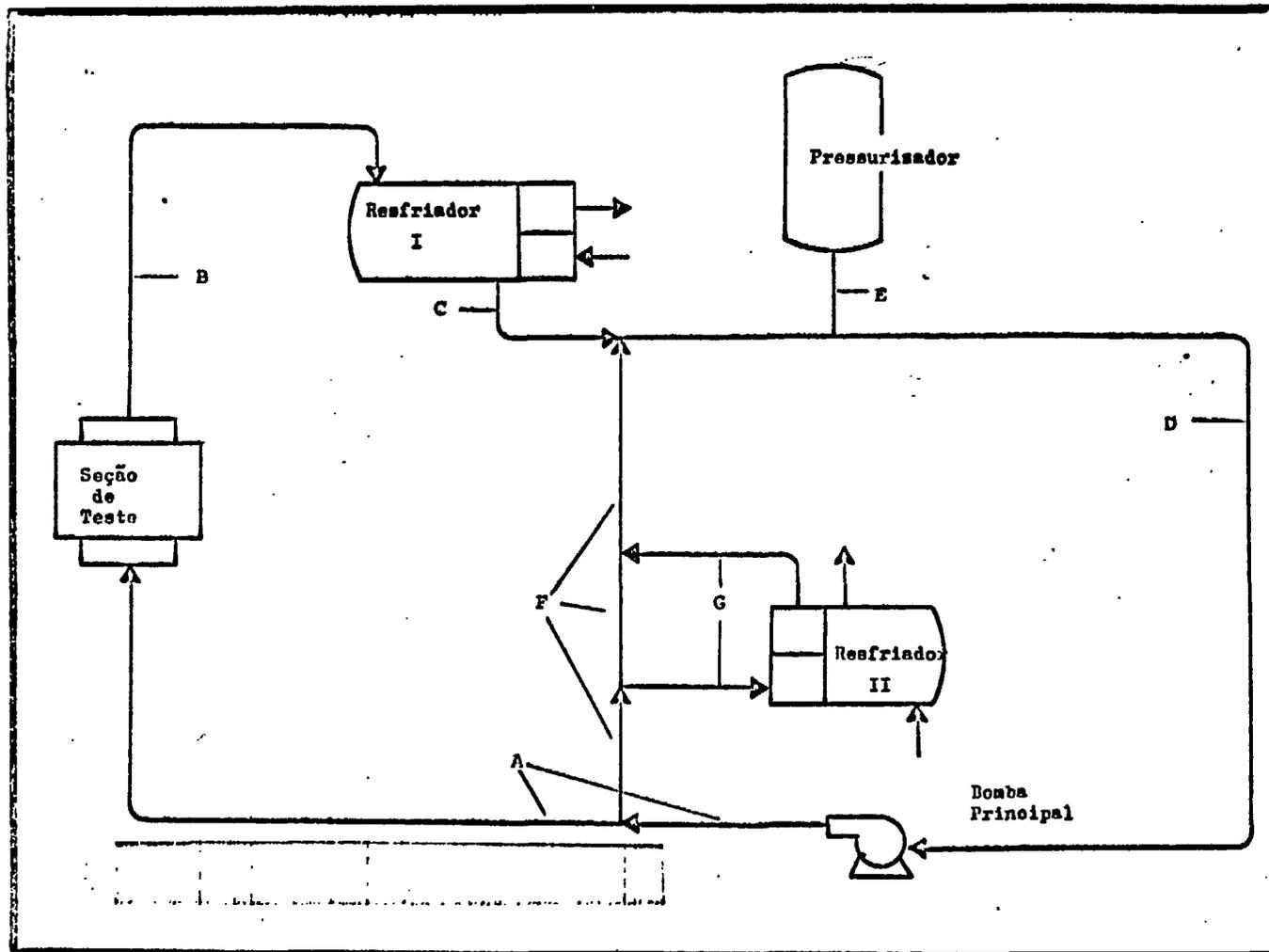


Figura 2.2 - Circuito Utilizado na Modelagem

rimental de Água, mostrando apenas os componentes que foram utilizados na modelagem.

2.6- Detalhes dos Componentes do C.E.A. Utilizados na Modelagem

2.6.1 Resfriador I

O resfriador I é do tipo casco-e-tubos ("shell-and-tube"). A água de processo passa pelo lado do casco (primário) e a água de resfriamento passa através de tubos 'U' (secundário), conforme a Figura 2.3.

O projeto do resfriador I foi feito considerando a potência, a vazão e as temperaturas de entrada e saída da seção de testes para as condições de fluxo de calor crítico.

Nas Tabelas II.2 e II.3 são apresentadas as principais especificações de projeto e operação do resfriador I.

2.6.2 Resfriador II

O resfriador II é também do tipo casco-e-tubos onde a água de processo, ao contrário do resfriador I, passa dentro dos tubos 'U' e a água de resfriamento passa através do casco, conforme a Figura 2.4.

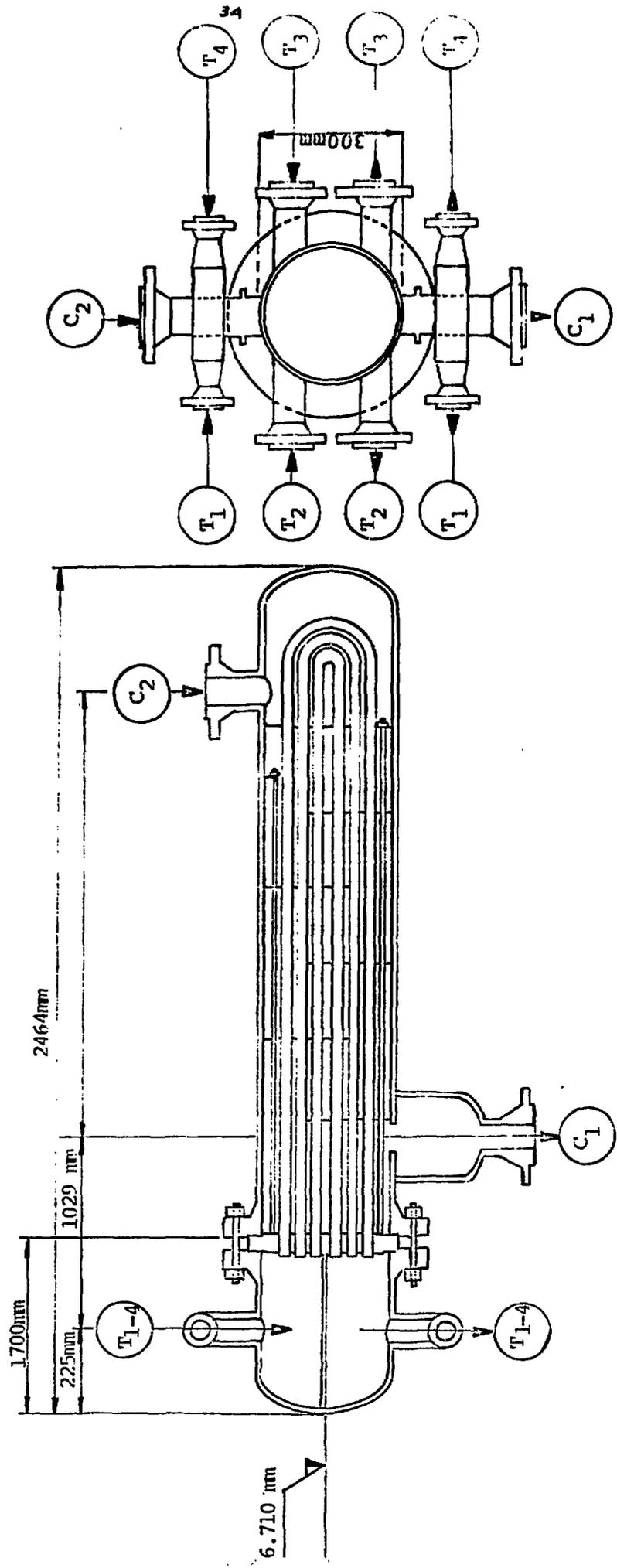


Figura 2.3 - Resfriador I

Tabela II.2 - Especificações do Resfriador I

área de resfriamento		4,4 m ²
tubos de resfriamento	nº de tubos 'U'	25
	diâmetro externo	19 mm
	espessura	1,65 mm
	comprimento útil	2950 mm
número de chicanas		8
material utilizado nos tubos e casco		aço inox 304

Tabela II.3 - Condições de Operação do Resfriador I

	Primário (Lado do casco)	Secundário (Lado dos tubos)
finalidade do fluido	processo	resfriamento
pressão de operação	72 Kgf/cm ²	6 Kgf/cm ²
potência consumida	1010 Kw	1010 Kw
temp. entrada	230°C	28°C
temp. saída	200°C	50,3°C
fluxo de massa	8,51 Kg/s	10,8 Kg/s

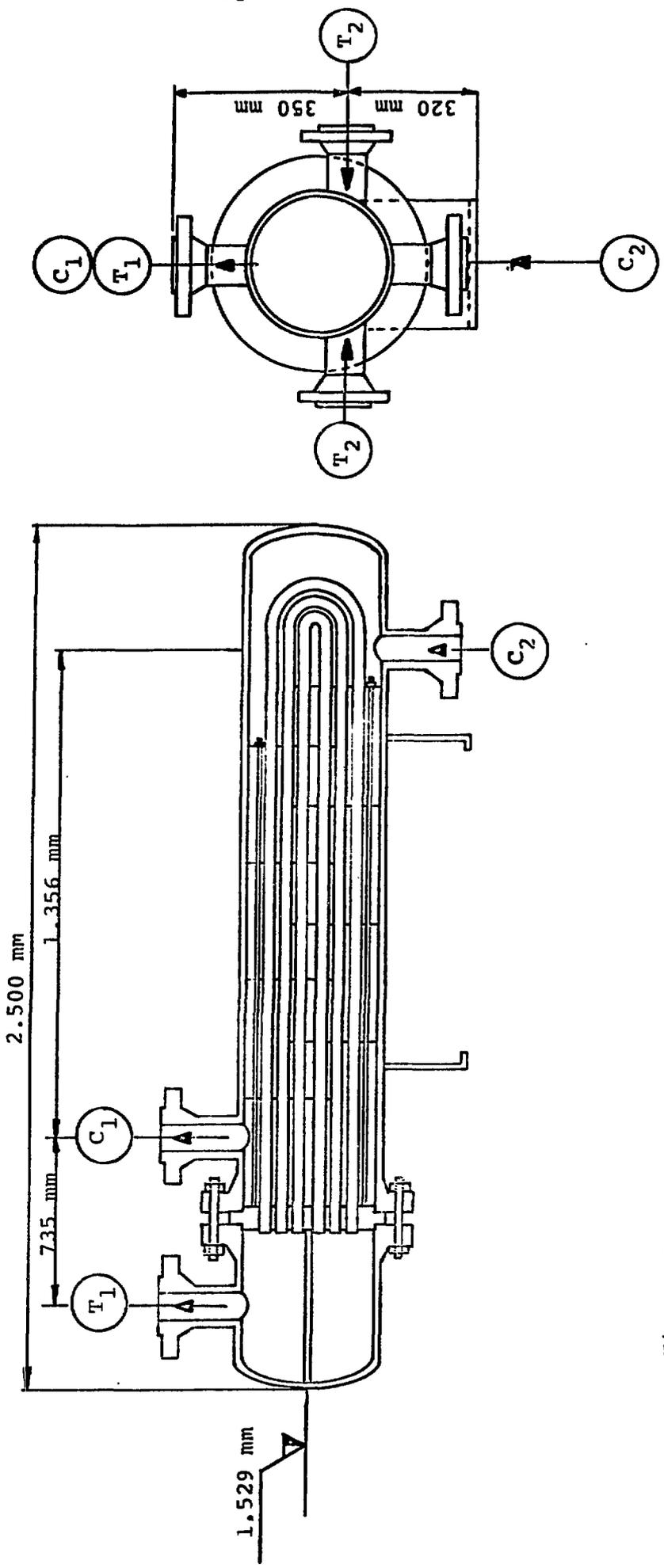


Figura 2.4 - Resfriador II

Como foi dito no Ítem 2.5, a parte do consumo de calor a qual era retirada pelo resfriador III, é agora considerada no resfriador II. Apesar de não ser muito elevada essa fração de calor consumida, ela produz algumas modificações nas condições iniciais do balanço de energia e, conseqüentemente, altera o estado original de operação do resfriador II.

Nas Tabelas II.4 e II.5, são apresentadas as especificações e condições de projeto e operação do resfriador II.

2.6.3 Seção de Testes

Vários tipos de seções de testes foram estudadas, tendo em vista uma melhor versatilidade na realização de experiências em condições de fluxo de calor crítico. Embora alguns detalhes do modelo final não estejam definidos, o tipo de seção a ser utilizada será um arranjo de 9 barras (3x3) aquecidas eletricamente e dispostas verticalmente em arranjo quadrangular, conforme esquema da Figura 2.5. As barras de aquecimento são constituídas de um material de propriedades termoelétricas adequadas, como o aço inoxidável utilizado neste caso.

A fonte de alimentação, constituída de 6 unidades retificadoras, possui uma corrente elétrica bastante alta, da ordem de 20.000 A, e uma tensão relativamente baixa, variável entre 20 e 70 V. As barras são alimentadas com corrente contínua, pelas vantagens que esta apresenta, de não ocasionar vibrações e oscilações nas varetas da seção de testes, de não causar efeitos de indução ou de superfície e por ser de fácil transmissão.

Tabela II.4 - Especificações do Resfriador II

área de resfriamento		2,2 m ²
tubos 'U'	nº de tubos	10
	diâmetro externo	19 mm
	espessura	1,65 mm
	comprimento útil	3686 mm
número de chicanas		12
material utilizado nos tubos e no casco		aço inox 304

Tabela II.5 - Condições de Operação do Resfriador II

	Primario (Lado dos tubos)	Secundario (Lado do casco)
finalidade do fluido	processo	resfriamento
potência consumida	290Kw	290 Kw
pressão de operação	78 Kgf/cm ²	6 Kgf/cm ²
temp. entrada	195°C	28°C
temp. saída	189°C	40°C
fluxo de massa	10,6Kg/s	5 Kg/s

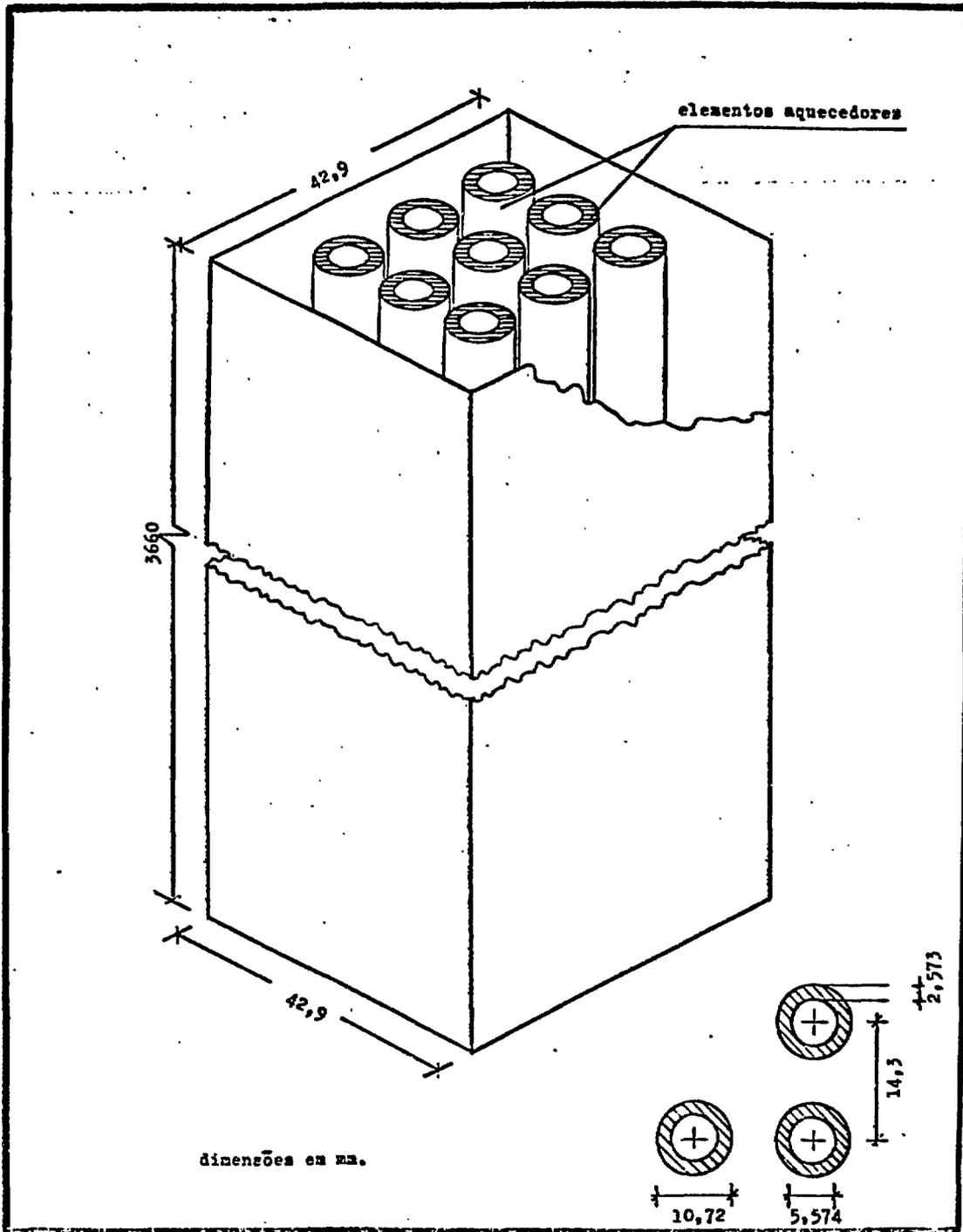


Figura 2.5 - Seção de Teste

Além disso, a instrumentação é mais simples e o fornecimento de calor é uniforme, o que não provoca distúrbios na formação de bolhas, quando da ebulição.

Nas Tabelas II.6 e II.7 encontramos as especificações e condições de projeto e operação da seção de testes utilizada na modelagem do C.E.A.

2.6.4 Bomba Principal

A bomba utilizada no Circuito Experimental de Água é de origem Suíça, fabricada pela Rutchi Pumpen, do tipo centrífuga horizontal e totalmente selada, similar às utilizadas em reatores nucleares. O seu esquema é apresentado na Figura 2.6.

Acoplado à bomba, existe um sistema de segurança para se evitar o fenômeno de cavitação. Esse sistema é composto de um dispositivo eletrônico que deverá agir de modo a cortar a ali mentação da bomba e da seção de testes toda vez que tivermos:

$$P_{abs} \leq P_v + \Delta P \quad (2.1)$$

onde, P_{abs} = pressão absoluta na entrada da bomba

P_v = pressão de vaporização correspondente a temperatura do fluido

ΔP = queda de pressão, característica da bomba

O acionamento do sistema de segurança é simulado nos cartões de controle de eventos do código RELAP4, para os diver -*

Tabela II.6 - Especificações da Seção de Teste

número de barras	9 (3x3)
comprimento médio das barras	3,6 m
diâmetro interno das barras	5,574 mm
diâmetro externo das barras	10,72 mm
espessura	2,573 mm
área total de troca de calor	1,091 m ²
comprimento lateral do casco	43 mm

Tabela II.7 - Condições de Operação da Seção de Teste

pressão	73,8 Kgf/cm ²
temperatura de entrada	195°C
temperatura de saída	229°C
vazão de massa	8,51 Kg/s
fluxo crítico de calor	1,17x10 ⁷ Kcal h.m ²
potência máxima	1.300 Kw
tensão máxima	70 Vcc.
corrente máxima	18.600 A
resistência elétrica da seção	3,76 mΩ

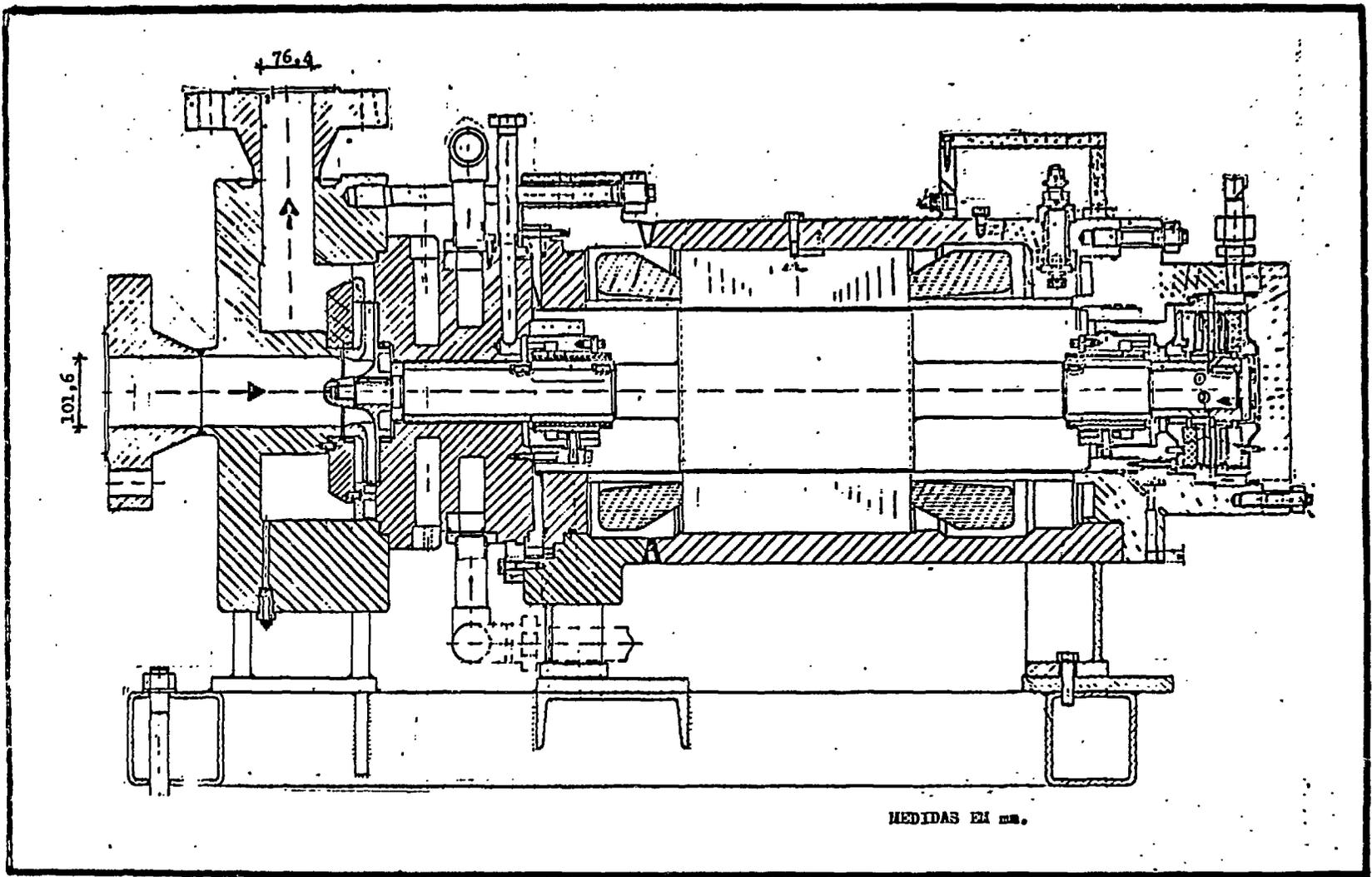


Figura 2.6 - Esquema da Bomba Principal

sos transientes. Também existe um dispositivo que desliga automaticamente a seção de testes, quando a bomba for desligada.

Na Tabela II.8 são mostradas as características de operação e de projeto da bomba do C.E.A, e na Figura 2.7 é mostrada a sua curva característica.

2.6.5 Pressurizador

O objetivo do pressurizador (Figura 2.8) no funcionamento do circuito PWR, é manter constante a pressão do sistema, se houver uma queda ou elevação de pressão dentro de certos limites. Normalmente, o pressurizador possui 60% de água e 40 % de vapor.

Inicialmente, o volume de água dentro do pressurizador será aquecido através de uma resistência elétrica e o vapor a ser formado pela elevação da temperatura provocará um aumento de pressão no circuito. Depois de atingido o ponto de operação, é mantido um aquecimento de compensação das perdas de calor. Se ocorrer uma diminuição de pressão no circuito, o aquecedor principal será automaticamente acionado de forma a produzir vapor, para que a pressão retorne ao nível de operação. No caso contrário, se houver um aumento de pressão no sistema, a água é injetada no pressurizador, por meio de uma bomba auxiliar (ver Figura 2.1). Desta forma, o vapor se condensa, fazendo com que a pressão caia.

As condições de operação do pressurizador são apresenta-

Tabela II.8 - Características de Operação da Bomba Principal

fluido de bombeamento	água desmineralizada
densidade	0,885 g/cm ³
velocidade	3450 rpm
fluxo de massa	20,86 Kg/s
altura manométrica	85 m.l.c
torque	44,3 Nxm
pressão de entrada	71,7 Kgf/cm ²
pressão de saída	78,9 Kgf/cm ²
temperatura da água	195°C
potência de bombeamento	85 Kw _e
material da bomba	aço inox e aço carbono

Tabela II.9 - Condições de Operação do Pressurizador

temperatura	286°C
pressão	71,7 Kgf/cm ²
potência do aquecedor principal	30 Kw
potência do aquecedor de compensação	10 Kw

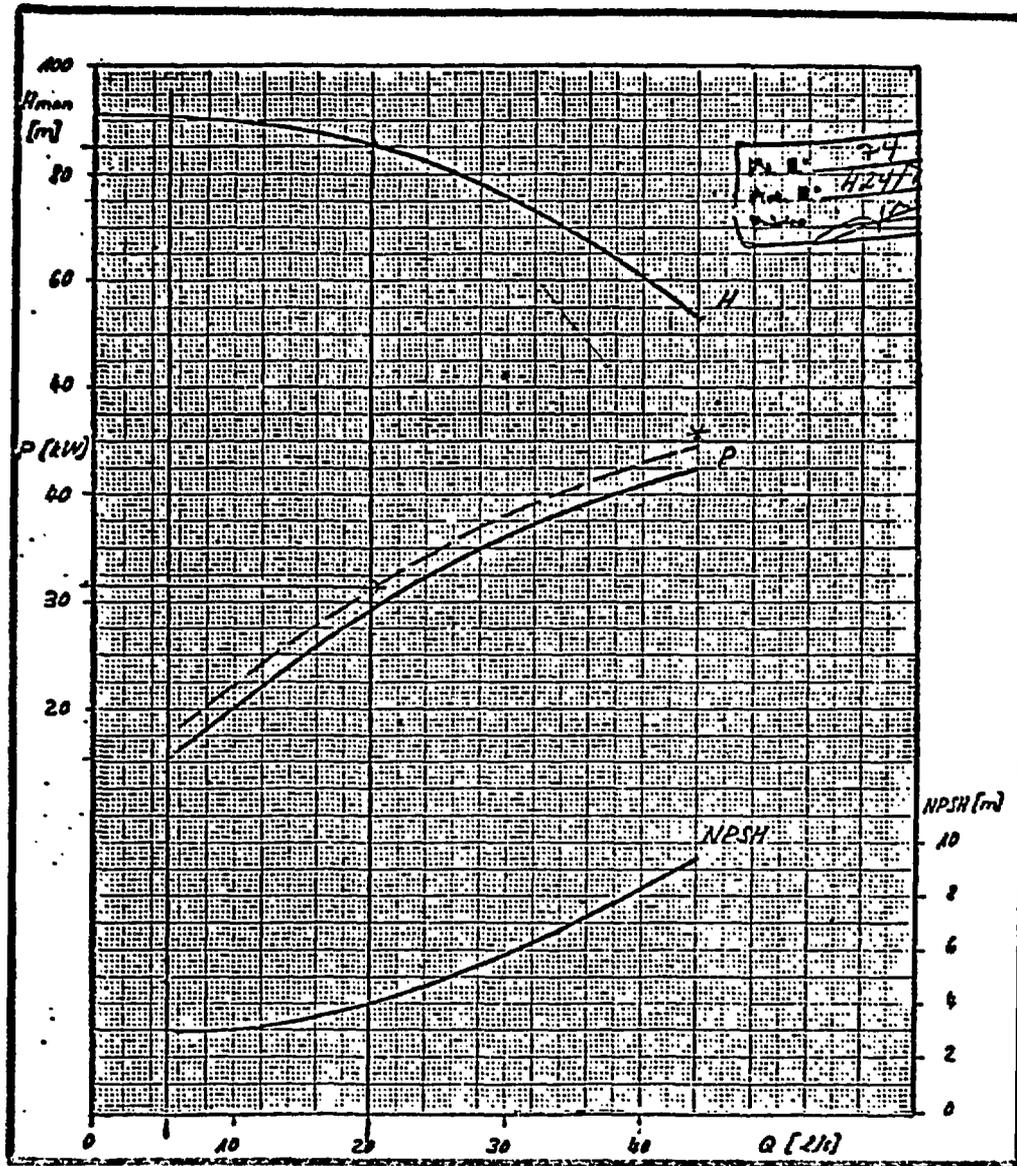


Figura 2.7 - Curva Característica da Bomba

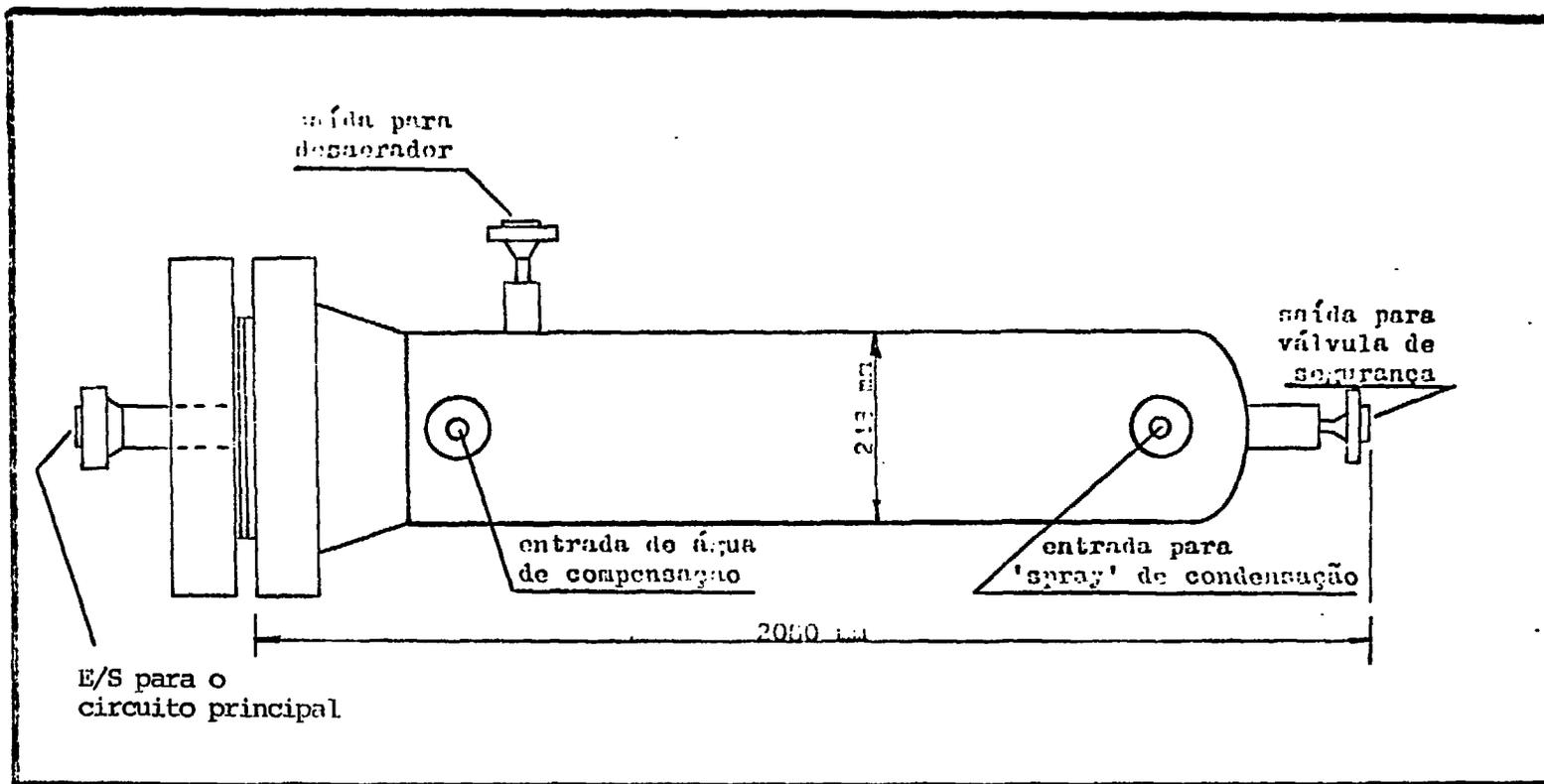


Figura 2.8 - Pressurizador

das na Tabela II.9.

2.6.6 Tubulação do C.E.A.

Os diversos componentes do Circuito Experimental de Água são conectados por uma tubulação de aço inox 304, cujas características são mostradas na Tabela II.10. Nesta tabela também são mostrados os componentes não utilizados na modelagem, mas que contribuem para a queda de pressão do sistema. A tubulação é dividida em segmentos, os quais são referenciados à Figura 2.2. Os trechos especificados são conectados em série para compor todo o segmento.

Tabela II.10 - Tubulação do C.E.A.

SEGMENTO	TRECHO	COMPOSIÇÃO (d=diâmetro L=comprimento)	COMPONENTES DO TRECHO
A	1	1 tubo com d = 3", L=6,4m	filtro cêsto, 1 placa de orifício, 1 válvula gaveta
	2	3 tubos paralelos com d =1", L=10m	
	3	1 tubo com d =2", L= 8m.	1 placa de orifício, 1 válvula globo, 2 válvulas gavetas
B	-	tubo de d =2", L= 10 m	2 válvulas gavetas, 1 válv. retenção, 1 placa de orifício
C	-	tubo de d =2", L=9,8m	1 válvula globo
D	-	tubo de d =2", L=5m	1 válvula gaveta, 1 filtro Y
E	-	tubo de d =1 1/2", L=5,7m	
F	-	tubo de d =2", L=8,3m	1 válv. gaveta, 1 valv.globo 1 placa orif.
G	-	tubo de d =2", L=3,2m	2 válvulas gavetas

3. MODELO DO CIRCUITO EXPERIMENTAL DE ÁGUA DO C.E.N.

3.1- Programa de Computador RELAP4

O programa de computador RELAP4 foi desenvolvido com a finalidade de descrever o comportamento termohidráulico de reatores refrigerados com água leve, objetivando a análise de acidentes e transientes postulados, como aqueles decorrentes de uma perda de refrigerante, falha de bomba ou variações na potência nuclear. O programa RELAP4, também pode ser utilizado para calcular o comportamento de apenas uma parte do sistema ou, ainda, simular transientes em circuitos experimentais aquecidos eletricamente. O código RELAP4 é bastante versátil e compreensível. Prediz com bastante fidelidade os efeitos interrelacionados com a transferência de calor no sistema e com a neutronics do núcleo do reator. Devido ao fato de que o programa foi desenvolvido para resolver uma grande variedade de problemas, o usuário deve especificar tanto o sistema a ser analisado, como suas opções de interesse.

O código RELAP4 considera um sistema termohidráulico como sendo uma série de volumes de controle (núcleo do reator, gerador de vapor, seção de testes, bombas, resfriadores, pressurizador e tubulações) conectados entre si por meio de junções. A transferência de calor é feita através de superfícies denominadas de placas de calor, que representam a conexão térmica entre o volume que transfere energia e o volume para o qual essa energia é transferida. O programa resolve as equações de balanço de massa e energia nos volumes, assumindo que:

- o fluido é homogêneo

- o escoamento é unidimensional
- as fases de líquido e vapor estão em equilíbrio termodinâmico

No Apêndice A, é apresentada uma descrição detalhada das equações utilizadas, bem como o método de resolução empregado. A equação de balanço da quantidade de movimento é resolvida na interface (junção) entre dois volumes de controle, assumindo as mesmas três hipóteses anteriores. Os volumes de controle, para o código, são considerados como sendo cilindros de dimensões definidas, com as condições de fluido assumidas no seu centro geométrico. As variações radiais são ignoradas.

Basicamente, o código RELAP4 exige três tipos de entrada de dados:

- dados geométricos: dimensões dos componentes modelados segundo critérios definidos pelo manual do código, elevação dos volumes e junções, coeficientes de atrito, áreas de transferência de calor, dimensões das placas de calor e características dos materiais utilizados.
- dados de operação: pressões, temperaturas, títulos, vazão de massa, potência gerada, etc.
- dados de controle: escolha da equação de escoamento do fluido, escolha das variáveis de edição a serem impressas na listagem de saída, definição dos passos de tempo, simulação de eventos (acidente ou transiente), opções de processamento, etc .

Com relação aos dados geométricos de entrada, deve-se, primeiro, realizar a nodalização do sistema, ou seja, dividir o

sistema em um número apropriado de volumes de controle, junções e placas de calor. Composições inteiras podem ser modeladas em um só volume de controle desde que as condições do fluido (pressão, temperatura, vazão de massa) não sofram mudanças muito bruscas. Esta redução no número de volumes de controle e de junções é de muito interesse, pois o RELAP4 tem um limite de nodalização máximo de 75 volumes de controle, 100 junções e 50 placas de calor. Outro aspecto que deve ser levado em conta, é que o tempo de processamento e a área de memória aumentam sensivelmente com a quantidade de componentes utilizada no modelo, elevando assim, o custo da simulação.

O efeito de perda de pressão devido às junções, curvas, placas de orifício, filtros, válvulas e outros componentes é 'traduzido' sob a forma de um coeficiente de perda de carga por atrito, a ser determinado na junção de saída do volume modelado (ver item 2.5).

Quanto aos dados de operação, o código requer, para efeito do cálculo do balanço de massa e momento, os valores iniciais de pressão e vazão de massa em todos os pontos do sistema. Teoricamente, essas duas quantidades podem ser especificadas para uma situação transiente. Na prática, contudo, pode resultar em acelerações iniciais não reais, levando, às vezes, a valores muito altos. Estas acelerações não irão ocorrer, se as condições iniciais de um verdadeiro estado estacionário forem consideradas. Também, um balanço de energia deve ser feito inicialmente, para que os dados de temperatura não resultem no aparecimento de um transiente.

Para que sejam definidos os dados de entrada para controle do programa, é necessário estabelecer os eventos a serem simulados. As variáveis de saída do programa são definidas de acordo com o interesse e a utilidade. Esta parte, será vista em detalhe no Capítulo 4, onde serão mostrados os transientes a serem simulados, bem como os resultados obtidos.

3.2- Modelo do Circuito Experimental de Água do C.E.N.

3.2.1- Nodalização

A modelação do Circuito Experimental de Água foi feita nas bases requeridas e recomendadas pelo manual do código RELAP4, de forma a representar os componentes e o funcionamento do sistema com um número mínimo de volumes, junções e placas de calor. Como já foi dito, há um compromisso entre tamanho e nodalização do modelo, precisão da simulação, tempo de processamento e região de memória do computador. Portanto, foi escolhida uma nodalização mínima, de forma a otimizar o processamento, de forma a não comprometer a representação realística do funcionamento do circuito termohidráulico. Assim, o circuito experimental foi modelado (Figura 3.1) em um conjunto de 19 volumes, 22 junções e 7 placas de calor. Esta composição foi conseguida após a realização de testes preliminares e comparação dos resultados para o estado estacionário. Modelos mais simplificados, possuindo um menor número de volumes e junções, foram tentados mas não apresentaram uma convergência razoável. Também foram testados modelos mais detalhados que o

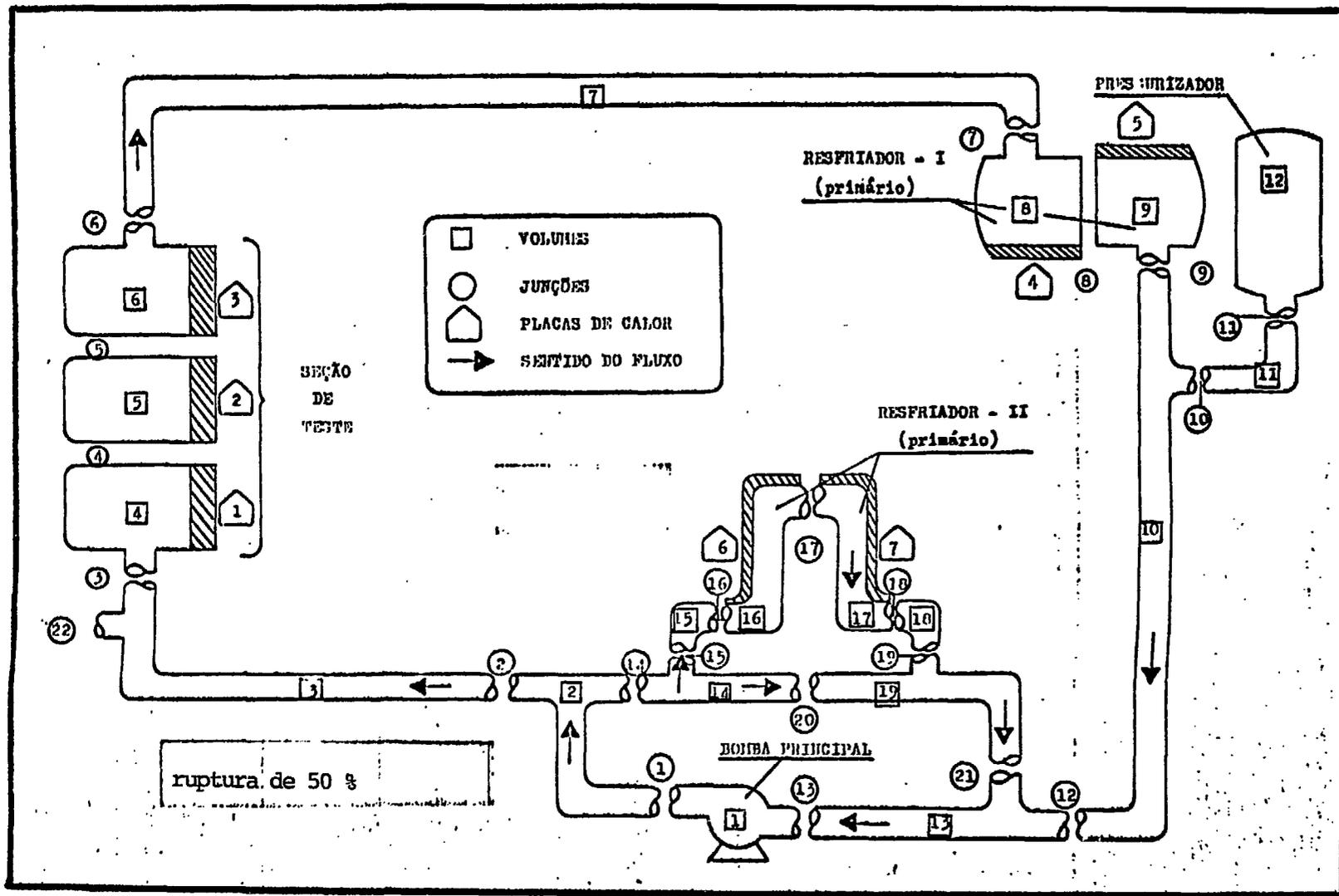


Figura 3.1 - Modelo do Circuito Experimental de Água

da Figura 3.1 mas o tempo de processamento elevou-se consideravelmente, sem que fosse notada uma melhora sensível na simulação do estado estacionário. O modelo proposto permite uma representação bastante eficiente do estado estacionário do circuito experimental, simulando sua operação de forma bem próxima às condições reais de funcionamento.

3.2.2- Dados Geométricos e de Operação dos Volumes de Controle Utilizados na Modelagem

Uma vez definida a nodalização a ser utilizada, a etapa a seguir resume-se na obtenção dos dados geométricos de cada volume de controle representado na Figura 3.1.

As características de cada componente (volumes de controle 1,4,5,6,8,9,12,16,17), foram retiradas dos dados fornecidos pelos fabricantes e podem ser vistos nas Tabelas II.1, II.2, II.3, II.4, II.5, II.6, II.7, II.8 e II.9. A posição relativa dos componentes do circuito (definida por suas elevações e alturas), as dimensões das tubulações e os componentes secundários, tais como, válvulas, filtros e outros itens, foram obtidas dos desenhos isométricos de projeto do C.E.A. A distribuição de pressões, foi retirada de uma planta representativa de um projeto preliminar do Circuito Experimental de Água, e depois ajustada por tentativa e erro, até que a saída do código apresentasse consistência. A distribuição de temperaturas, para uma dada vazão e uma determinada geração de potência, foi calculada utilizando métodos convencionais, para que existisse um equilíbrio energético dentro do sistema.

Tabela III.1 - Dados Geométricos e de Operação dos Volumes de Controle do C.E.A.

Vol	Componente	Volume ft ³	Área ft ²	Compr. ft	Diâm. ft	Altura ft	Elevação ft	Pressão psi	Temp. °F
1	Bomba	0,1004	0,0506	1,9842	0,2538	1,3484	0,0	1071,68	383,00
2	Saída da Bomba	0,8246	0,0491	16,794	0,2500	9,5932	1,3484	1123,00	383,00
3	Entrada da S.T.	1,2256	0,0200	61,280	0,1068	8,9633	1,9783	1081,63	383,00
4	S.T. inferior	0,0437	0,0111	3,9369	0,1189	3,9370	1,9783	1056,89	403,34
5	S.T. média	0,0437	0,0111	3,9369	0,1189	3,9371	5,9153	1049,91	423,95
6	S.T. superior	0,0437	0,0111	3,9369	0,1189	3,9370	9,8524	1037,14	443,69
7	Saída S.T.	0,7526	0,0218	34,523	0,1666	7,2867	13,789	1029,00	443,69
8	Primário R-I	1,5727	0,0500	31,454	0,2523	1,3976	19,678	1025,00	420,44
9	Primário R-I	1,5727	0,0500	31,454	0,2523	1,3977	18,281	1023,71	391,67
10	Saída R-I	1,2440	0,0311	40,000	0,1069	17,281	1,0000	1022,46	301,67
11	Tubulação press.	0,2288	0,0123	18,602	0,1251	0,8202	13,944	1020,48	391,67
12	Presurizador	5,0328	0,5200	9,6785	0,8137	9,6949	13,944	1019,79	546,97
13	Entrada-bomba	0,2657	0,0311	8,5434	0,1990	1,0000	0,0	1018,86	383,00
14	Bypass R-II	0,4690	0,0218	21,513	0,1666	10,901	0,0400	1120,00	383,00
15	Entrada R-II	0,4891	0,0652	7,5015	0,0912	2,3228	0,0394	1118,00	383,00
16	Primário R-II	0,1312	0,0208	6,3077	0,1627	0,1640	2,3622	1116,00	377,45
17	Primário R-II	0,1312	0,0208	6,3077	0,1627	0,9384	2,5262	1114,00	371,88
18	Saída R-II	0,1404	0,0123	11,414	0,1251	3,4252	0,0394	1030,00	371,88
19	Bypass R-II	0,1660	0,0218	7,6147	0,1666	0,0006	0,0394	1027,00	373,47

Na Tabela III.1 são apresentados os dados geométricos e de operação de todos os volumes de controle.

Particularmente, com referência aos volumes de controle que representam as tubulações, destacamos que foi utilizado o critério de agrupamento de linhas de fluxo, tendo em vista a redução do tempo de computação e da área de memória de computador utilizada. Tal agrupamento justifica-se na visão de um comportamento termohidráulico similar em cada linha de fluxo quando tomadas separadamente. A combinação de seções de tubulações de diferentes geometrias, é, em determinadas condições, desejável, desde que o fluido dentro dessas tubulações não apresente grandes gradientes de pressão ou temperatura. Desta forma, alguns graus de precisão podem ser sacrificados no interesse da economia do tempo de processamento. Sempre que tais simplificações forem possíveis, alguns cuidados especiais devem ser tomados para que o novo sistema agrupado e o sistema real possuam as mesmas perdas de carga por atrito e as mesmas propriedades inerciais do fluido. Para garantir essas igualdades, os parâmetros geométricos dos volumes agrupados devem ser calculados segundo as seguintes expressões, recomendadas pelo manual do código RELAP4 /1 /:

a) Componentes conectados em série:

$$V_C = \sum_{i=1}^n V_i \quad (3.1)$$

$$A_C = \frac{\sum_{i=1}^n V_i}{\sum_{i=1}^n (V_i/A_i)} \quad (3.2)$$

$$D_c = \frac{(\sum_{i=1}^n V_i) / A_c^3}{(V_i / D_i A_i^3)} \quad (3.3)$$

b) Componentes conectados em paralelo:

$$V_c = \sum_{i=1}^n V_i \quad (3.4)$$

$$A_c = \sum_{i=1}^n A_i \quad (3.5)$$

$$D_c = D_i \quad (3.6)$$

onde: V_c = volume do conjunto agrupado
 V_i = volume de cada secção
 A_c = área de fluxo do conjunto agrupado
 A_i = área de fluxo em cada secção
 D_c = diâmetro equivalente do conjunto agrupado
 D_i = diâmetro equivalente de cada secção
 n = número de secções agrupadas

Os dados geométricos dos volumes 2,3,7,10,11,13,14,15 , 18 e 19 obtidos utilizando as relações (3.1) a (3.6), são apresentados na Tabela III.1.

3.2.3- Dados Geométricos e de Operação das Junções

Na Tabela III.2, são apresentados os dados geométricos e de operação, referentes às junções que conectam os volumes de controle utilizados na modelagem do Circuito Experimental de

Água.

Os valores de inércia que constam da Tabela III.2, podem ser calculados pelo programa, ou fornecidos como dados de entrada. Neste trabalho, foram calculados segundo a expressão / 1,21 /:

$$I = 0,5 \left\{ \frac{V_k}{A_k^2} + \frac{V_l}{A_l^2} \right\} \quad (3.7)$$

onde: I = inércia na junção

V = volume

A = área de fluxo

k,l = subscritos referentes a dois volumes de controle consecutivos e genéricos k,l

Pelo fornecimento de valores de pressão estática para cada volume de controle, é implícita uma distribuição de perdas de pressão dentro do sistema. A especificação de pressões estáticas em dois volumes conectados, é interpretada como sendo a mudança brusca de pressão estática entre os centros geométricos dos volumes, resultante da adição algébrica dos termos de variação de pressão que formam a equação de escoamento do fluido. O código RELAP4, exige mais dados de entrada do que o necessário, existindo, pois, uma 'sobre-especificação', devida à entrada simultânea de pressões, vazões de massa, geometria e coeficientes de perda de carga. Isso pode resultar em conflitos, e para que sejam resolvidas essas possíveis incompatibilidades, o código introduz um coeficiente residual de perda de carga em cada junção, o qual representa a diferença entre a variação da pressão fornecida como dados de entrada (ΔP entre dois volumes) e a variação

calculada nas bases da vazão de massa, geometria e coeficientes de perda de carga devida à mudança por forma.

O fluxo de massa em todas as junções é assumido como sendo inicialmente estacionário. Qualquer desbalanceamento é automaticamente absorvido no coeficiente residual, que é aplicado igualmente durante todo o transiente. Com os dados de entrada, são calculados os coeficientes de perda de carga devida à mudança de forma (contração ou expansão súbita), no sentido normal e reverso, utilizando as expressões / 1,6 /:

a) Para uma expansão súbita:

$$K_f = \left(1 - \frac{A_j}{A_k}\right)^2 \quad (3.8)$$

b) Para uma contração súbita:

$$K_f = 0,45 \left(1 - \frac{A_j}{A_1}\right) \quad (3.9)$$

onde: K_f = coeficiente de perda de carga por mudança de forma

A_j = área da junção

A_k = área do volume à jusante

A_1 = área do volume à montante

Os valores dos coeficientes de perda de carga devida à mudança de forma no sentido normal e reverso foram calculados pelas expressões (3.8) e (3.9) e encontram-se na Tabela III.2

Segundo o processo de modelagem utilizado pelo código RE LAP4, quaisquer resistências à passagem do fluido (válvulas,

Tabela III.2 - Dados Geométricos e Operacionais das Junções Utilizadas

Junção	Area ft ²	Diâm. ft	Elevação ft	Vazão lbn/s	Inércia ft-l	Coefic. de perda por forma		Coefic. Residual
						Normal	Reverso	
1	0,0491	0,2500	1,34840	45,998	190,628	0,0133399	0,0008787	1,094500
2	0,0200	0,1596	10,9420	18,760	1703,02	20,266701	20,251255	0,043900
3	0,0111	0,1188	1,97830	18,760	1709,34	0,2002500	0,1980250	3,233300
4	0,0111	0,1188	5,91530	18,760	354,679	0,0	0,0	0,639315
5	0,0111	0,1188	9,85240	18,760	354,679	0,0	0,0	1,620680
6	0,0111	0,1188	13,7894	18,760	969,150	0,2409100	0,2208720	0,351448
7	0,0218	0,1666	21,0761	18,760	252,700	0,3181000	0,2538000	0,395529
8	0,0500	0,2523	19,6785	18,760	629,080	0,0	0,0	4,979600
9	0,0311	0,1990	18,2808	18,760	252,700	0,1701000	0,1428840	3,953070
10	0,0123	0,1251	14,7638	0,0	1399,25	0,2720260	0,3654220	0,0
11	0,0123	0,1251	13,9436	0,0	765,470	0,9532520	0,4393560	0,0
12	0,0311	0,1990	1,00000	18,760	780,441	0,0	0,0	1,859670
13	0,0311	0,1990	0,0	45,998	1,56960	0,1485140	0,1734190	0,351800
14	0,0218	0,1666	10,9416	27,238	664,456	0,2502040	0,3091450	0,005063
15	0,0218	0,1666	0,04000	23,380	550,962	0,4430820	0,2995400	0,251262
16	0,0208	0,1627	2,36220	23,380	209,154	0,3064420	0,4637360	0,059744
17	0,0208	0,1627	2,52620	23,380	303,254	0,0	0,0	0,337120
18	0,0123	0,1251	3,46460	23,380	615,637	10,183894	10,166998	1,247600
19	0,0123	0,1251	0,03940	23,380	638,658	0,0	0,0	0,043470
20	0,0218	0,1666	0,04000	3,8575	668,083	1590,0000	1590,0000	8,990000
21	0,0218	0,1666	0,03940	27,237	312,002	0,0	0,0	1,039280
22	0,0400	0,2257	4,00000	0,0	1532,00	0,0	0,0	0,0

cotovelos, filtros etc.), devem ter seus respectivos coeficientes de perda de carga, somados ao coeficiente de perda de carga por mudança de forma. Este coeficiente resultante, somado ao coeficiente residual e ao fator de perda de carga devido ao comprimento reto, formam o coeficiente total de perda de carga a ser utilizado nas equações do fluido. A diferença de pressão entre dois volumes consecutivos é, então, obtida pela expressão:

$$\Delta P = \left(f \frac{L}{D} + K_f + K_c + K_r \right) \frac{\rho v^2}{2} \frac{1}{144g} \quad (3.10)$$

onde: ΔP = diferença de pressão entre dois volumes consecutivos k,l

ρ = densidade do fluido

v = velocidade do fluido

f = coeficiente de perda de carga por atrito

L = comprimento do tubo reto

D = diâmetro do tubo reto

K_f = coeficiente de perda de carga por mudança de forma

K_c = coeficiente total de perda de carga por resistência de válvulas, filtros, cotovelos etc.

K_r = coeficiente residual de perda de carga

g = aceleração da gravidade

$f \frac{L}{D}$ = fator de perda de carga devido ao comprimento reto

Sempre que a queda de pressão, fornecida como dado de entrada, exceder a queda de pressão calculada a partir dos dados restantes de entrada, um resíduo positivo resulta des-

ta diferença. Para uma queda de pressão menor do que a calculada, o resíduo será negativo. Quando este valor negativo for maior do que o coeficiente de perda de carga fornecido como entrada, a execução do programa será terminada, pois, neste caso existiria um atrito 'negativo', uma situação fisicamente incorreta. Desta forma, os valores do coeficiente residual encontrados na Tabela III.2 são tais que os dois membros da equação (3.8) se igualam.

3.2.4- Balanço Térmico

Como foi mencionado no item 3.1, é necessário fazer também o balanço térmico de todo o modelo. O código RELAP4 não possui um modo artificial de compensar um eventual desequilíbrio do balanço térmico, como faz no caso da pressão pela introdução de um coeficiente residual. Desta forma, é preciso que haja um perfeito equilíbrio entre a energia gerada e a dissipada. Para isso, é necessário que se faça o balanço térmico do sistema como um todo, partindo do princípio de que toda a energia gerada na seção de testes é consumida nos resfriadores. Pode ser somada também a energia térmica fornecida pela bomba, porém, no caso do Circuito Experimental de Água do C.E.N., essa energia não foi considerada por ser muito baixa. Também as perdas térmicas para o ambiente através dos componentes e das tubulações não foram consideradas, devido ao isolamento térmico existente. Além de se tomar o balanço térmico para o sistema como um todo, deve-se fazer também um balanço térmico individual para cada componente ativo (seção de testes e resfriadores), considerando as diferen-

ças da entalpia de entrada e de saída dos seus respectivos volumes de controle.

O fato da temperatura de cada componente ser considerada no seu centro geométrico pode causar problemas nos componentes ativos, que possuem entalpia na saída maior (seção de testes) ou menor (resfriadores) do que no centro (Figura 3.2). O código, normalmente, calcula as entalpias na junção de saída do fluxo no volume, como sendo igual à entalpia do centro do volume, lugar onde são consideradas a temperatura e a pressão fornecidas como entrada. Porém, o fato de se assumir a entalpia de saída igual a entalpia do centro do volume, implica em um cálculo errôneo de diferenças de entalpias nos componentes ativos, o que vai gerar instabilidades no balanço de energia. Deste modo, foi decidido utilizar a temperatura média do volume de controle (que é um dado de entrada), como sendo a temperatura calculada na junção de saída do volume para que exista um equilíbrio térmico. Isso não prejudica a simulação, uma vez que a seção de testes e os resfriadores foram nodalizados em mais de um volume, sendo desta forma melhorada a distribuição de entalpia (Figura 3.3). O código, vai calcular o balanço térmico utilizando a entalpia correta na junção, sendo esse balanço, igual ao calculado previamente para efeito de distribuição de temperaturas no C.E.A.

3.2.5- Transferência de Calor

Os fatores que envolvem o processo de transferência de calor no sistema, devem ser calculados previamente e testa -

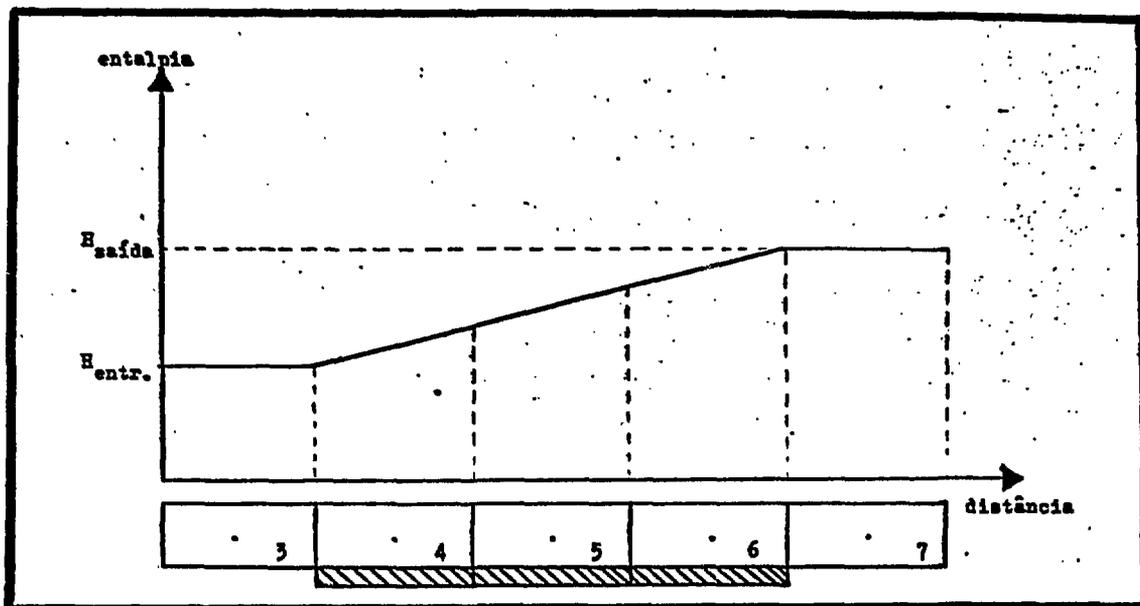


Figura 3.2 - Distribuição Real de Entalpia na Seção de Testes

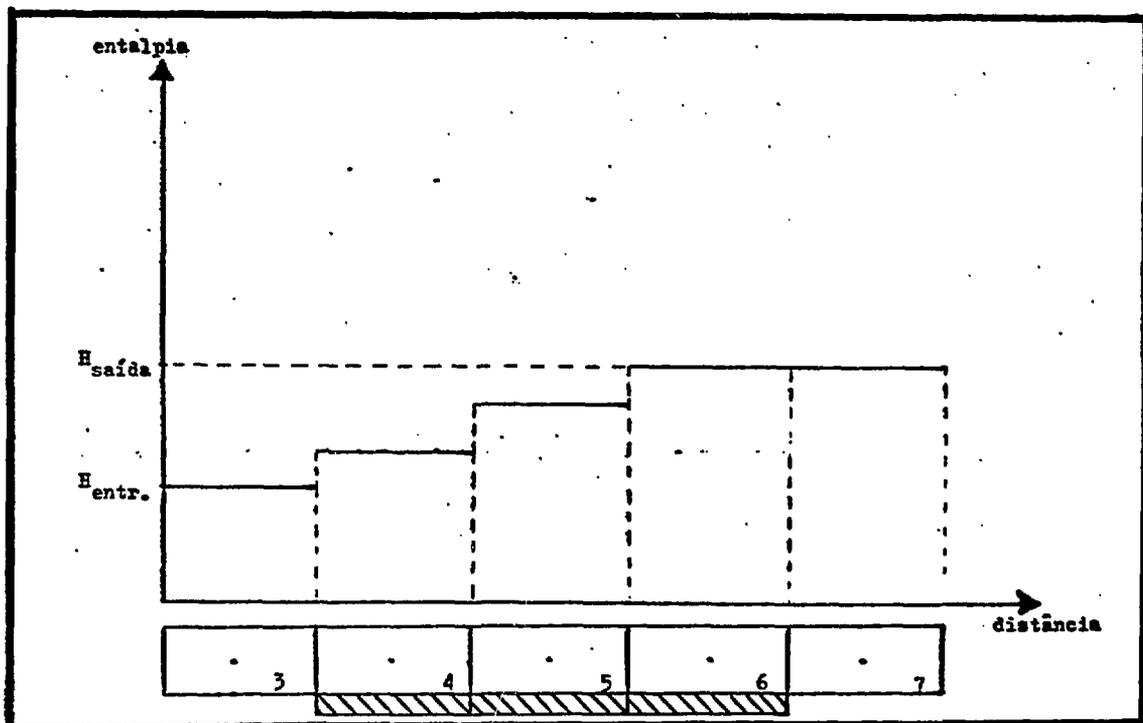


Figura 3.3 - Distribuição de Entalpia no Modelo da Seção de Testes

dos, de forma que exista uma coerência entre suas relações, já que, muitos deles, são interdependentes. Assim, por exemplo, as condições de vazão de massa, área de escoamento, condutibilidade térmica, densidade, viscosidade e calor específico, definem a convecção forçada, traduzida por um coeficiente de transferência de calor, h . Essas condições, devem permitir a coerente geração ou consumo de energia estipulada para cada componente.

Um dos fatores que influenciam a transferência de calor e pode contribuir para a instabilidade da simulação, é a área de fluxo no casco dos resfriadores, relativa às dimensões e disposição das chicanas. Na Figura 3.4, é apresentado um esquema representativo dos resfriadores I e II. Segundo Kern /18/, a área de fluxo através das chicanas pode ser expressa na seguinte forma:

$$A_f = \sqrt{A_1 \times A_2} \quad (3.11)$$

onde: A_f = área de fluxo através das chicanas
 A_1 = área de fluxo paralelo aos tubos 'U', conforme Figura 3.5
 A_2 = área de fluxo transversal aos tubos 'U'

A área de fluxo transversal (A_2) aos tubos 'U', pode ser calculada como sendo:

$$A_2 = \frac{ID \times C' \times B}{P_t \times 144} \quad (3.12)$$

onde: ID = diâmetro interno da carcaça
 C' = espaço entre dois tubos 'U' conforme Figura 3.6

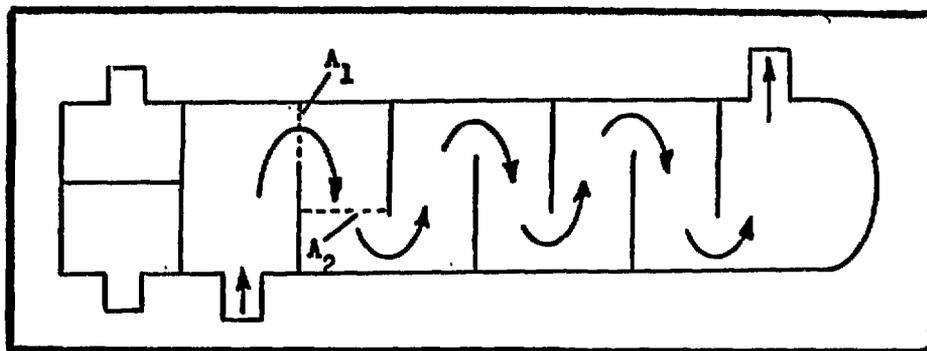


Figura 3.4 - Fluxo no casco do resfriador

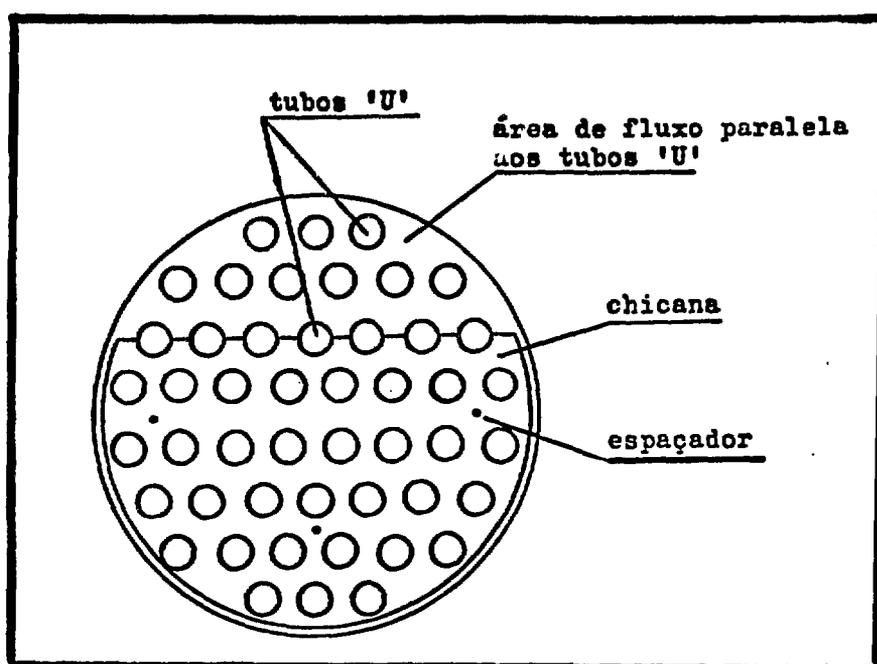


Figura 3.5 - Corte Transversal do Casco de um Resfriador

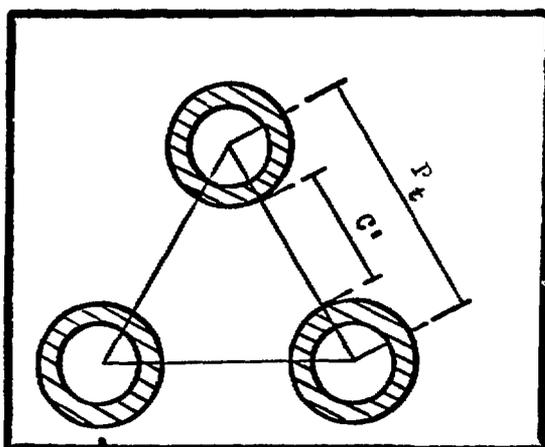


Figura 3.6 - Detalhe do Arranjo dos Tubos "U"

B = espaçamento entre chicanas (ver Figura 3.4)

P_t = distância entre os centros dos tubos, conforme
Figura 3.6

A área equivalente de fluxo, é utilizada para o dimensionamento da capacidade do resfriador em termos de transferência de calor, quando for modelado o seu secundário. Essa área, é utilizada para o cálculo da velocidade do fluxo e do diâmetro equivalente, que compõem a expressão /10/:

$$h = 0,023 \frac{K}{D} \left(\frac{Dv\rho}{\mu} \right)^{0,8} \left(\frac{C_p \mu^{0,4}}{K} \right) \quad (3.13)$$

onde: v = velocidade do fluido = $\frac{\dot{m}}{\rho A_f}$

D = diâmetro equivalente

h = coeficiente de transferência de calor

ρ = densidade do fluido

\dot{m} = vazão de massa

K = condutibilidade térmica

C_p = calor específico

μ = viscosidade

A expressão (3.13) é utilizada pelo código RELAP4 para o cálculo do coeficiente de transferência de calor das barras de aquecimento na seção de testes e dos tubos 'U' dos resfriadores.

No caso do Circuito Experimental de Água do C.E.N., não foi utilizado o modelo dos secundários dos resfriadores tendo em vista a simplificação do modelo e economia de processamento. Desta forma, foi utilizado um recurso do código, que é o de simular o secundário através de uma retirada constante'

de calor, dimensionada através de um coeficiente de transferência de calor constante, considerado na placa de calor. Assim, é conseguida uma melhor estabilidade no balanço térmico e maior economia no tempo de computação e área de memória. Porém, o resfriador I possui o fluxo primário através do casco, ao contrário dos geradores de vapor convencionais, nos quais o fluxo primário passa através dos tubos 'U'. Assim, foi necessário o cálculo da área equivalente através das chicanas, para o fluxo da água de processo. A área de fluxo do primário do resfriador II foi calculada normalmente, considerando o agrupamento dos tubos 'U'. Na Tabela III.3, temos os dados de placas de calor calculados a partir das características geométricas da seção de testes e resfriadores, apresentadas no Capítulo 2.

3.2.6- Propriedades dos Materiais

No código RELAP4, já são incorporadas as propriedades da água, entretanto, é necessário especificar as propriedades dos demais materiais. Para isso, o código requer uma tabela de condutibilidade térmica x temperatura e uma tabela de capacidade volumétrica de calor x temperatura. Os materiais utilizados no modelo são o aço inox 304 (elementos aquecedores e tubos 'U') e o ar (interior dos elementos aquecedores). As Tabelas III.4 e III.5 mostram os valores de condutibilidade térmica e capacidade volumétrica de calor respectivamente.

Tabela III.3 - Dados das Placas de Calor do Modelo

Placa	Area de transferência de calor ft ²		Volume da placa ft ³	Diâmetro do canal ft	Comprim. do canal ft	Fração da Potência (*)	Coeficiente de transf. Btu/ft ² hr ^o F
	esquerda	direita					
1	0,0	3,9183	0,0345	0,0361	3,9370	0,33000	—
2	0,0	3,9184	0,0345	0,0361	3,9371	0,34000	—
3	0,0	3,9183	0,0345	0,0361	3,9370	0,33000	—
4	25,3680	20,970	0,1257	0,2576	5,1600	-0,3884	1392,59
5	25,3680	20,970	0,1257	0,2576	5,1600	-0,3884	1392,59
6	10,2020	12,342	0,0611	0,1596	6,3100	-0,1116	1876,50
7	10,2020	12,342	0,0611	0,1596	6,3100	-0,1116	1876,50

(*) Potência gerada

Potência consumida (-)

Tabela III.4 - Condutibilidade Térmica do Aço Inox 304 e do Ar

Aço Inox - 304		Ar	
T (°F)	K (Btu/hr.ft.°F)	T (°F)	K (Btu/hr.ft.°F)
0	9,00	300	0,0193
200	9,00	400	0,0212
800	11,0	500	0,0231
1600	15,0	600	0,0250
-	-	700	0,0268

Tabela III.5 - Capacidade Volumétrica de Calor (ρC) do Aço Inox 304 e do Ar

Aço Inox - 304		Ar	
T (°F)	ρC (Btu/°Fft ³)	T (°F)	ρC (Btu/°Fft ³)
200	60,0	300	0,0193
400	61,3	400	0,0212
600	64,3	500	0,0231
800	67,1	600	0,0250
2200	80,0	700	0,0268

4 - RESULTADOS

4.1- Estado Estacionário

A preparação do modelo para simulação de acidentes, requer um ajuste dos parâmetros do sistema de modo a representar com o máximo de precisão o funcionamento real do circuito. De outro modo, não seria possível distinguir nas listagens de saída, o que representa o transiente propriamente dito, pois teríamos uma parte dos valores divergindo naturalmente, independentemente da ocorrência de um acidente. Por esse motivo, o primeiro caso a ser analisado é o caso estacionário. Na Tabela IV.1 apresentamos os resultados obtidos com o RELAP4 em diversas seções do Circuito Experimental de Água. Na mesma tabela podemos observar que os valores após 100 segundos de simulação são relativamente iguais aos valores iniciais.

No sistema real do Circuito Experimental de Água, há um controle automático e permanente da pressão, temperatura e vazão dos diversos componentes do circuito, de maneira a manter o conjunto todo em regime estacionário. É o caso do pressurizador, por exemplo, que possui aquecedores de compensação e um sistema de "spray" de condensação para manter a pressão no nível desejado. Na simulação, contudo, não é possível representar esse recurso, e a pressão pode apresentar oscilações, ou mesmo divergir do valor dado como inicial. Dentro de uma certa faixa, porém, essa variação é desprezível. Podemos observar na Tabela IV.1 que no caso do Circuito Experimental de

Água esse valor é de cerca de 3 psi, o que representa uma variação de 0,3% do valor inicial depois de 100 segundos de simulação. É um valor considerado aceitável, dentro dos padrões do código.

Os parâmetros mostrados na Tabela IV.1 são:

- temperatura da água na bomba (vol. 1)
- pressão na bomba (vol.1)
- pressão no pressurizador (vol.12)
- temperatura na seção de testes (vol.5)
- pressão na seção de testes (vol.5)
- temperatura no resfriador I (vol.9)
- vazão de massa na bomba (jun.1)
- vazão de massa na seção de testes (jun.5)
- temperatura na superfície dos elementos aquecedores - parte superior da seção de testes (placa 3)

Outro fator que também contribue para que ocorram pequenas divergências é o método de modelação das placas de calor na seção de testes e nos resfriadores. Quando as placas são modeladas, supõe-se todo o conjunto de barras como sendo agrupadas em um só elemento. Assim, por exemplo, o arranjo de 9 barras da seção de testes é modelado em um só volume de controle cuja área de fluxo e área de transferência de calor são iguais à soma das áreas individuais correspondentes. Com isso, são perdidos alguns pontos no que se refere à precisão da simulação, porém, se fossem modelados os canais individuais de fluxo através das barras, ocorreria um aumento muito grande no tempo de processamento e conseqüente elevação do custo. Quando for necessária uma avaliação mais detalhada de um certo com

ponente, como por exemplo, a seção de testes, deverá ser feito um modelo específico do componente, sendo este considerado fora do sistema, o qual é representado por condições de contorno. O código permite esse tipo de análise que é de muito interesse para o estudo do canal quente do caroço /8/ .

No Apêndice C encontra-se uma listagem completa de saída fornecida pelo código RELAP4, mostrando o estado estacionário do Circuito Experimental de Água do CEN em um tempo de simulação de 100 segundos. Os dados de entrada encontram-se no Apêndice C.

4.2- Transientes

A aplicação do modelo proposto do Circuito Experimental de Água é muito ampla, podendo ser simulada uma série de transientes de interesse. Dentro desse esquema, foram escolhidos alguns tipos de acidentes que servirão de base analítica aos pesquisadores e operadores do CEA.

Para a simulação dos eventos mencionados acima, com o código RELAP4, são necessárias algumas informações que são especificadas na seção 'controle de eventos' (trip controls) dos cartões de entrada. Para um melhor entendimento, esta seção está dividida em três partes:

- 1- condições limites
- 2- tipos de acidentes
- 3- acionamento dos dispositivos de segurança

As condições limites representam situações em que um valor crítico e perigoso é atingido e que significaria a destruição de um ou vários componentes do sistema. Foram impostas as seguintes condições limites:

- temperatura na placa mais quente = 1500°F (ponto de fusão do aço inox dos elementos aquecedores).
- temperatura na bomba = 500°F (limite previsto pelo fabricante).
- pressão de saída da bomba = 1280 psi (90 atm.) - limite previsto no projeto do circuito.

Ao ser atingido um desses valores, o programa é imediatamente interrompido. A pressão e temperatura em qualquer ponto do circuito não devem ultrapassar os valores estipulados acima, porém, nem todas as condições podem ser impostas nos cartões de controle de eventos. Desta forma, as condições limites dos parâmetros restantes serão analisadas somente nas listagens de saída e, se for alcançada alguma dessas condições, os resultados apresentados a partir desse ponto não deverão ser considerados.

Os resultados obtidos são de grande valia na determinação dos pontos críticos do sistema real. Obviamente, esses pontos críticos receberão instrumentação adequada para prevenir possíveis acidentes.

Um ponto de muito interesse na análise de transientes, é quando o fluxo de calor na superfície das barras aquecedoras atinge o valor crítico ("burn-out"). Nesta situação, a temperatura da superfície da barra vai ser elevada bruscamente devido a um mecanismo de transferência de calor, podendo atingir o ponto de fusão. Mas, mesmo que o ponto de fusão não seja atingido, o

"burn-out" representa um fenômeno perigoso, pois vai gerar tensões térmicas que tiram a confiabilidade do material.

Alguns transientes simulados neste trabalho apresentam um comportamento bastante suave e não chegam a atingir uma situação perigosa para o sistema. É o caso das falhas de bomba com desligamento da seção de testes. A faixa de observação nestes casos, vai desde o estado estacionário até que o sistema caminhe para uma nova situação de equilíbrio, onde as condições críticas tenham sido ultrapassadas. Para os outros casos, a faixa de observação vai desde o estado estacionário até que o sistema atinja uma das condições limites descritas acima (incluindo o "burn-out").

Quanto aos tipos de acidentes, basicamente consideramos três tipos principais:

- Parada de bomba
- Perda de refrigerante
- Variação na potência gerada

Para esses tipos de acidentes temos as seguintes condições pré-determinadas para o acionamento dos dispositivos de segurança:

- Parada da bomba quando houver cavitação
- Desligamento da seção de testes quando houver parada de bomba
- Desligamento da seção de testes quando a vazão na seção for menor do que 10 lbm/s (protetor de subvazão)
- Desligamento da seção de testes quando a pressão no circuito for maior do que 1140 psi

Com referência aos três tipos básicos de acidentes já mencionados, seis modalidades (transientes) serão analisadas:

- Parada de bomba com desligamento simultâneo da seção de testes
- Parada de bomba com desligamento da seção de testes através do protetor de subvazão
- Parada de bomba sem desligamento da seção de testes
- Ruptura na perna fria com desligamento da seção de testes
- Ruptura na perna fria sem desligamento da seção de testes
- Variação na potência gerada na seção de testes

A seguir apresentamos os resultados obtidos na simulação de cada um destes seis transientes.

4.2.1- Transiente I - Parada de bomba com desligamento simultâneo da seção de testes

Para a realização deste evento foi considerada uma falha no funcionamento normal da bomba, devido a um mal funcionamento no motor da bomba ou desligamento da tensão de alimentação. Uma vez desligada a bomba, o sistema de segurança da seção de testes é acionado automaticamente, desligando-a em 0,2 segundos. Esse atraso é devido à inércia dos vários componentes do sistema, como transdutores, relés etc.

O programa RELAP4 limita sua saída em apenas 9 (nove) variáveis de edição em relação ao tempo. Desta forma, para evi-

RELAP5/003 11/11/77 (54) KVM RELAP5 THERMAL HYDRAULIC ANALYSIS PROGRAM
CIRCUIT EXPERIMENTAL - TRANSIENTE I

03/11/80

CPU TIME	WATER TEMP	AVG PRESS	WATER TEMP	AVG PRESS	PUMP SPEED	FLOW	LB/	FLOW	LB/	SAT-PRESS	SUR TEMP
SEC	F	PSIA	F	PSIA	VOL 1 RPM	JUL 1	SEC	JUL 5	SEC	PSI	F
4.00000	3.61310	1.07310	3.61310	1.07310	3.61310	3.61310	01	1.07310	01	1.07310	3.61310
4.00000	3.61270	1.07270	3.61270	1.07270	3.61270	3.61270	01	1.07270	01	1.07270	3.61270
6.00000	3.60890	1.06890	3.60890	1.06890	3.60890	3.60890	01	1.06890	01	1.06890	3.60890
8.00000	3.60250	1.06250	3.60250	1.06250	3.60250	3.60250	01	1.06250	01	1.06250	3.60250
10.00000	3.59250	1.05250	3.59250	1.05250	3.59250	3.59250	01	1.05250	01	1.05250	3.59250
12.00000	3.57850	1.03850	3.57850	1.03850	3.57850	3.57850	01	1.03850	01	1.03850	3.57850
14.00000	3.56150	1.02150	3.56150	1.02150	3.56150	3.56150	01	1.02150	01	1.02150	3.56150
16.00000	3.54250	1.00250	3.54250	1.00250	3.54250	3.54250	01	1.00250	01	1.00250	3.54250
18.00000	3.52150	0.98150	3.52150	0.98150	3.52150	3.52150	01	0.98150	01	0.98150	3.52150
20.00000	3.49850	0.95850	3.49850	0.95850	3.49850	3.49850	01	0.95850	01	0.95850	3.49850
22.00000	3.47350	0.93350	3.47350	0.93350	3.47350	3.47350	01	0.93350	01	0.93350	3.47350
24.00000	3.44750	0.90750	3.44750	0.90750	3.44750	3.44750	01	0.90750	01	0.90750	3.44750
26.00000	3.42100	0.88100	3.42100	0.88100	3.42100	3.42100	01	0.88100	01	0.88100	3.42100
28.00000	3.39450	0.85450	3.39450	0.85450	3.39450	3.39450	01	0.85450	01	0.85450	3.39450
30.00000	3.36800	0.82800	3.36800	0.82800	3.36800	3.36800	01	0.82800	01	0.82800	3.36800
32.00000	3.34150	0.80150	3.34150	0.80150	3.34150	3.34150	01	0.80150	01	0.80150	3.34150
34.00000	3.31500	0.77500	3.31500	0.77500	3.31500	3.31500	01	0.77500	01	0.77500	3.31500
36.00000	3.28850	0.74850	3.28850	0.74850	3.28850	3.28850	01	0.74850	01	0.74850	3.28850
38.00000	3.26200	0.72200	3.26200	0.72200	3.26200	3.26200	01	0.72200	01	0.72200	3.26200
40.00000	3.23550	0.69550	3.23550	0.69550	3.23550	3.23550	01	0.69550	01	0.69550	3.23550
42.00000	3.20900	0.66900	3.20900	0.66900	3.20900	3.20900	01	0.66900	01	0.66900	3.20900
44.00000	3.18250	0.64250	3.18250	0.64250	3.18250	3.18250	01	0.64250	01	0.64250	3.18250
46.00000	3.15600	0.61600	3.15600	0.61600	3.15600	3.15600	01	0.61600	01	0.61600	3.15600
48.00000	3.12950	0.58950	3.12950	0.58950	3.12950	3.12950	01	0.58950	01	0.58950	3.12950
50.00000	3.10300	0.56300	3.10300	0.56300	3.10300	3.10300	01	0.56300	01	0.56300	3.10300
52.00000	3.07650	0.53650	3.07650	0.53650	3.07650	3.07650	01	0.53650	01	0.53650	3.07650
54.00000	3.05000	0.51000	3.05000	0.51000	3.05000	3.05000	01	0.51000	01	0.51000	3.05000
56.00000	3.02350	0.48350	3.02350	0.48350	3.02350	3.02350	01	0.48350	01	0.48350	3.02350
58.00000	3.00000	0.46000	3.00000	0.46000	3.00000	3.00000	01	0.46000	01	0.46000	3.00000
60.00000	2.97650	0.43650	2.97650	0.43650	2.97650	2.97650	01	0.43650	01	0.43650	2.97650
62.00000	2.95300	0.41300	2.95300	0.41300	2.95300	2.95300	01	0.41300	01	0.41300	2.95300
64.00000	2.92950	0.38950	2.92950	0.38950	2.92950	2.92950	01	0.38950	01	0.38950	2.92950
66.00000	2.90600	0.36600	2.90600	0.36600	2.90600	2.90600	01	0.36600	01	0.36600	2.90600
68.00000	2.88250	0.34250	2.88250	0.34250	2.88250	2.88250	01	0.34250	01	0.34250	2.88250
70.00000	2.85900	0.31900	2.85900	0.31900	2.85900	2.85900	01	0.31900	01	0.31900	2.85900
72.00000	2.83550	0.29550	2.83550	0.29550	2.83550	2.83550	01	0.29550	01	0.29550	2.83550
74.00000	2.81200	0.27200	2.81200	0.27200	2.81200	2.81200	01	0.27200	01	0.27200	2.81200
76.00000	2.78850	0.24850	2.78850	0.24850	2.78850	2.78850	01	0.24850	01	0.24850	2.78850
78.00000	2.76500	0.22500	2.76500	0.22500	2.76500	2.76500	01	0.22500	01	0.22500	2.76500
80.00000	2.74150	0.20150	2.74150	0.20150	2.74150	2.74150	01	0.20150	01	0.20150	2.74150
82.00000	2.71800	0.17800	2.71800	0.17800	2.71800	2.71800	01	0.17800	01	0.17800	2.71800
84.00000	2.69450	0.15450	2.69450	0.15450	2.69450	2.69450	01	0.15450	01	0.15450	2.69450
86.00000	2.67100	0.13100	2.67100	0.13100	2.67100	2.67100	01	0.13100	01	0.13100	2.67100
88.00000	2.64750	0.10750	2.64750	0.10750	2.64750	2.64750	01	0.10750	01	0.10750	2.64750
90.00000	2.62400	0.08400	2.62400	0.08400	2.62400	2.62400	01	0.08400	01	0.08400	2.62400
92.00000	2.60050	0.06050	2.60050	0.06050	2.60050	2.60050	01	0.06050	01	0.06050	2.60050
94.00000	2.57700	0.03700	2.57700	0.03700	2.57700	2.57700	01	0.03700	01	0.03700	2.57700
96.00000	2.55350	0.01350	2.55350	0.01350	2.55350	2.55350	01	0.01350	01	0.01350	2.55350
98.00000	2.53000	0.00000	2.53000	0.00000	2.53000	2.53000	01	0.00000	01	0.00000	2.53000
100.00000	2.50650	0.00000	2.50650	0.00000	2.50650	2.50650	01	0.00000	01	0.00000	2.50650

Tabela IV.2 - Parâmetros Gerais do CEA no Transiente I

tar a simulação do mesmo transiente duas vezes, foram escolhidas as nove variáveis de maior significado, ou seja, aquelas que dão uma noção geral do sistema. As variáveis restantes foram analisadas nos resumos ("major edits") que o programa apresenta a intervalos de tempos maiores.

Para o Transiente I foram escolhidas as seguintes variáveis:

- Temperatura média na bomba (vol.1)
- Pressão média na bomba (vol.1)
- Temperatura média da seção de testes (vol.5)
- Pressão média na seção de testes (vol.5)
- Rotação da bomba (vol.1)
- Vazão de massa na saída da bomba (jun.1)
- Vazão de massa na seção de testes (jun.5)
- Pressão de saturação na bomba (vol.1)
- Temperatura na superfície dos elementos aquecedores na saída da seção de testes (placa 3)

A Tabela IV.2 mostra a variação desses nove parâmetros com o tempo até 100 segundos de simulação. Os resultados mostrados na Tabela IV.2 foram colocados na forma de gráfico para uma melhor análise do seu comportamento. Para isso utilizou-se o programa S.A.S (Statistical Analysis System). Os resultados estão nas Figuras 4.1 a 4.9.

Nas Figuras 4.1 e 4.3 podemos comparar as quedas da temperatura da bomba e da seção de testes. A queda da temperatura na bomba é mais suave, enquanto que na seção de testes essa queda é mais brusca durante os primeiros 14 segundos, tendendo à con

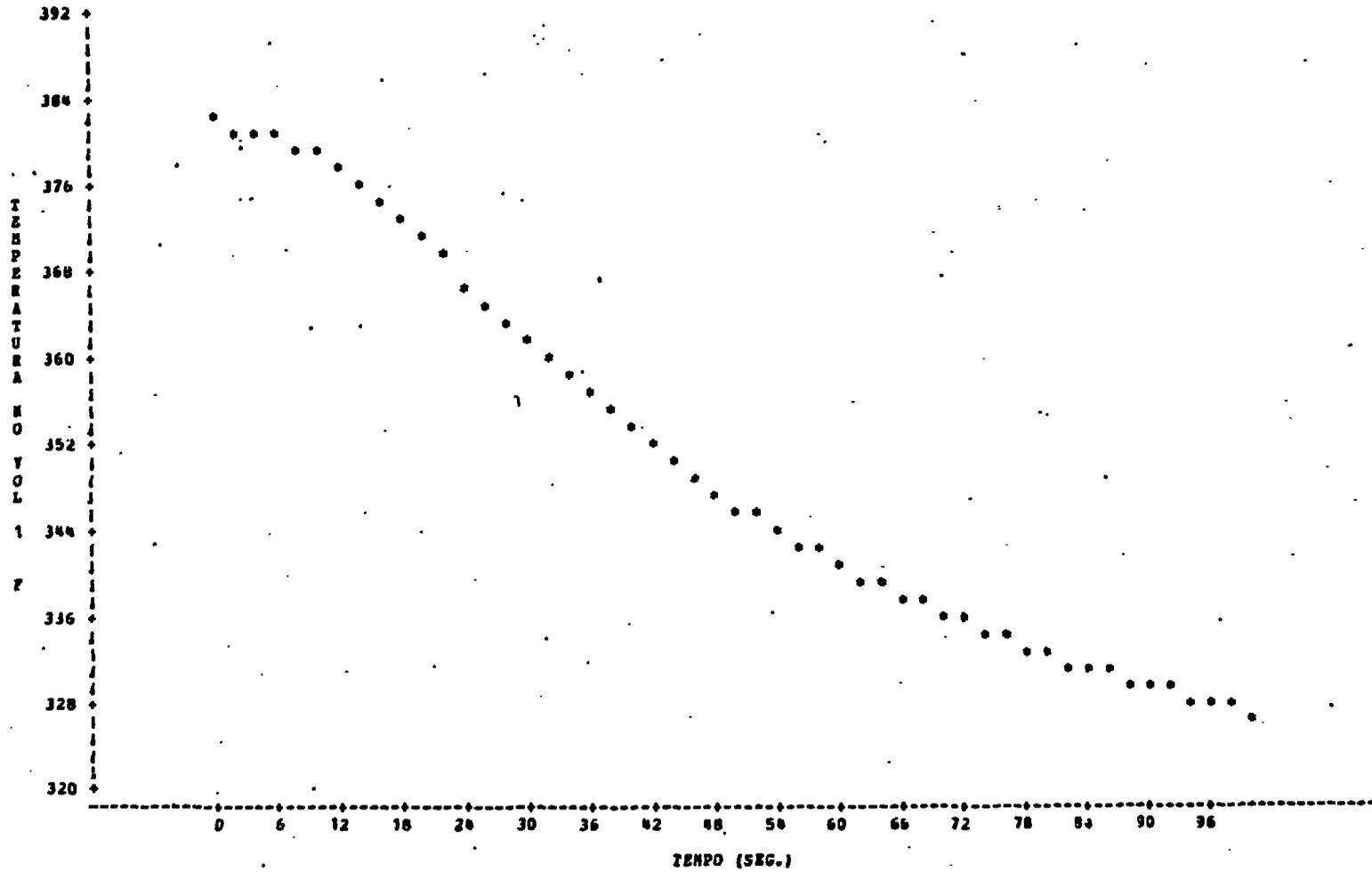
tinuidade após esse valor. Isso é devido ao fato de que a temperatura inicial da água na bomba é a mais baixa do sistema e a temperatura inicial da água na seção de testes é a de maior valor. Uma vez que a potência na seção de testes é cortada em um tempo relativamente pequeno, a temperatura do sistema tende rapidamente a um valor de equilíbrio (que é em torno da temperatura da água da bomba), para depois decrescer devido à perda de calor nos Resfriadores I e II.

As quedas das pressões na bomba e na seção de testes são apresentadas nas Figuras 4.2 e 4.4, respectivamente. Essas quedas são suaves e possuem a mesma característica da queda de rotação da bomba (Figura 4.5) e da variação das vazões de massa na bomba e na seção de testes (Figura 4.6, 4.7).

Se compararmos os valores da pressão na bomba (Figura 4.2) com os respectivos valores da pressão de saturação (Figura 4.8) tomados no tempo, verificamos que a pressão é sempre maior do que o valor de saturação, não ocorrendo, pois, o fenômeno da cavitação. Na Figura 4.9 podemos ver a variação da temperatura na superfície da placa 3 (elementos aquecedores no terço superior da seção de testes). Nota-se que ela acompanha a variação da temperatura da água na mesma região (Figura 4.3), possuindo uma queda brusca até os 376°F , tendendo a se tornar mais suave a partir dos 14 segundos. O processo de transferência de calor, neste caso, foi realizado na fase de convecção forçada subresfriada (ver Apêndice A), ou seja, em nenhum instante os fluxos críticos de calor ("burn-out") foram alcançados.

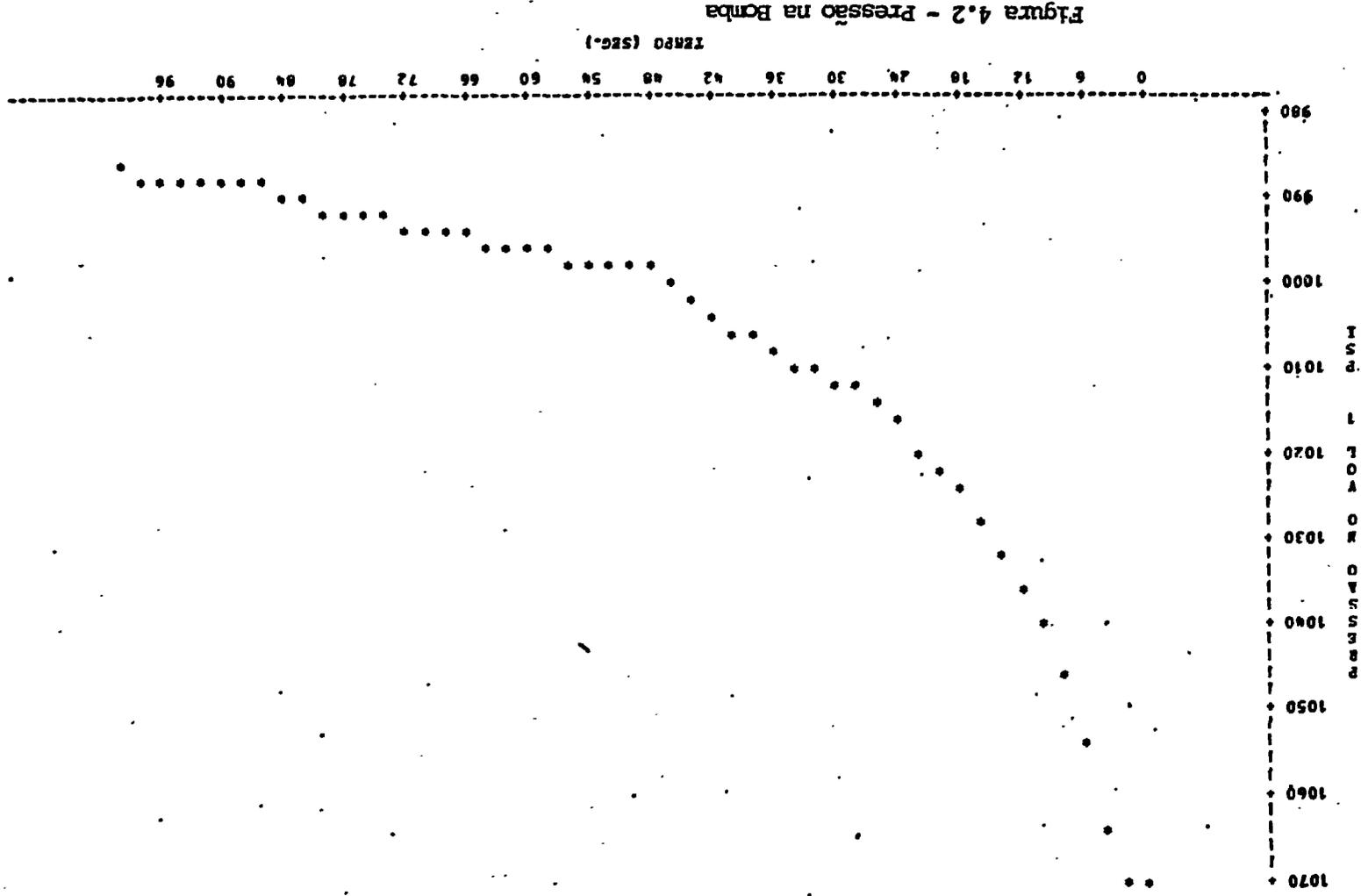
CIRCUITO EXPERIMENTAL DE AGUA - TRANSIENTE I
PARADA DE BOMBA COM DESLIGAMENTO DA SECAO DE TESTE
PLOT OF AT+TEMPO SYMBOL USED IS •

10:25 SUNDAY, MARCH 17, 1960 2



18

Figura 4.1 - Temperatura na Bomba



CINCO EXPERIMENTAL DE AGUA - TRANSIENTE I
 10:23 NCHDX, MARCA 17, 1983 3
 PANADA DE BOMBA COM DESLIZAMENTO DA SECAO DE TESTE
 PLOT OF AP+TEMPD SIMBOL USED IS *

CIRCUITO EXPERIMENTAL DE AGUA - TRANSIENTE I
PARADA DE BOMBA COM DESLIGAMENTO DA SECAO DE TESTE
PLOT OF AT5*TEMPO SYMBOL USED IS *

10:26 MONDAY, MARCH 17, 1980

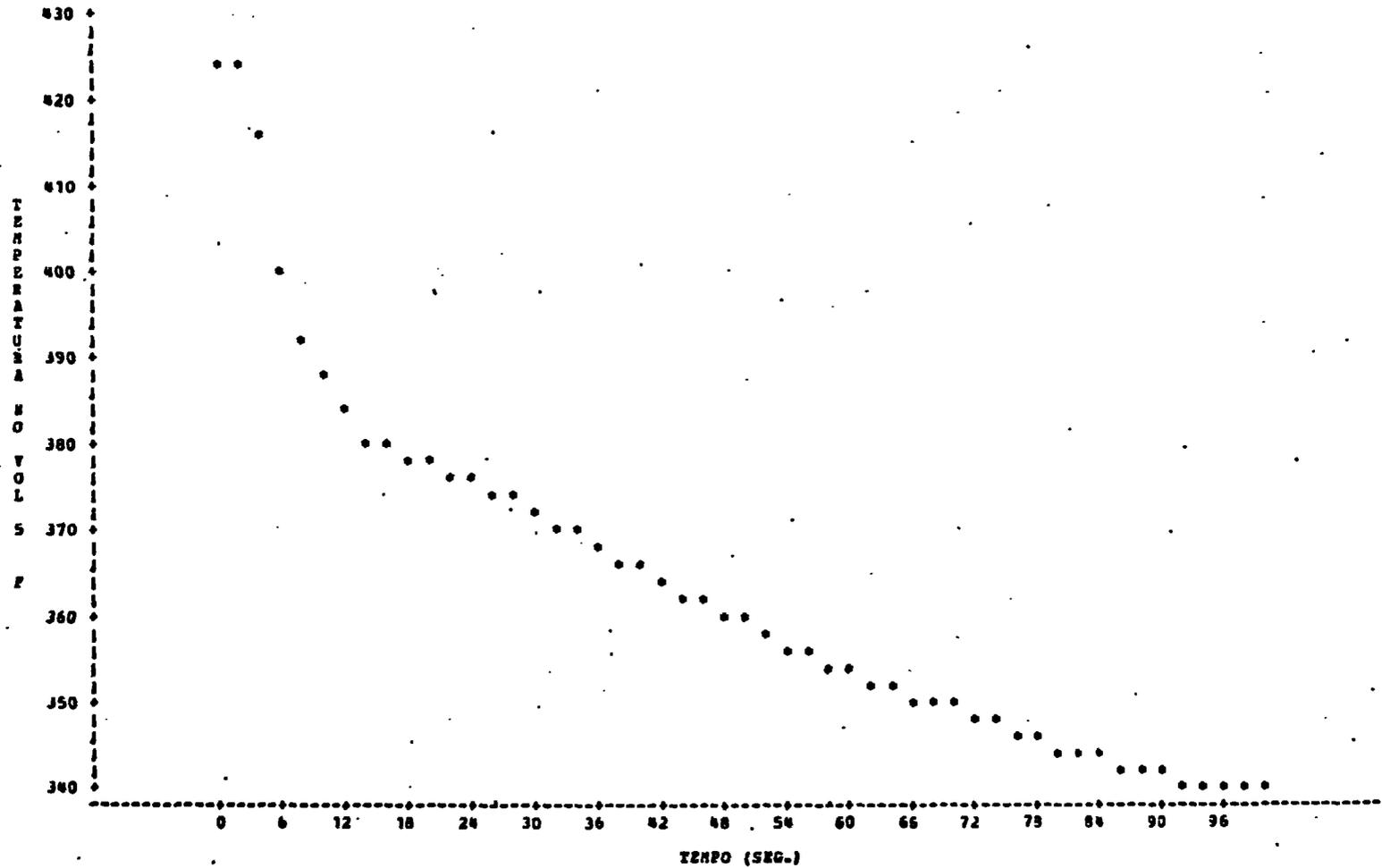


Figura 4.3 - Temperatura no Meio da Seção de Testes

13:23 WEDDAY, MARCH 17, 1980 5

CIRCUITO EXPERIMENTAL DE AGUA - TRANSIENTE I
PARADA DE BOMBA CON DESLIGAMENTO DA SECAO DE TESTE
PLOT OF APS*TEMPO SYMBOL USZO IS *

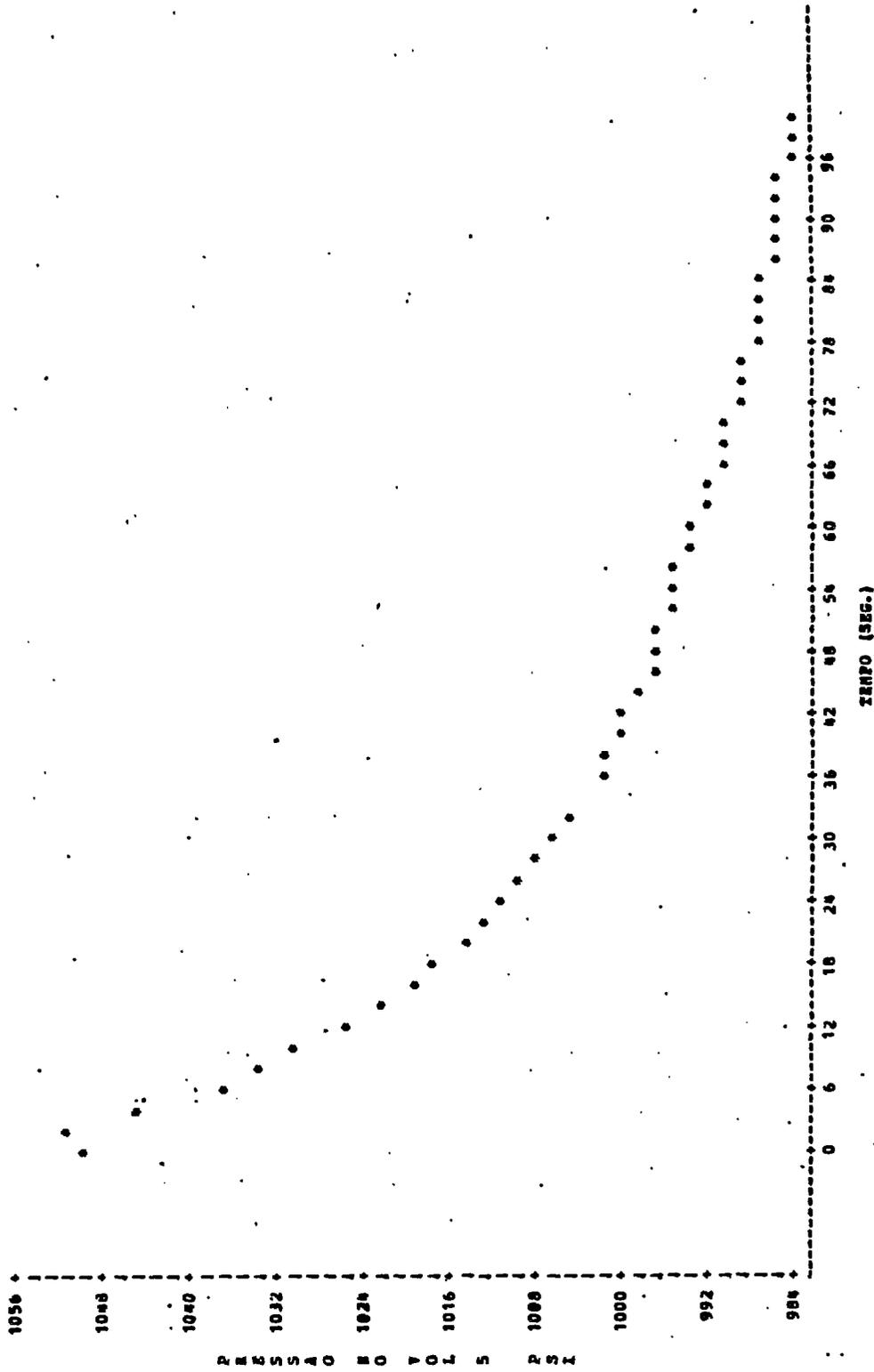


Figura 4.4 - Pressão no Meio da Seção de Testes

CIRCUITO EXPERIMENTAL DE AGUA - TRANSIENTE I
PARADA DE BOMBA COM DESLIGAMENTO DA SECAO DE TESTE
PLOT OF P1*TEMPO SYMBOL USED IS *

10:28 SUNDAY, MARCH 17, 1980 6

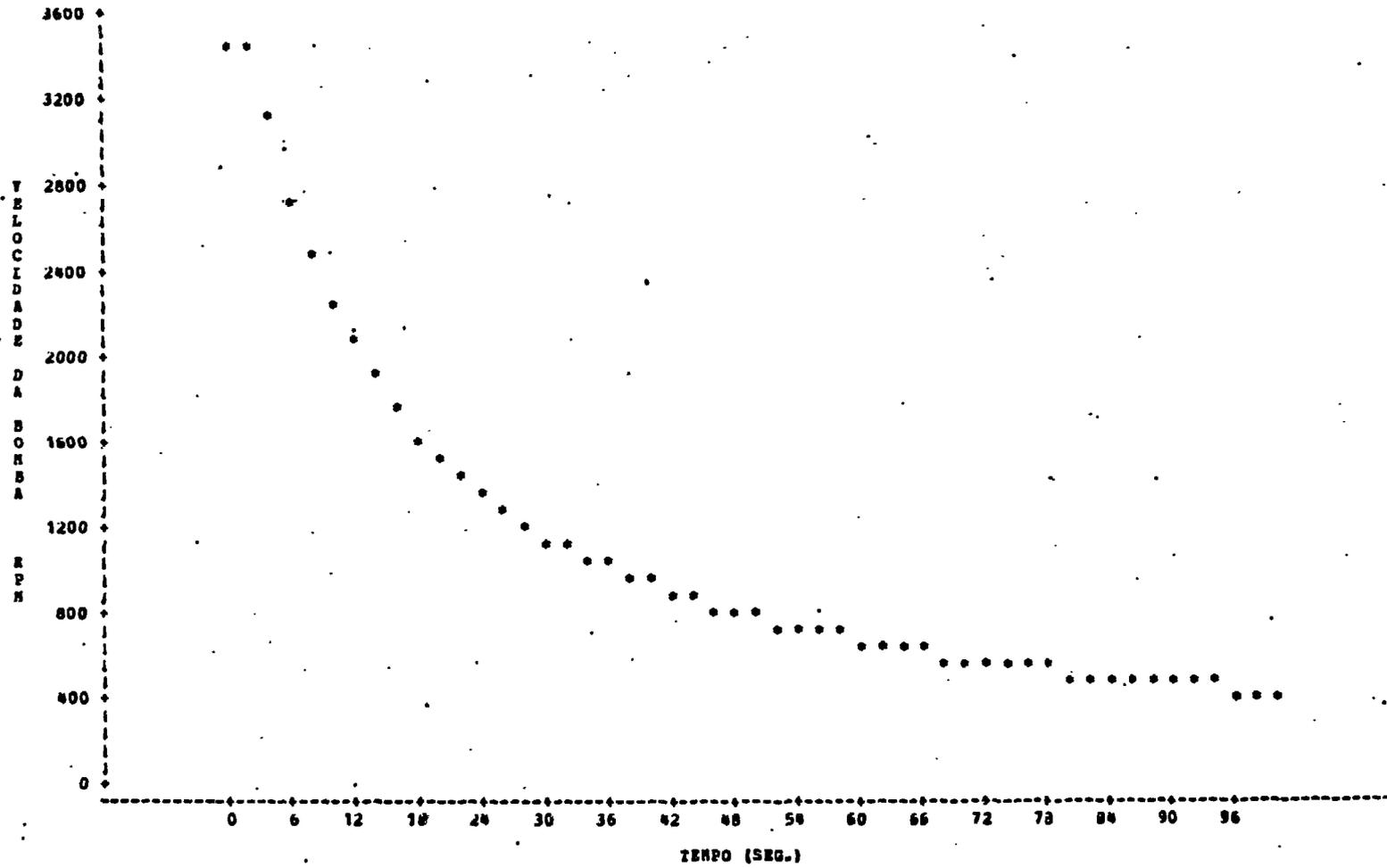


Figura 4.5 - Velocidade da Bomba

CIRCUITO EXPERIMENTAL DE AGUA - TRANSIENTE I
PARADA DE BOMBA COM DESLIGAMENTO DA SECAO DE TESTE
PLOT OF JVI*TEMPO SYMBOL USED IS *

10:29 MONDAY, MARCH 17, 1950 7

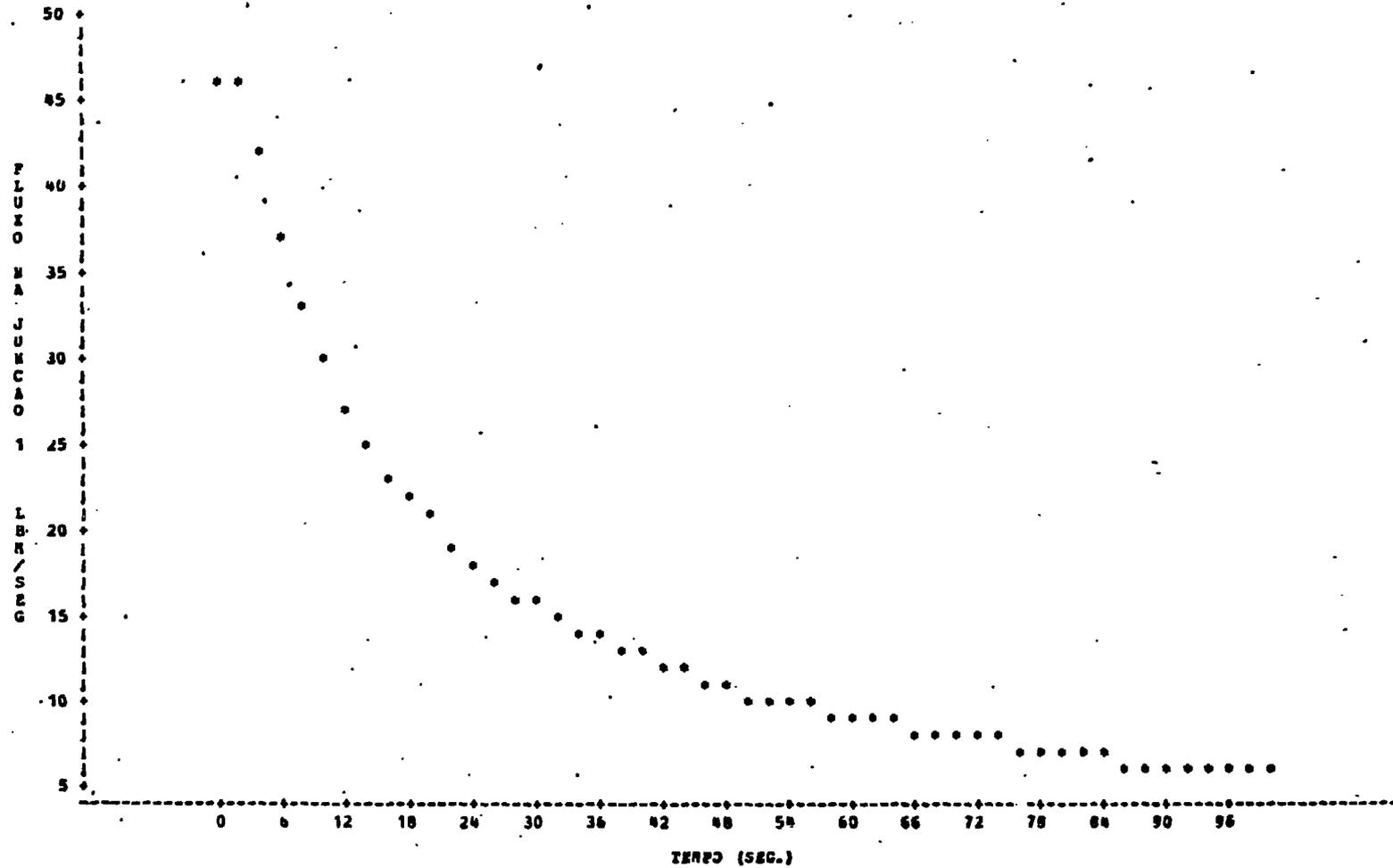


Figura 4.6 - Fluxo de Massa na Saída da Bomba

10:20 3300AF, MARCE 17, 1980

CIRCUITO EXPERIMENTAL DE AGUA - TRANSIENTE I
PARADA DE BORDA COM DESLIGAMENTO DA SECAO DE INJE

PLOT OF JMS*TEMPO SYMBOL USED IS *

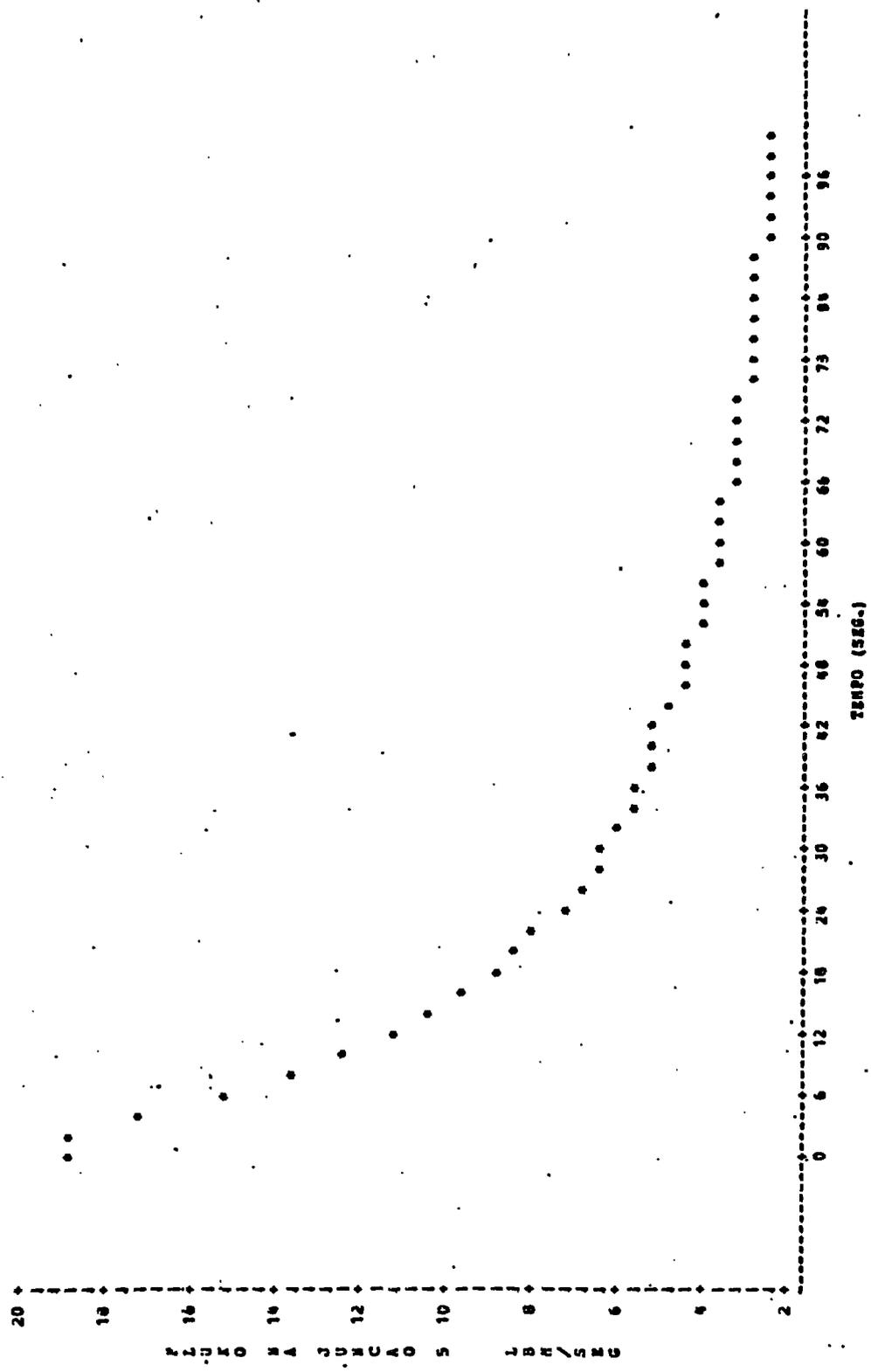


Figura 4.7 - Fluxo de Massa na Seção de Testes

CIRCUITO EXPERIMENTAL DE AGUA - TRANSFERENTE I
10:28 HJEDAT, MARCA 17, 1980 9

PARADA DE BOMBA COM DESLIGAMENTO DA SECÃO DE INJE

PL0F OF PSI*TEMPO SYMBOL USED IS *

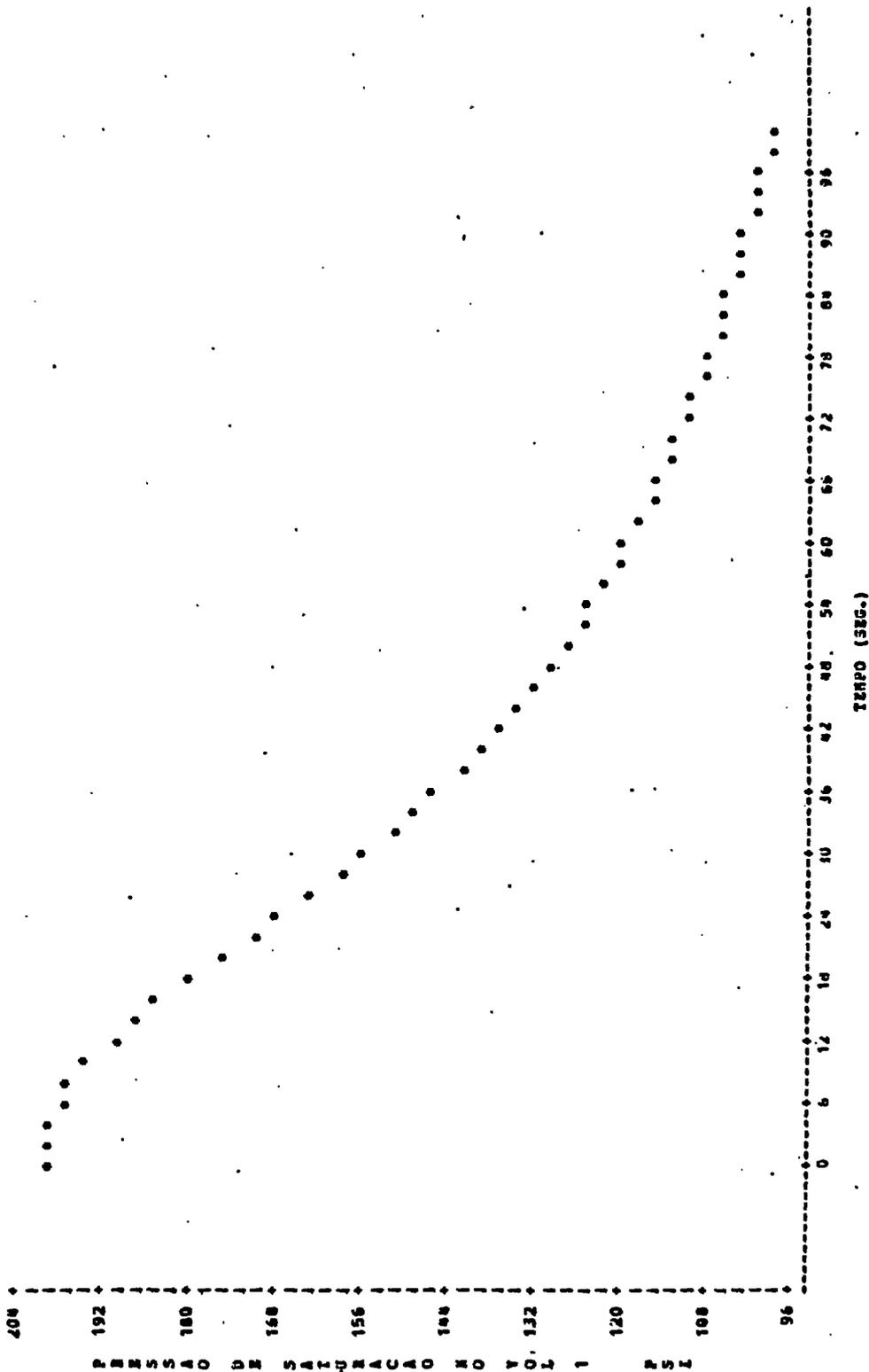


Figura 4.8 - Pressão de Saturação na Bomba

CIRCUITO EXPERIMENTAL DE AGUA - TRANSIENTE I
PARADA DE BOMBA COM DESLIGAMENTO DA SECAO DE ESTE
PLOT OF SB3*TEMPO SYMBOL USED IS *

10:26 SUNDAY, MARCH 17, 1980 10

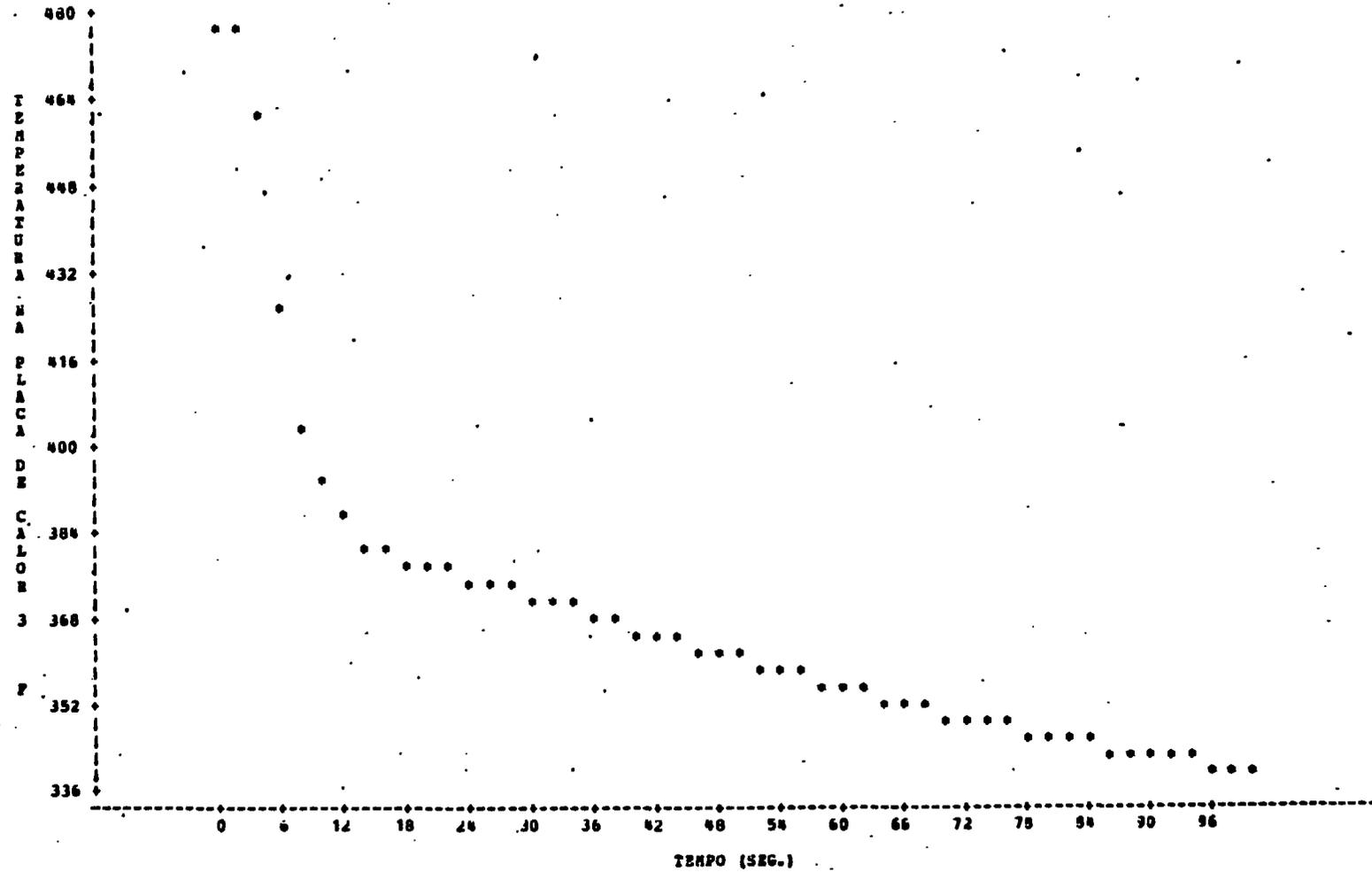


Figura 4.9 - Temperatura na Parte Superior das Barras Aquecedoras da Seção de Testes

103

68

4.2.2- Transiente II - Parada de bomba com o desligamento da seção de testes através do protetor de subvazão

Neste caso, foi suposta a possibilidade de uma falha no sistema de segurança da seção de testes, o qual deveria desligar a geração de potência logo após (0,2 seg.) o desligamento da bomba. Deste modo, a potência só será cortada pela ação de outro sistema de proteção, acionado quando a vazão de massa na seção de testes for menor que 10 lbm/s (ver item 4.2). Durante um tempo a geração de potência continua sem que haja uma circulação normal de água (somente há uma pequena circulação devida à inércia da bomba).

A Tabela IV.3 mostra a variação dos nove parâmetros considerados que são os mesmos do Transiente I. Devido ao fato de que alguns parâmetros não mostraram diferenças consideráveis do caso anterior, somente são apresentados os gráficos da temperatura da água na seção de testes (Figura 4.10), da temperatura nos elementos aquecedores (Figura 4.11) e da temperatura na bomba (Figura 4.12).

Na Tabela IV.3 pode-se notar que o fluxo na seção de testes (jun.5) atinge o valor de 10 lbm/s aos 15 segundos aproximadamente. Até os 15 segundos os valores das temperaturas sobem quase que linearmente chegando a um máximo de 536^oF na superfície da placa 3. Neste ponto a potência é cortada e as temperaturas começam a diminuir como se pode notar nos gráficos. Na Figura 4.12 observa-se que a queda da temperatura da água na bomba manteve a mesma característica do caso anterior e não

RELAP4/003 11/11/74 (54) KVM RELAP4 THERMAL HYDRAULIC ANALYSIS PROGRAM
CIRCUIT EXPERIMENTAL - TRANSIENTE II

03/12/80

CPU TIME = 780.38

TIME	SEC	WATER TEMP	AVG PRESS	WATER TEMP	AVG PRESS	PUMP SPEED	FLOW	L67	FLOW	L67	FLOW	L67	SAT-PRESS	SUR TEMP
		F	PSIA	F	PSIA	VOL	1	SEC	JUN	1	SEC	JUN	1	SL3
2.00000	3.81119	02	1.07311	03	1.05150	03	4.60757	01	1.87600	01	1.87600	01	1.98844	02
4.00000	3.81270	02	1.06388	03	1.04517	03	3.10318	03	4.17286	01	1.70425	01	1.97230	02
6.00000	3.80660	02	1.05483	03	1.03815	03	2.75490	03	3.68675	01	1.54090	01	1.97283	02
8.00000	3.79974	02	1.04792	03	1.03150	03	2.46131	03	3.30950	01	1.36740	01	1.95890	02
10.00000	3.79227	02	1.04175	03	1.02440	03	2.23121	03	2.99161	01	1.21720	01	1.93921	02
12.00000	3.78420	02	1.03594	03	1.01740	03	2.09030	03	2.73370	01	1.11260	01	1.92060	02
14.00000	3.77610	02	1.03228	03	1.01420	03	1.87947	03	2.51812	01	1.02470	01	1.90180	02
16.00000	3.76820	02	1.02810	03	1.01090	03	1.74202	03	2.33730	01	9.46600	00	1.88370	02
18.00000	3.76097	02	1.02617	03	1.01890	03	1.62359	03	2.17890	01	8.86230	00	1.86736	02
20.00000	3.75420	02	1.02338	03	1.01547	03	1.52015	03	2.04309	01	8.32960	00	1.85192	02
22.00000	3.74750	02	1.02041	03	1.01152	03	1.42906	03	1.91784	01	7.81840	00	1.83725	02
24.00000	3.74107	02	1.01789	03	1.00920	03	1.34812	03	1.81175	01	7.37450	00	1.82270	02
26.00000	3.73411	02	1.01533	03	1.00930	03	1.27592	03	1.71180	01	6.96460	00	1.80730	02
28.00000	3.72654	02	1.01102	03	1.00767	03	1.21096	03	1.62380	01	6.61781	00	1.79074	02
30.00000	3.71784	02	1.01107	03	1.00586	03	1.15234	03	1.54396	01	6.27450	00	1.77178	02
32.00000	3.70823	02	1.00911	03	1.00418	03	1.09907	03	1.47232	01	5.93940	00	1.75102	02
34.00000	3.69765	02	1.00720	03	1.00245	03	1.05039	03	1.41207	01	5.57010	00	1.72839	02
36.00000	3.68589	02	1.00569	03	1.00112	03	1.00591	03	1.35174	01	5.27410	00	1.70350	02
38.00000	3.67350	02	1.00390	03	9.99702	02	9.65016	02	1.28798	01	5.17659	00	1.67766	02
40.00000	3.66072	02	1.00170	03	9.98410	02	9.27250	02	1.23250	01	4.92580	00	1.65116	02
42.00000	3.64763	02	1.00104	03	9.97305	02	8.92259	02	1.18686	01	4.76310	00	1.62445	02
44.00000	3.63461	02	9.99786	02	9.96020	02	8.59886	02	1.15190	01	4.62160	00	1.59820	02
46.00000	3.62114	02	9.98686	02	9.95232	02	8.29733	02	1.11345	01	4.48867	00	1.57142	02
48.00000	3.60784	02	9.97710	02	9.94050	02	8.01608	02	1.07538	01	4.31475	00	1.54532	02
50.00000	3.59459	02	9.96829	02	9.93040	02	7.75310	02	1.04040	01	4.17320	00	1.51960	02
52.00000	3.58040	02	9.95820	02	9.92040	02	7.50478	02	1.00218	01	4.01701	00	1.49337	02
54.00000	3.56789	02	9.95266	02	9.91090	02	7.27249	02	9.94320	00	3.90909	00	1.46696	02
56.00000	3.55580	02	9.95216	02	9.89140	02	7.05389	02	9.71914	00	3.87070	00	1.44150	02
58.00000	3.54368	02	9.94829	02	9.88040	02	6.84782	02	9.40300	00	3.84403	00	1.42415	02
60.00000	3.53112	02	9.94810	02	9.86670	02	6.65351	02	9.20310	00	3.87070	00	1.40140	02
62.00000	3.51901	02	9.93544	02	9.87410	02	6.48630	02	8.93580	00	3.83070	00	1.37810	02
64.00000	3.50689	02	9.92890	02	9.87712	02	6.29543	02	8.74076	00	3.77180	00	1.35860	02
66.00000	3.49470	02	9.89467	02	9.86490	02	6.13094	02	8.57970	00	3.71830	00	1.33680	02
68.00000	3.48310	02	9.88778	02	9.85806	02	5.97570	02	8.42510	00	3.19630	00	1.31760	02
70.00000	3.47223	02	9.88199	02	9.85214	02	5.82817	02	8.26810	00	3.12680	00	1.29817	02
72.00000	3.46119	02	9.87660	02	9.84659	02	5.68070	02	8.06810	00	3.05091	00	1.27952	02
74.00000	3.45067	02	9.87170	02	9.84090	02	5.52420	02	7.83490	00	2.99370	00	1.26193	02
76.00000	3.44100	02	9.86738	02	9.83548	02	5.42190	02	7.64910	00	2.93750	00	1.24594	02
78.00000	3.43170	02	9.86260	02	9.83056	02	5.30950	02	7.23340	00	2.86418	00	1.23071	02
80.00000	3.42249	02	9.85868	02	9.82610	02	5.18319	02	7.07570	00	2.80420	00	1.21570	02
82.00000	3.41376	02	9.85480	02	9.82090	02	5.07056	02	6.92590	00	2.74740	00	1.20176	02
84.00000	3.40540	02	9.84960	02	9.81780	02	4.96254	02	6.76850	00	2.70140	00	1.18870	02
86.00000	3.39747	02	9.84334	02	9.81460	02	4.85908	02	6.62510	00	2.66940	00	1.17594	02
88.00000	3.38930	02	9.83662	02	9.80730	02	4.75983	02	6.48860	00	2.60130	00	1.16367	02
90.00000	3.38190	02	9.83361	02	9.80190	02	4.66457	02	6.36015	00	2.53350	00	1.15174	02
92.00000	3.37446	02	9.82879	02	9.79712	02	4.54292	02	6.23117	00	2.51030	00	1.14020	02
94.00000	3.36717	02	9.82474	02	9.79297	02	4.44878	02	6.10930	00	2.46250	00	1.12930	02
96.00000	3.36009	02	9.82050	02	9.78883	02	4.39946	02	6.03090	00	2.42260	00	1.11830	02
98.00000	3.35320	02	9.81641	02	9.78360	02	4.31826	02	5.88766	00	2.37970	00	1.10790	02
100.00000	3.34653	02	9.81184	02	9.77826	02	4.23946	02	5.79002	00	2.33490	00	1.09810	02

Tabela IV.3 - Parâmetros Gerais do CEA no Transiente II

CIRCUITO EXPERIMENTAL DE AGUA - TRANSIENTES II
PARADA DE BOMBA SEM DESLIGAMENTO DA SEÇÃO DE TESTE
FALHA NO INTERRUPTOR AUTOMÁTICO

11:39 TUESDAY, MAR 10, 1992 3

PLOT OF TEMPER*TEMPO SYMBOL USED IS *

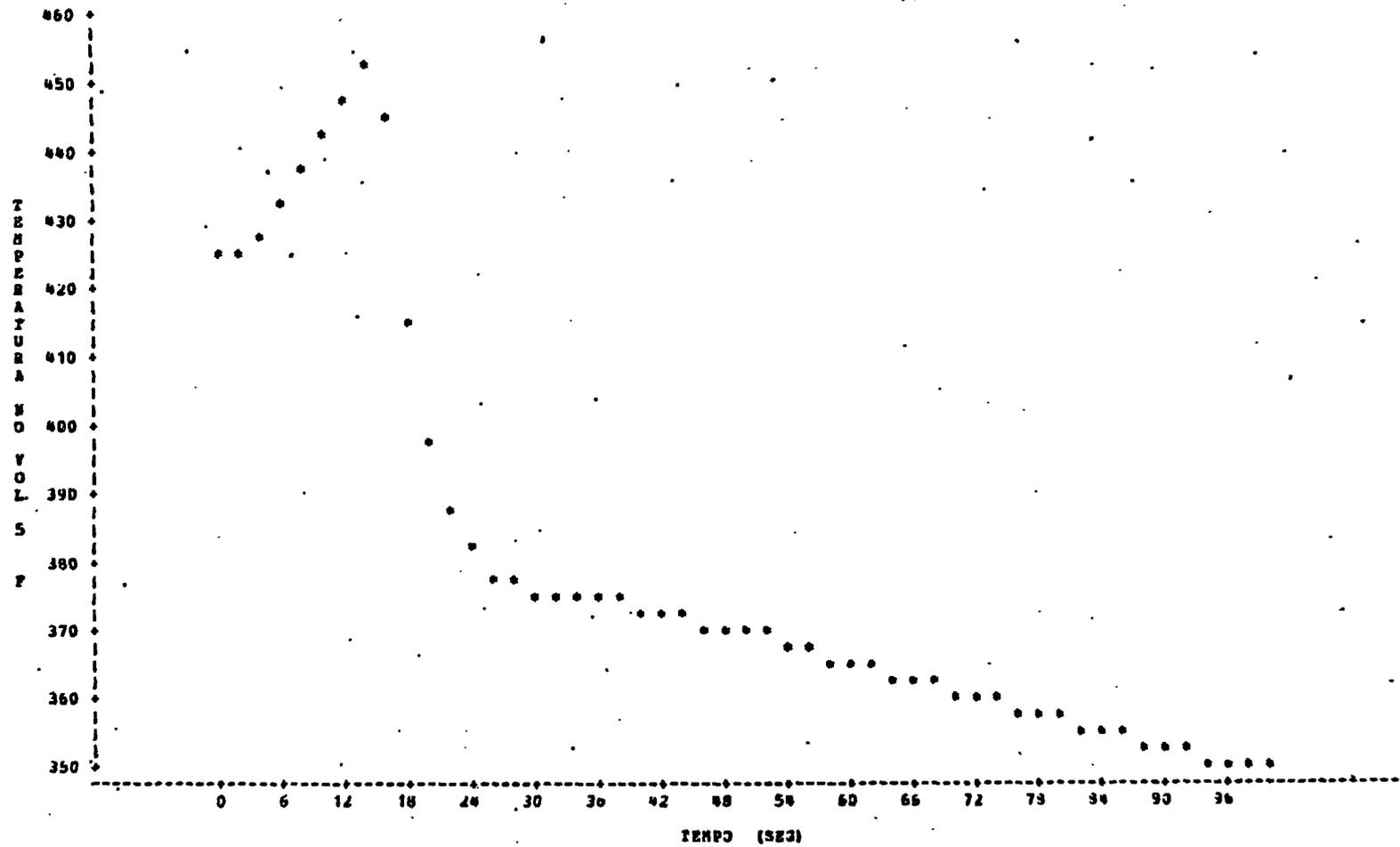


Figura 4.10 - Temperatura no Meio da Seção de Testes

106

92

111

CIRCUITO EXPERIMENTAL DE AGUA - TRANSICION II
 PARADA DE BOMBA SEM DESLIGAMENTO DA SECAO DE PRESS
 FALHA NO INTERRUPTOR AUTOMATICO
 PLOT OF TEMPERO SYMBOL USED IS •

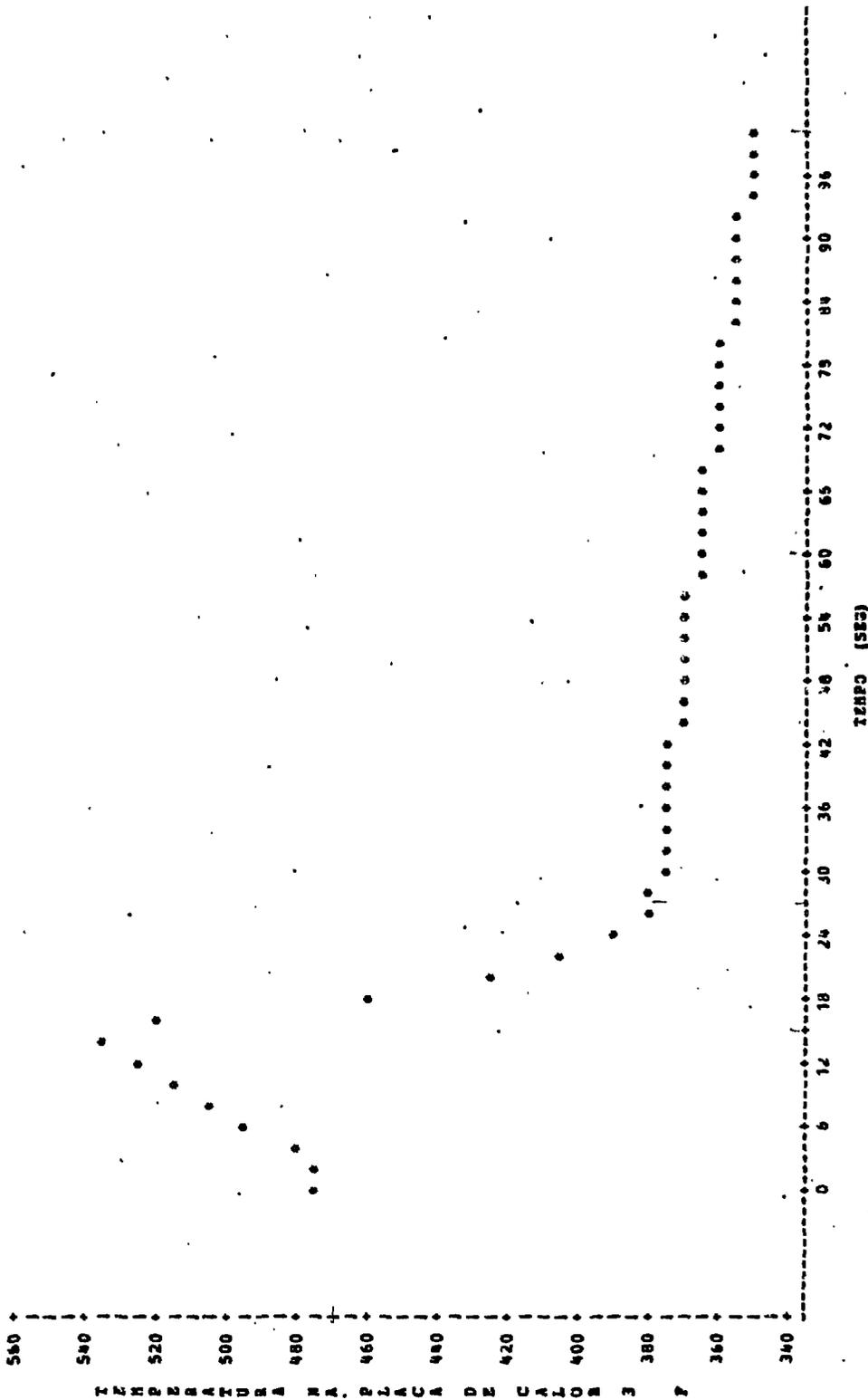


Figura 4.11 - Temperatura na Parte Superior dos Elementos Aquecedores da Seção de Testes

11:33 TUESDAY, SEP 19, 1930 - 2

CIRCUITO EXPERIMENTAL DE AJJA - FRANZINHO II
PARADA DE BOMBA SEM DESLIGAMENTO DA SECAO DE PRESS
PALHA NO INTERRUPTOR AUTOMATICO

PLOT OF AT-TEMPO SYMBOL USED IS *

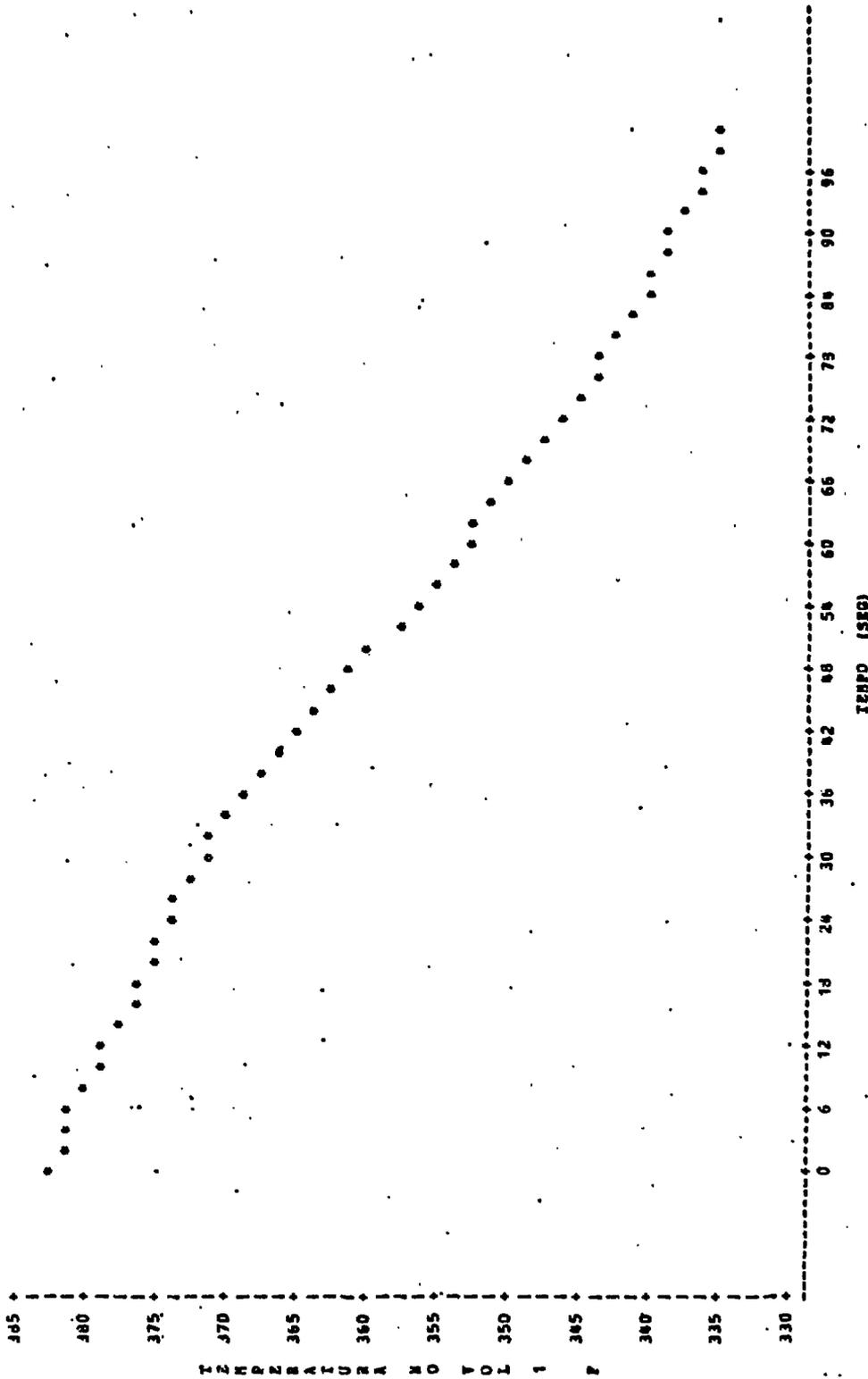


Figura 4.12 - Temperatura na Bomba

foi alterada pelo retardamento no desligamento da seção de testes. O processo de transferência de calor foi realizado na fase de convecção forçada subresfriada e como no caso anterior' os valores críticos de fluxo de calor não foram atingidos (ver, Figura A.3).

4.2.3- Transiente III - Parada de bomba sem desligamento da seção de testes

Nos casos anteriores (Transientes I e II), foi simulada a parada da bomba seguida do desligamento da seção de testes por meio de um dos sistemas de proteção que deveriam atuar nestas circunstâncias. Para o Transiente III, foi suposto que nenhum sistema de proteção é acionado. É difícil estimar a probabilidade de ocorrência dessa sequência de falhas no sistema de segurança, uma vez que não são disponíveis as informações básicas sobre as características dos componentes do CEA. Porém, é de interesse fazer esse tipo de estudo, o qual nos dá uma noção do que poderia acontecer em tais circunstâncias, e também fornecer uma estimativa do tempo disponível para se tomar uma ação manual, antes que fossem atingidas as condições críticas e perigosas ao funcionamento do circuito. A região de maior interesse para o transiente III é a seção de testes e em particular os elementos aquecedores. Supondo que a vazão de refrigerante através das barras diminua pela parada da bomba, e que a potência gerada na seção de testes não é cortada, teremos o caso limite quando ocorrer o fluxo crítico nos elementos aquecedores. Assim, a maior preocupação nesta análise é com as condições do fluxo superficial nas placas de calor, que

podem implicar na ocorrência do "burn-out". Embora a ocorrência do "burn-out" não signifique necessariamente a fusão dos elementos aquecedores, atingir este ponto já é uma condição crítica para o Circuito Experimental de Água, o qual, após atingir essas condições possivelmente deverá ter trocadas suas barras de aquecimento. Isso porque os elementos aquecedores sofreriam tensões térmicas que seriam como uma fadiga mecânica no material, o que iria implicar na perda de confiabilidade em seu desempenho.

Na Tabela IV.4, podemos ver a variação da temperatura da água, da pressão de operação e de saturação no volume 1 (bomba) a variação da temperatura e da pressão no volume 5 (meio da seção de testes) e a variação do fluxo de água na junção 3 (entrada da seção de testes) com o tempo. Esses resultados podem ser vistos na forma de gráficos nas Figuras 4.13, 4.14 e 4.15.

Na Tabela IV.5 temos a variação com o tempo dos parâmetros mais críticos desta análise, que são o fluxo superficial de calor, o fluxo crítico de calor e a temperatura nas três placas da seção de testes. Essas variações, estão apresentadas sob a forma de gráficos nas Figuras 4.16, 4.17, 4.18 e 4.19.

Pela Tabela IV.4 podemos notar que a temperatura da água na bomba caiu mais devagar do que nos outros dois casos, para o mesmo intervalo de tempo (36 segundos). Também podemos observar que a depressurização na bomba é mais rápida, porém, a pressão não atingiu nesse tempo o nível de saturação, não ocorrendo, portanto, cavitação. A temperatura da água no centro da seção de testes sobe constantemente, sofrendo uma elevação brusca

RELAP4/073 11/11/74 (54) KVM RELAP4 THERMAL HYDRAULIC ANALYSIS PROGRAM
 CIRCUIT0 EXPERIMENTAL - TRANSIENTE III

CPU TIME = 1835.99

TIME	SEC	WATER TEMP	AVG PRESS	SAT-PRESS	WATER TEMP	AVG PRESS	FLUM	LB/
		VOL 1 F	VOL 1 PSIA	VOL 1 PSI	VOL 5 F	VOL 5 PSIA	JUN 3	SEC
2.00000	3.313199	02	1.073090 03	1.988440 02	4.231990 02	1.051350 03	1.076100 01	
4.00000	3.312173	02	1.062460 03	1.986220 02	4.272270 02	1.044020 03	1.069590 01	
6.00000	3.305453	02	1.053500 03	1.970130 02	4.323360 02	1.039160 03	1.475480 01	
8.00000	3.333373	02	1.046670 03	1.953480 02	4.379570 02	1.035050 03	1.323110 01	
10.00000	3.350753	02	1.040520 03	1.935700 02	4.432610 02	1.030180 03	1.199120 01	
12.00000	3.382743	02	1.036240 03	1.917120 02	4.486910 02	1.026690 03	1.099290 01	
14.00000	3.374553	02	1.031570 03	1.898300 02	4.534730 02	1.023540 03	1.010900 01	
16.00000	3.366593	02	1.027230 03	1.880120 02	4.586660 02	1.020350 03	9.389320 00	
18.00000	3.359083	02	1.023290 03	1.863100 02	4.638620 02	1.017700 03	8.757110 00	
20.00000	3.351993	02	1.018660 03	1.847140 02	4.684900 02	1.014240 03	8.193560 00	
22.00000	3.345573	02	1.015150 03	1.832790 02	4.740730 02	1.011800 03	7.725100 00	
24.00000	3.339763	02	1.011970 03	1.819860 02	4.783970 02	1.009450 03	7.273590 00	
26.00000	3.334533	02	1.008580 03	1.808300 02	4.832520 02	1.007100 03	6.894650 00	
28.00000	3.329733	02	1.005430 03	1.799190 02	4.881670 02	9.977300 02	6.560980 00	
30.00000	3.325403	02	9.951660 02	1.788390 02	4.947860 02	9.897470 02	6.195420 00	
32.00000	3.322183	02	9.895950 02	1.781220 02	4.995730 02	9.835630 02	5.962370 00	
34.00000	3.319523	02	9.831270 02	1.775450 02	5.033870 02	9.789710 02	5.712810 00	
36.00000	3.317193	02	9.761990 02	1.772760 02	5.203270 02	8.146270 02	5.763480 00	

Tabela IV.4 - Parâmetros Gerais do CEA no Transiente III

CINCUNTO EXPERIMENTAL DE AGUA - FRANCISCO III 13:35 THURSDAY, APRIL 10, 1933 3

PARADA DE BOMBA SEM DESLIGAMENTO DA SECAO DE TESTES

PLOT OF TEMPERO SYMBOL USED IS *

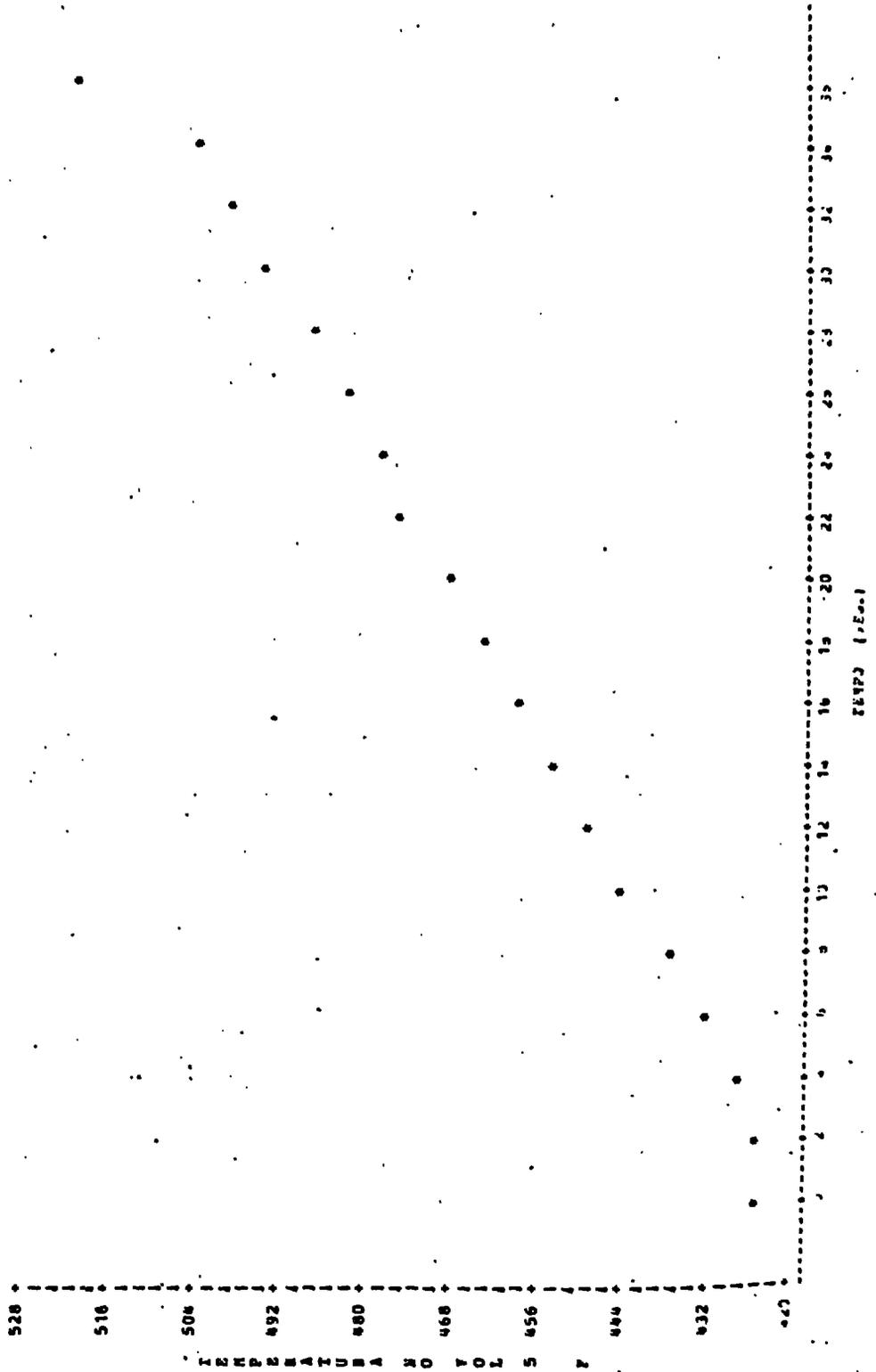


Figura 4.13 - Temperatura no Meio da Seção de Testes

CIRCUITO EXPERIMENTAL DE AGUA - TRANSIENTE III 13:35 THURSDAY, APRIL 10, 1953

PARADA DE BOMBA SEM DESLIGAMENTO DA SECAO DE TESTES

PLOT OF PRESSURE - SYMBOL USED IS *

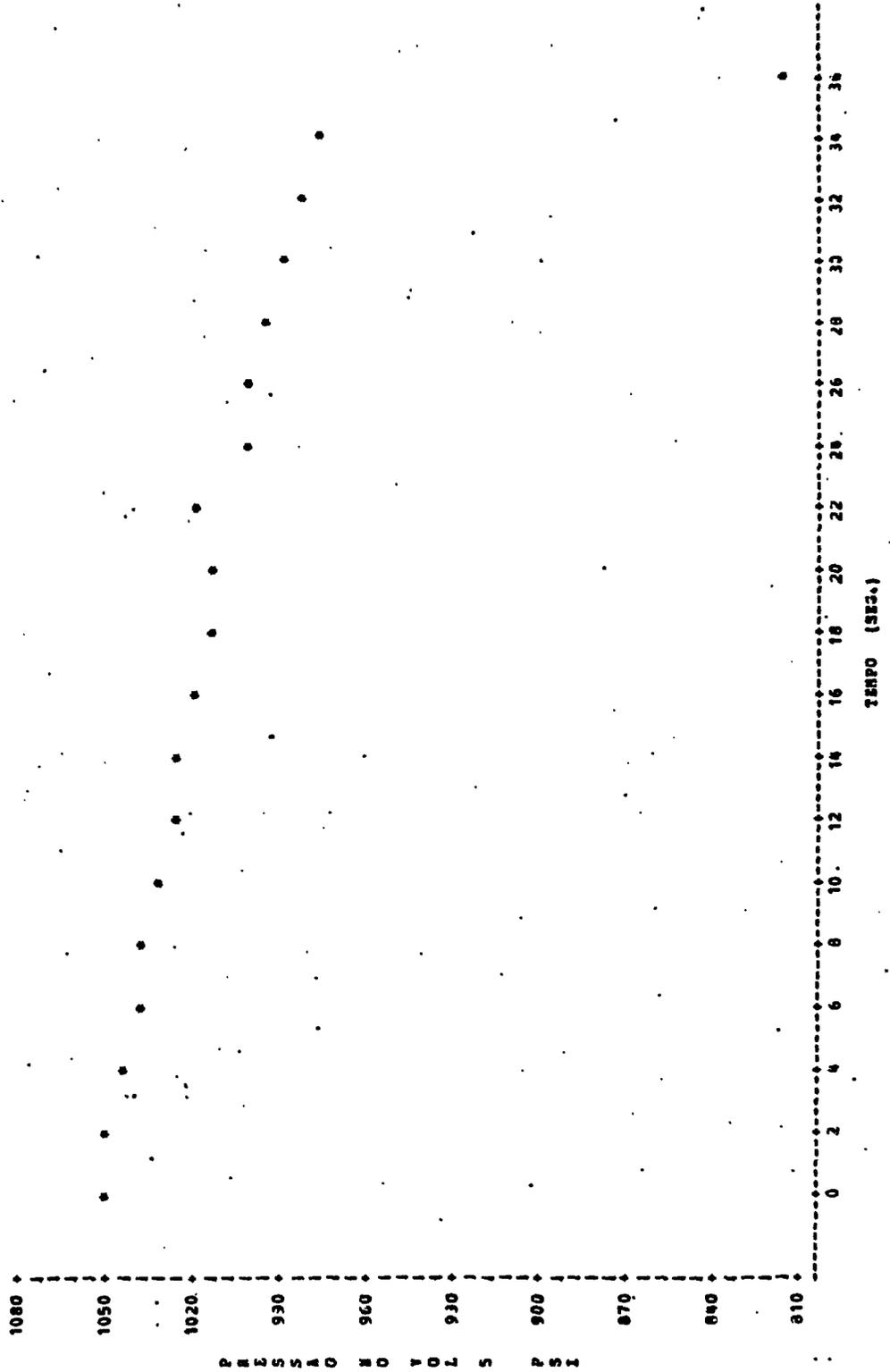


Figura 4.14 - Pressão no Melo da Seção de Testes

CIRCUITO EXPERIMENTAL DE AGUA - TRANSIENTE III
PARADA DE BOMBA SEM DESLIGAMENTO DA SECAO DE TESTES
PLOT-OF $\dot{M} \times \text{TEMPO}$ SYMBOL USED IS *

13:35 THURSDAY, APRIL 10, 1933 5

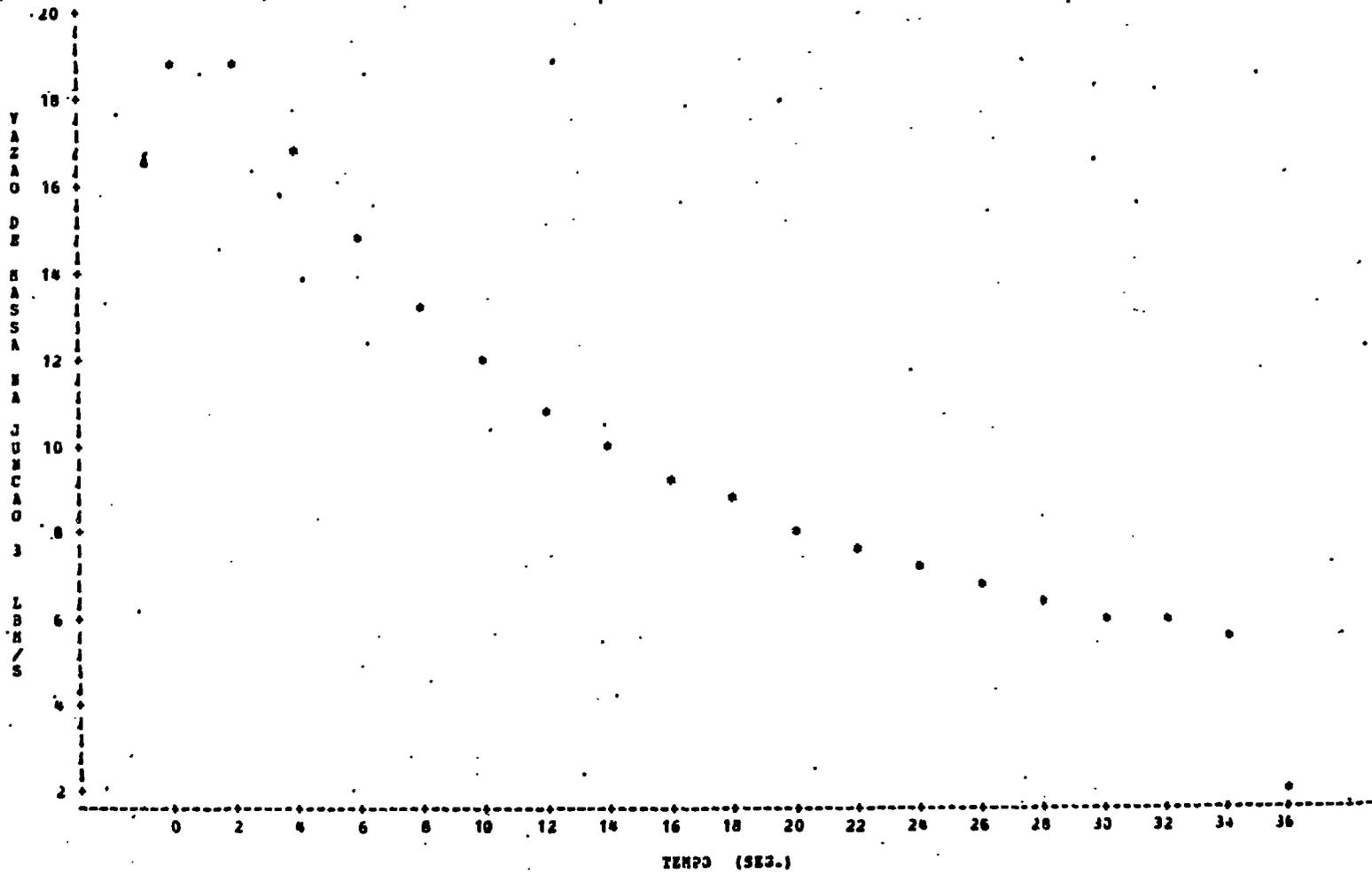


Figura 4.15 - Vazão de Massa na Entrada da Seção de Testes

114

100

CIRCUITO EXPERIMENTAL DE AGUA - TRANS III

PARADA DE BOMBA SEM DESLIGAMENTO DA S.T

PLOT OF P1*TEMPO SYMBOL USED IS *

PLOT OF DR1*TEMPO SYMBOL USED IS *

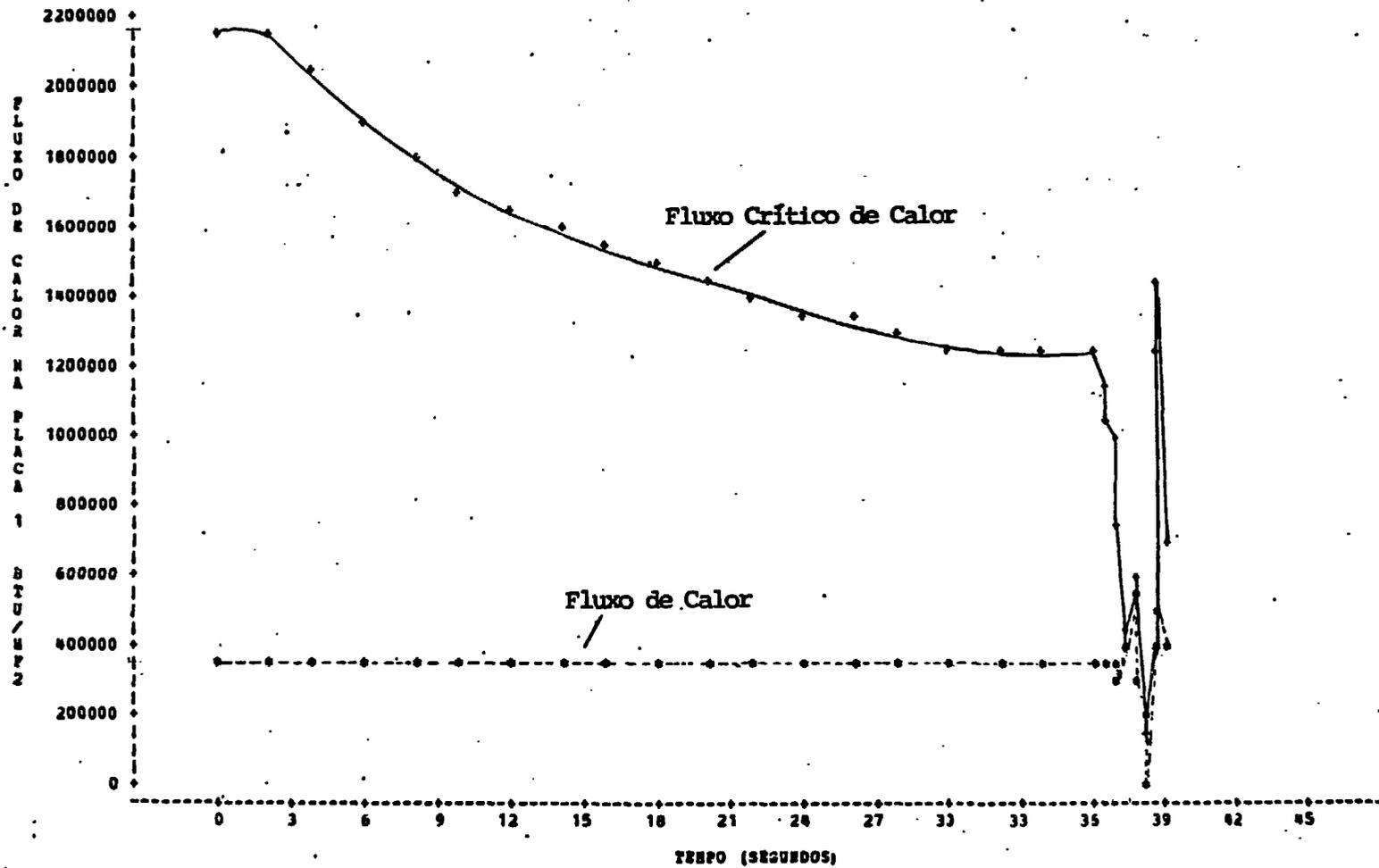
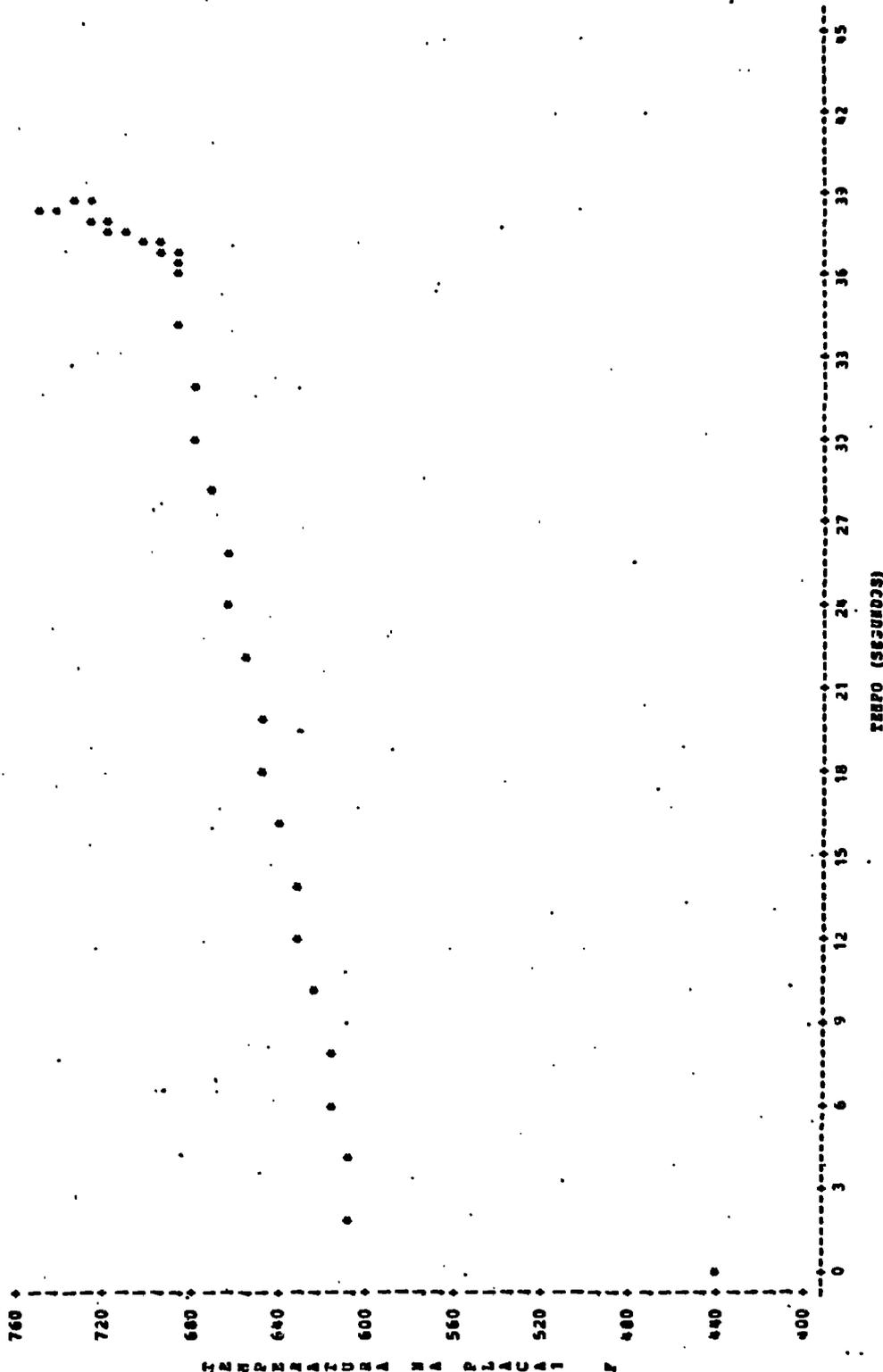


Figura 4.16 - Fluxos de Calor na Parte Inferior do Aquecedores da Seção de Testes

CICUITO EXPERIMENTAL DE AGUA - IRANS LII
PARADA DE BOMBA SEM DESLIGAMENTO DA S.P
PLOT OF TEMPERO SYMBOL USED IS *



NOTES: 1 OBS H1002A
Figura 4.17 - Temperatura na Parte Inferior da Seção de Testes (Elementos Aquecedores)

CICUITO EXPERIMENTAL DE AGUA - TRANS III

PARADA DE BOMBA SEM DESLIGAMENTO DA S.T

PLOT OF Q_1 VS T SYMBOL USED IS *

PLOT OF Q_2 VS T SYMBOL USED IS *

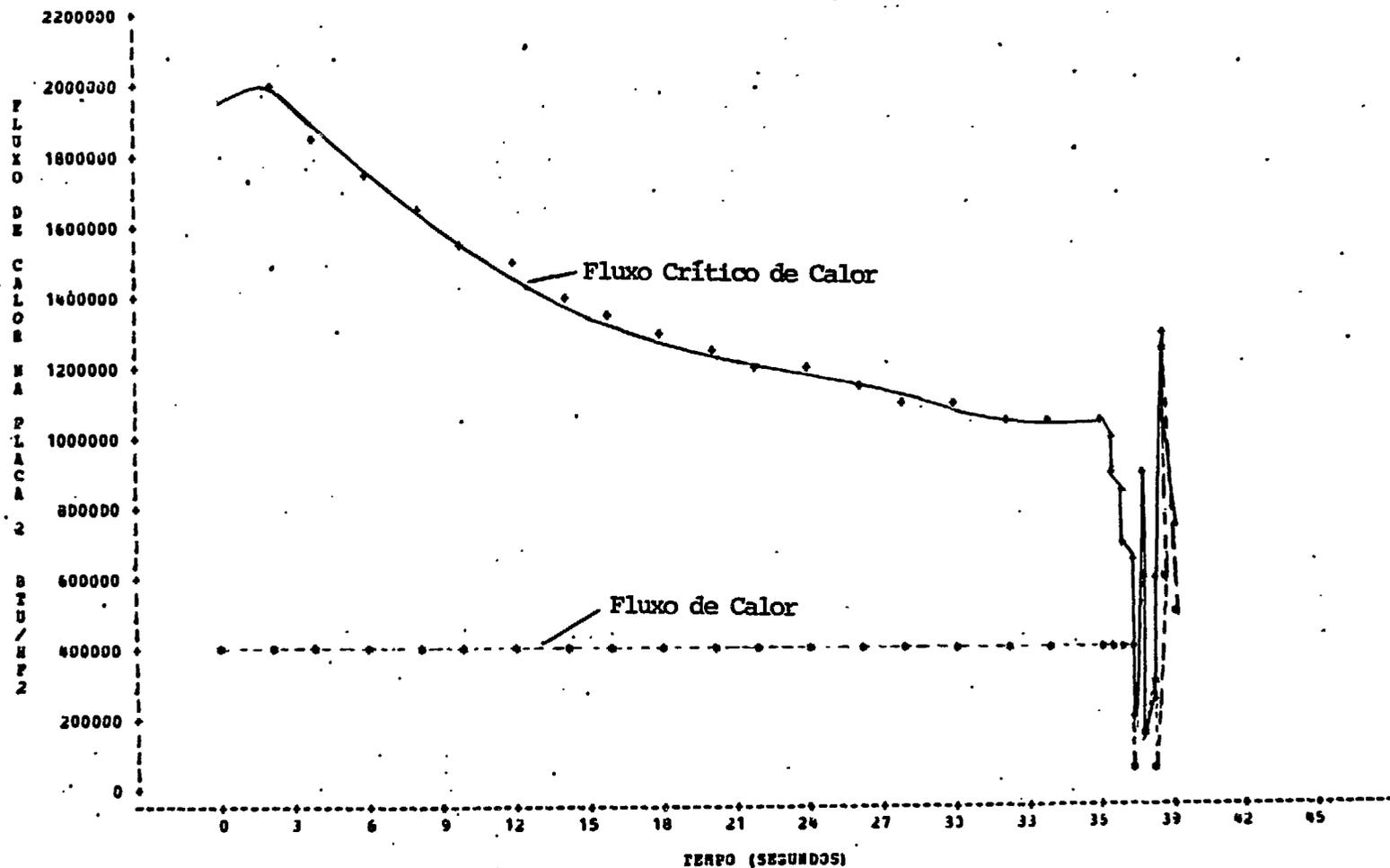
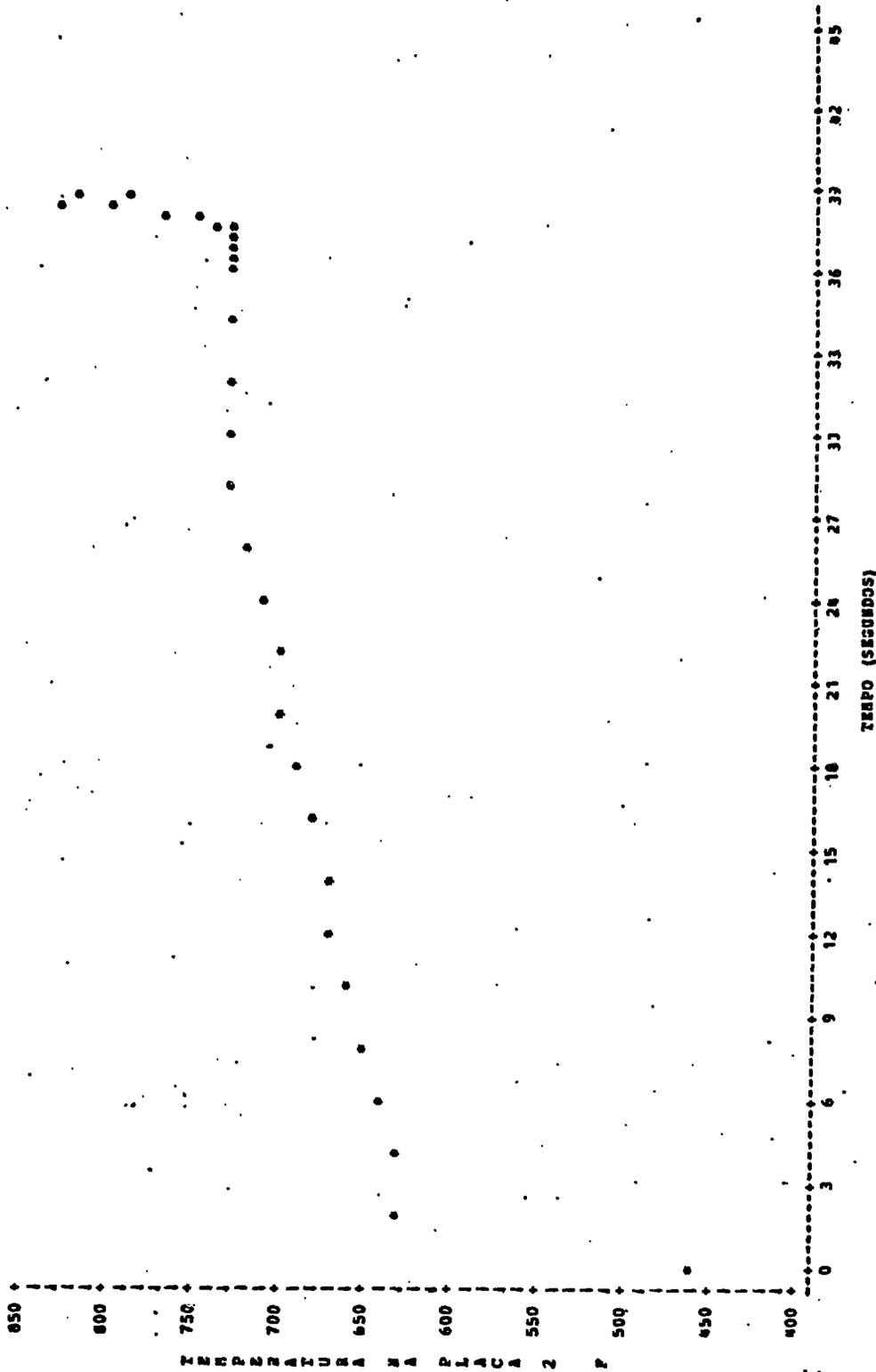


Figura 4.18 - Fluxos de Calor na Parte Média da Seção de Testes

CICUITO EXPERIMENTAL DE AGUA - IRANS III
 PARADA DE BOMBA SEM DESLIGAMENTO DA S.T
 PLOT OF ST2*TEMPO SYMBOL USED IS *



NOTE: 3 OBS HIDDEN

Figura 4.19 - Temperatura na Parte Média dos Elementos Aquecedores da Seção de Testes

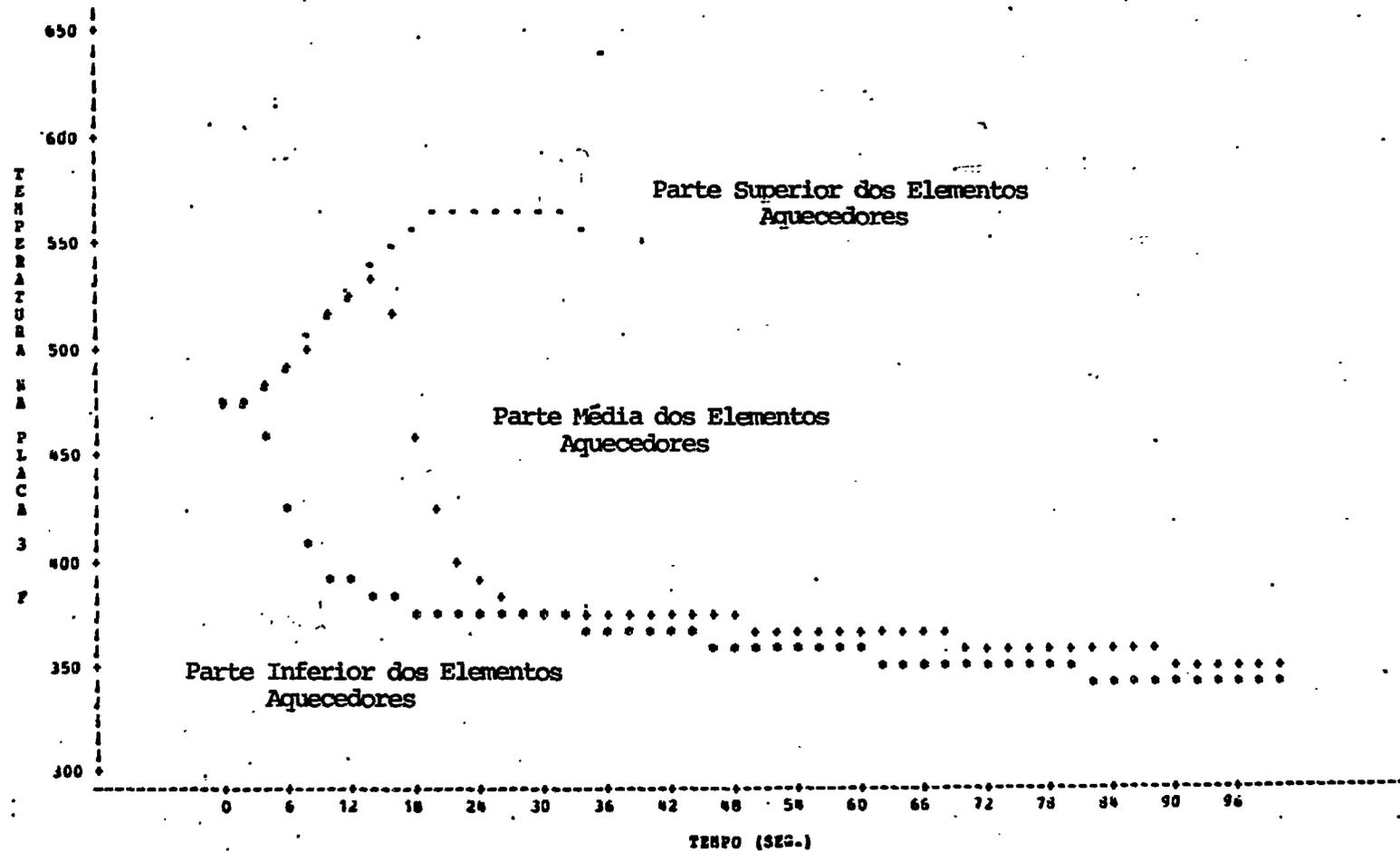
CIRCUITO EXPERIMENTAL DE AGUA

COMPARAÇÃO DOS TRANSIENTES I II III

PLOT OF SR3I*TEMPO SYMBOL USED IS *

PLOT OF SR3II*TEMPO SYMBOL USED IS *

PLOT OF SR3III*TEMPO SYMBOL USED IS *



NOTE: 32 OBS HAD MISSING VALUES Figura 4.20 - Comparação da Temperatura nos Elementos Aquecedores para T.I, T.II e T.III

ca aos 36 segundos (Figura 4.13). A queda de pressão no volume 5 também é muito rápida (Figura 4.14) e a vazão de refrigerante na entrada da seção de testes (Figura 4.15) tem uma queda similar à dos casos anteriores, porém sofre uma mudança brusca aos 36 segundos. Essas mudanças bruscas são decorrentes do "burn-out" que pode ser visto por volta dos 36 segundos nas Figuras 4.16 e 4.18, quando a curva do fluxo superficial nas placas de calor atinge o valor crítico.

As temperaturas na superfície das placas 1 e 2 (Figuras 4.17 e 4.19) são rapidamente elevadas, chegando a cerca de 830°F na placa 2 aos 36 segundos.

Na Figura 4.20 temos uma comparação da variação da temperatura superficial da placa 3 (parte superior da seção de testes) para os Transientes I, II e III.

4.2.4- Transiente IV - Ruptura da perna fria, com desligamento da seção de testes.

Para a execução do Transiente IV foi suposta uma ruptura com uma área equivalente de 50% da área de fluxo normal na tubulação de entrada na seção de testes. Assim, temos uma abertura na perna fria com uma área de 9,3 cm², a qual faz com que a pressão do sistema caia para metade de seu valor, em cerca de 5 segundos. Em torno dos 7 segundos a pressão do volume 1 cai ao nível de saturação fazendo com que a bomba seja desligada. Neste instante é acionado o dispositivo de proteção da seção de testes, desligando a corrente de alimentação.

Na Tabela IV.6 temos a variação do fluxo de calor, do fluxo crítico de calor e da temperatura superficial das três placas da seção de testes. Nas Figuras 4.21 e 4.22 temos, respectivamente, a variação do fluxo de calor crítico e fluxo de calor superficial para a placa 1 (a placa que atinge o "burn-out" mais rapidamente) e a variação da temperatura das placas 1, 2 e 3 (seção de testes).

O fluxo de massa na seção de testes é invertido aos 27 segundos e seu valor na situação reversa aumenta até o valor de 40 lbm/s o qual corresponde ao tempo de 4,6 segundos de transiente. Após esse tempo, o fluxo de massa vai diminuindo chegando aos 40 segundos de transiente a um valor da ordem de 10^{-4} lbm/s. Aos 40 seg. quase a totalidade da massa de líquido e vapor (99,9%) deixou o circuito.

Observando a Figura 4.21, notamos que na placa 1 o fluxo de calor superficial não atinge o valor crítico no tempo analisado, embora ocorra uma grande queda no valor do fluxo crítico. Essa queda no valor do fluxo de calor e no fluxo de calor crítico é devida a diminuição do fluxo normal de massa através da seção de testes, o qual é revertido em torno de 2,7 segundos. Desta forma o fluxo de calor crítico diminui rapidamente e o fluxo de calor cai para quase metade de seu valor em operação normal. Isso significa que não há transferência de calor e portanto existe um acúmulo de energia nos elementos aquecedores. Isso pode ser visto na Figura 4.22 no tempo em torno de 3 segundos, onde a temperatura é máxima.

A análise da Figura 4.22 conclui que a temperatura máxi-

RELAP4-003 11/11/79 (19) KVM RELAP4 THERMAL HYDRAULIC ANALYSIS PROGRAM
CIRCULAR EXPERIMENTAL - TRANSIENTE IV

05/14/80

CPU TIME = 1570.17

TIME SEC	SLB 1 /F2	CRT FLOR 8/H	AVG TEMP	SLB 1	F	SUR FLOR 8/H	CRT FLOR 8/H	AVG TEMP	SLB 2 /F2	F	SUR FLOR 8/H	CRT FLOR 8/H	AVG TEMP	SLB 2	F	SUR FLOR 8/H	CRT FLOR 8/H	AVG TEMP	SLB 3 /F2	F	SUR FLOR 8/H	CRT FLOR 8/H	AVG TEMP	SLB 3	F		
0.20000	3.73520	05	2.13037	06	6.05000	3.84845	05	1.97525	06	6.29869	02	3.73520	05	1.80370	06	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02
0.40000	3.73550	05	2.12960	06	6.05000	3.84845	05	1.97469	06	6.29869	02	3.73550	05	1.80370	06	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02
0.60000	3.73620	05	2.13024	06	6.05000	3.84845	05	1.97500	06	6.29869	02	3.73620	05	1.80370	06	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02
1.00000	3.73760	05	2.13095	06	6.05000	3.84845	05	1.97519	06	6.29869	02	3.73760	05	1.80370	06	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02
1.40000	3.73763	05	2.13132	06	6.05000	3.84845	05	1.97560	06	6.29869	02	3.73763	05	1.80370	06	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02
1.80000	3.73750	05	2.13147	06	6.05000	3.84845	05	1.97590	06	6.29869	02	3.73750	05	1.80370	06	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02
2.20000	3.73810	05	2.13180	06	6.04920	3.84845	05	1.97618	06	6.29869	02	3.73810	05	1.80370	06	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02
2.60000	3.73870	05	2.13209	06	6.04920	3.84845	05	1.97660	06	6.29869	02	3.73870	05	1.80370	06	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02
3.00000	3.74000	05	2.13230	06	6.04920	3.84845	05	1.97703	06	6.29869	02	3.74000	05	1.80370	06	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02
3.40000	3.74120	05	2.13300	06	6.04920	3.84845	05	1.97730	06	6.29869	02	3.74120	05	1.80370	06	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02
3.80000	3.75000	05	2.13590	06	6.04920	3.84845	05	1.97773	06	6.29869	02	3.75000	05	1.80370	06	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02
4.20000	1.81800	05	2.21270	05	6.07330	3.84845	05	1.80930	06	6.29869	02	1.81800	05	1.80370	06	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02
4.60000	3.55800	05	1.24680	06	6.18950	3.84845	05	1.80930	06	6.29869	02	3.55800	05	1.80370	06	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02
5.00000	3.40400	05	1.56330	06	6.33520	3.84845	05	1.80930	06	6.29869	02	3.40400	05	1.80370	06	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02
5.40000	3.74800	05	2.04920	06	6.44420	3.84845	05	1.80930	06	6.29869	02	3.74800	05	1.80370	06	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02
5.80000	3.96200	05	2.09540	06	6.60220	3.84845	05	2.06170	06	6.29869	02	3.96200	05	2.06170	06	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02
6.20000	4.08200	05	2.06870	06	6.60830	3.84845	05	2.10410	06	6.29869	02	4.08200	05	2.10410	06	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02
6.60000	4.10000	05	2.04420	06	6.58660	3.84845	05	2.08110	06	6.29869	02	4.10000	05	2.08110	06	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02
7.00000	4.14220	05	2.07300	06	6.54510	3.84845	05	2.06170	06	6.29869	02	4.14220	05	2.06170	06	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02
7.40000	4.19710	05	2.11070	06	6.45760	3.84845	05	2.15230	06	6.29869	02	4.19710	05	2.15230	06	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02
7.80000	4.13850	05	2.11860	06	6.44310	3.84845	05	2.16510	06	6.29869	02	4.13850	05	2.16510	06	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02	6.42182	02
8.20000	3.56800	05	1.97180	06	6.38970	3.84845	05	2.24170	06	6.29869	02	3.56800	05	1.98820	06	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02
8.60000	4.24050	05	1.95040	06	6.35230	3.84845	05	1.90460	06	6.29869	02	4.24050	05	1.90460	06	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02
9.00000	4.62300	05	1.72410	06	6.36210	3.84845	05	1.66940	06	6.29869	02	4.62300	05	1.66940	06	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02
9.40000	3.52760	05	1.60890	06	6.38780	3.84845	05	1.64320	06	6.29869	02	3.52760	05	1.64320	06	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02
9.80000	4.16260	05	1.62750	06	6.40390	3.84845	05	1.55540	06	6.29869	02	4.16260	05	1.55540	06	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02
10.20000	4.86010	05	1.37780	06	6.42160	3.84845	05	1.18950	06	6.29869	02	4.86010	05	1.18950	06	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02
10.60000	4.62660	05	1.09320	06	6.42310	3.84845	05	1.00660	06	6.29869	02	4.62660	05	1.00660	06	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02
11.00000	4.50700	05	1.13570	06	6.59490	3.84845	05	1.17600	06	6.29869	02	4.50700	05	1.17600	06	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02
11.40000	4.26330	05	1.41080	06	6.31930	3.84845	05	1.43470	06	6.29869	02	4.26330	05	1.43470	06	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02
11.80000	4.06170	05	1.49560	06	6.23630	3.84845	05	1.50970	06	6.29869	02	4.06170	05	1.50970	06	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02
12.20000	4.16560	05	1.43730	06	6.17140	3.84845	05	1.48390	06	6.29869	02	4.16560	05	1.48390	06	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02
12.60000	4.15230	05	1.25870	06	6.11740	3.84845	05	1.33660	06	6.29869	02	4.15230	05	1.33660	06	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02
13.00000	4.02550	05	1.15920	06	6.04020	3.84845	05	1.18950	06	6.29869	02	4.02550	05	1.18950	06	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02
13.40000	3.69600	05	1.27430	06	5.92400	3.84845	05	1.29210	06	6.29869	02	3.69600	05	1.29210	06	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02
13.80000	3.59240	05	1.33320	06	5.77990	3.84845	05	1.46790	06	6.29869	02	3.59240	05	1.46790	06	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02	6.31930	02

Tabela IV.6 - Fluxos de Calor e Temperaturas nas Barras Aquecedoras no Transiente IV

RELAP4/OD3 11/11/74 (54) KVM RELAP4 THERMAL HYDRAULIC ANALYSIS PROGRAM
CIRCUITO EXPERIMENTAL - TRANSIENTE IV

PAGE 0056

05/08/80

CPU TIME = 5539.25

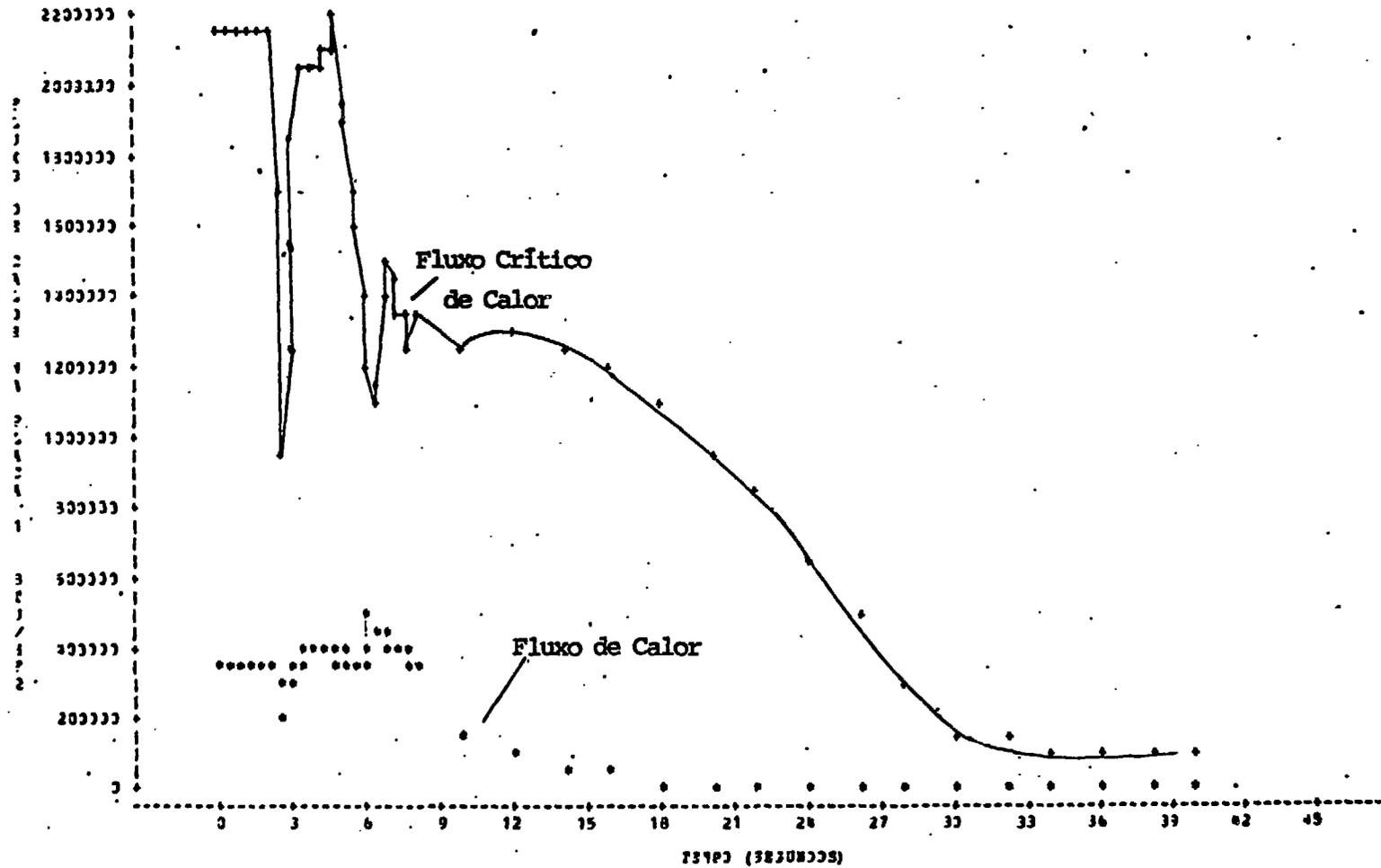
TIME	SEC	SUR FL,R B/H	CRT FL,R B/H	AVG TEMP	SUR FL,R B/H	CRT FL,R B/H	AVG TEMP	SUR FL,R B/H	CRT FL,R B/H	AVG TEMP	SUR FL,R B/H	CRT FL,R B/H	AVG TEMP			
		SLB 1 /F2	SLB 1 /F2	SLB 1	SLB 2 /F2	SLP 2 /F2	SLB 2	SLB 3 /F2	SLB 3 /F2	SLB 3	SLB 3 /F2	SLB 3 /F2	SLB 3			
2.00000	3.740660	05	2.132230	06	6.049500	02	6.049500	06	1.977450	06	3.739500	05	1.811320	06	6.421870	02
4.00000	4.156480	05	2.085770	06	6.591420	02	6.591420	06	2.123580	06	4.295000	05	2.183390	06	6.452240	02
6.00000	4.105020	05	1.412070	06	6.425740	02	6.425740	06	1.160990	06	3.672630	05	1.022330	06	6.271490	02
8.00000	3.818810	05	1.324640	06	5.772280	02	5.772280	06	1.332600	06	3.366930	05	1.347470	06	6.333290	02
10.00000	1.588660	05	1.270040	06	4.698860	02	4.698860	06	1.279520	06	4.804300	05	1.290400	06	4.468230	02
12.00000	7.788520	04	1.300140	06	4.121040	02	4.121040	06	1.300930	06	7.663760	04	1.319570	06	4.373840	02
14.00000	4.555780	04	1.256810	06	3.820790	02	3.820790	06	1.264160	06	4.728500	04	1.273330	06	4.061890	02
16.00000	2.846210	04	1.183520	06	3.589480	02	3.589480	06	1.189740	06	3.668190	02	1.197330	06	3.799510	02
18.00000	1.369150	04	1.089310	06	3.348620	02	3.348620	06	1.093230	06	3.415130	02	1.099500	06	3.516430	02
20.00000	1.356790	04	0.670680	05	3.169040	02	3.169040	06	0.708640	05	3.232920	02	1.337820	04	3.316900	02
22.00000	1.225510	04	0.253870	05	2.996350	02	2.996350	05	0.268300	05	3.057740	02	1.358100	04	3.138310	02
24.00000	1.173600	04	0.703680	05	2.819740	02	2.819740	05	0.711760	05	2.876390	02	1.274270	04	3.022150	02
26.00000	1.216700	04	3.041070	05	2.645880	02	2.645880	05	3.040850	05	2.696980	02	1.315480	04	2.746250	02
28.00000	1.189180	04	3.112310	05	2.478800	02	2.478800	04	3.103270	04	2.522420	02	1.314000	04	2.583280	02
30.00000	3.001740	03	1.585870	05	2.315430	02	2.315430	03	1.589840	05	2.350210	02	1.165330	04	2.598770	02
32.00000	9.225510	01	1.275770	05	2.242340	02	2.242340	02	1.280530	05	2.304530	02	9.362810	03	2.306150	02
34.00000	-2.089960	02	1.049520	05	2.291090	02	2.291090	02	1.045150	05	2.301430	02	3.084280	02	2.281840	02
36.00000	1.118810	00	0.122360	04	2.290780	02	2.290780	02	0.122440	04	2.300610	02	2.091360	01	2.278210	02
38.00000	4.726360	07	0.034490	04	2.280420	02	2.280420	04	0.034820	04	2.300560	02	4.776680	00	2.274050	02
40.00000	6.339560	01	0.034160	04	2.280350	02	2.280350	02	0.034560	04	2.300820	02	-1.799330	00	2.278060	02

Tabela IV.6 (continuação) - Fluxos de Calor e Temperaturas nas Barras Aquecedoras

no Transiente IV

CIRCUITO EXPERIMENTAL DE ÁGUA - TRANSENTE IV
 RUPTURA NA PENNA FRIA COM DESLIZAMENTO DA SEÇÃO DE TESTES

PLCE DE PRIMEIRO SÍMBOLO USADO IS +
 PLCE DE SEGUNDO SÍMBOLO USADO IS +.



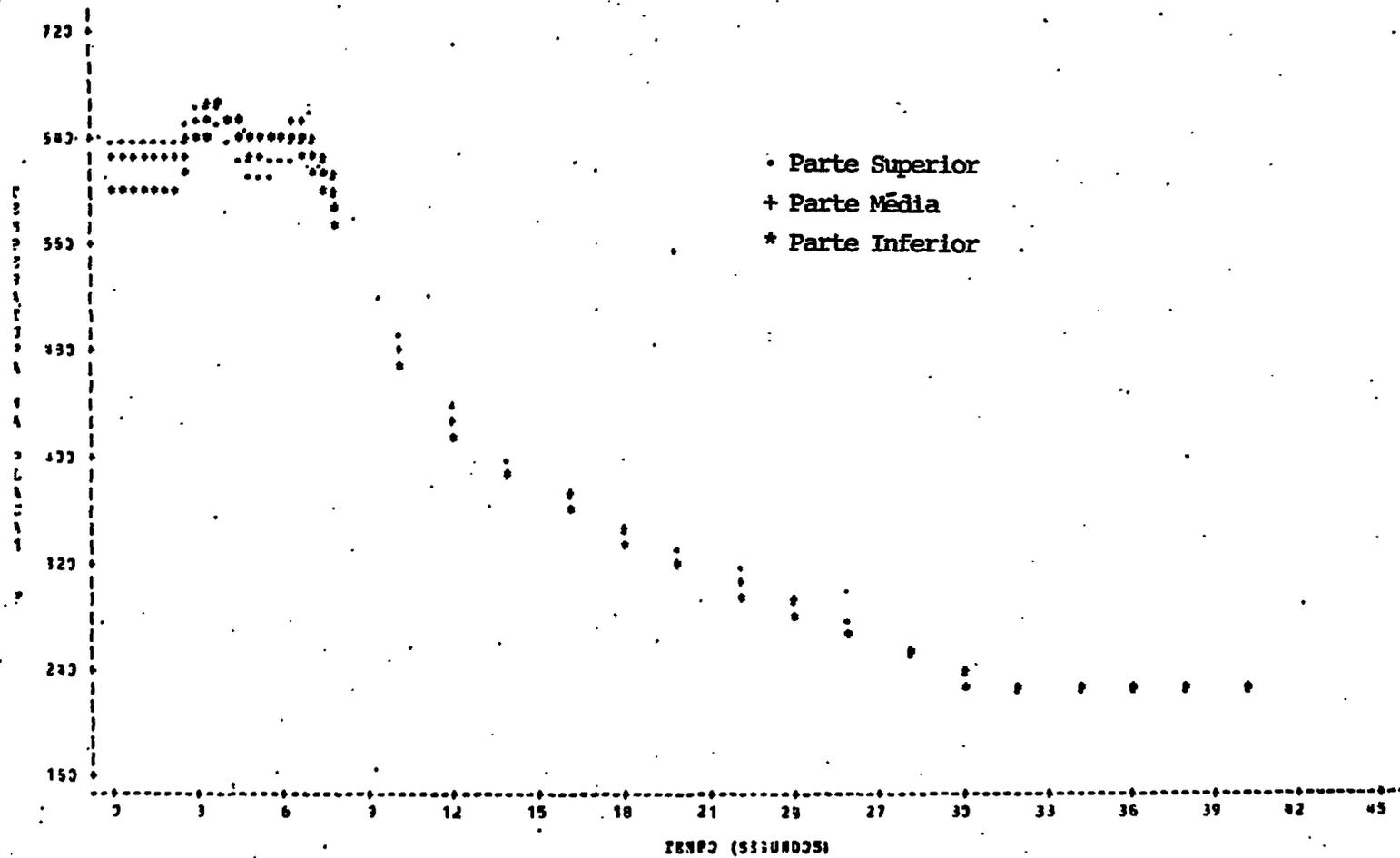
111

1988: 23 093 4EDEN

Figura 4.21 - Fluxos de Calor na Parte Inferior da Seção de Testes

CIRCUITO EXPERIMENTAL DE AQUECIMENTO - TRANSIENTE IV
 SUPORTE DA PARRA FRIA COM DESLIGAMENTO DA SEÇÃO DE TESTES

PLC1 DE 01ºTEMPO SÍMBOLO 1500 IS *
 PLC1 DE 02ºTEMPO SÍMBOLO 1500 IS +
 PLC1 DE 03ºTEMPO SÍMBOLO 1500 IS .



0022: 33 083 11008V

Figura 4.22 - Temperatura nas Barras Aquecedoras

ma atingida nas placas é de 660^o F. Essa temperatura é ligeiramente diminuída após os 5 segundos devido à mudança do mecanismo de transferência de calor, o qual passa a ser realizado no modo 3 (ver Figura A.3). Após isso, a temperatura das placas cai de uma forma suave devido ao corte da potência na seção de testes.

4.2.5- Transiente V - Ruptura na perna fria sem desligamento da seção de testes.

Uma situação em que ocorresse uma ruptura de 9,3 cm² na seção de testes, adicionada a uma não atuação dos sistemas de segurança que deveriam desligar a potência gerada, representa uma série de eventos que teriam pouca probabilidade de ocorrência. Essa probabilidade, infelizmente não pode ser calculada no momento, devido aos motivos já mencionados, porém, a simulação de tal série de eventos é de muito interesse, considerando que tal sequência, segundo os resultados obtidos, representa o pior tipo de acidente possível no Circuito Experimental de Água do CEN.

A simulação de 40 segundos deste transiente exigiu um tempo de processamento de 120 minutos, bem maior do que o tempo para os casos anteriores (30-60 minutos), devido às grandes variações nos parâmetros envolvidos, principalmente daqueles que dizem respeito à transferência de calor. Nos 40 segundos de transiente ocorreram vários regimes de transferência de calor, chegando à temperatura de fusão das barras aquecedoras.

Na Tabela IV-7 podemos ver a variação do fluxo de calor, do fluxo crítico de calor e da temperatura na superfície das placas de calor 1,2 e 3. Na Figura 4.23 temos um gráfico da variação do fluxo de calor e de calor crítico na placa 1 (parte inferior da seção de testes) e na Figura 4.24 temos um gráfico da variação das temperaturas nas placas 1,2 e 3 da seção de testes.

Quando ocorre a ruptura há uma despressurização rápida do sistema, caindo a pressão ao nível de saturação em poucos segundos, como no caso anterior. Assim, a bomba é desligada aos 7 segundos e a seção de testes continua gerando potência. O fluxo de massa na seção de testes vai diminuindo na direção normal até se anular. Neste ponto, o fluxo de massa é revertido e seu valor passa a aumentar na direção reversa devido à gravidade, até um valor máximo, após o qual o fluxo de massa vai diminuindo até se tornar nulo novamente, quando praticamente toda a massa de água que existia acima do nível da ruptura tiver deixado o sistema. Isso pode ser visto na Figura 4.25 que representa a variação do fluxo de massa na junção 3 (entrada da seção de testes) com o tempo.

O fluxo reverso de massa na seção de testes continua a retirar calor dos elementos aquecedores até cerca de 26 segundos. A partir daí o valor do fluxo reverso de massa é muito pequeno e já não consegue absorver o calor gerado.

Considerando que a junção 3 está na entrada da seção de testes e, portanto, no nível de menor elevação, o peso de massa líquida nesta junção é maior do que na junção 4 e 5. Assim, o valor inicial do fluxo reverso de massa na junção 3 é ligei

CPU TIME = 6385.32

TIME	SEC	SUR FL,R B/H SLB 1 /F2	CRT FL,R B/H SLB 1 /F2	AVG TEMP SLB 1 F	SUR FL,R B/H SLB 2 /F2	CRT FL,R B/H SLB 2 /F2	AVG TEMP SLB 2 F	SUR FL,R B/H SLB 3 /F2	CRT FL,R B/H SLB 3 /F2	AVG TEMP SLB 3 F								
2.00000	3.740660	05	2.132930	06	6.049580	02	3.853290	05	1.977350	06	6.298820	02	3.739500	05	1.811390	06	6.421870	02
4.00000	4.156480	05	2.085770	06	6.591420	02	4.344720	05	2.123580	06	6.596100	02	4.245080	05	2.183390	06	6.452240	02
6.00000	4.105020	05	1.412070	06	6.425740	02	4.025750	05	1.180950	06	6.438080	02	3.672630	05	1.020340	06	6.271490	02
8.00000	3.987940	05	1.289820	06	5.957060	02	4.136350	05	1.295180	06	6.133790	02	3.931040	05	1.299460	06	6.219530	02
10.00000	3.825350	05	1.137440	06	5.725230	02	3.941310	05	1.145270	06	5.887360	02	3.828320	05	1.153500	06	6.003460	02
12.00000	3.788070	05	1.103300	06	5.625630	02	3.903570	05	1.112780	06	5.791060	02	3.796310	05	1.121650	06	5.908670	02
14.00000	3.762880	05	1.069920	06	5.545180	02	3.886940	05	1.058020	06	5.714190	02	3.784680	05	1.065400	06	5.834750	02
16.00000	3.797680	05	9.369530	05	5.441150	02	3.913190	05	9.434140	05	5.610200	02	3.804730	05	9.498090	05	5.729110	02
18.00000	3.805830	05	8.484520	05	5.355930	02	3.929810	05	8.520450	05	5.524660	02	3.827010	05	8.486810	05	5.642700	02
20.00000	3.782880	05	7.517550	05	5.255440	02	3.897160	05	7.570940	05	5.424010	02	3.785950	05	7.624510	05	5.538990	02
22.00000	3.757850	05	6.608730	05	5.180010	02	3.883320	05	6.677360	05	5.368280	02	3.789220	05	6.739690	05	5.462730	02
24.00000	3.772470	05	5.840140	05	5.119760	02	3.904150	05	5.865060	05	5.284940	02	3.804930	05	5.880770	05	5.399390	02
26.00000	3.154200	05	5.323030	05	5.079380	02	3.966430	05	5.337500	05	5.221000	02	3.856950	05	5.272610	05	5.332430	02
28.00000	2.311730	05	5.006280	05	5.880350	02	3.879270	05	5.020840	05	5.156210	02	3.731700	05	4.993670	05	5.266760	02
30.00000	1.636540	05	4.486480	05	6.874420	02	3.867320	05	4.501260	05	5.093770	02	3.787000	05	4.559230	05	5.199830	02
32.00000	1.621970	05	4.063810	05	1.159500	03	3.653370	05	4.008570	05	5.167050	02	3.757770	05	4.038830	05	5.149920	02
34.00000	2.591980	05	4.047820	05	1.353010	03	8.698230	04	4.061020	05	7.574410	02	3.762190	05	4.069790	05	5.081400	02
36.00000	2.707750	05	4.379160	05	1.497600	03	1.098030	05	3.940240	05	1.105790	03	1.364610	05	3.500010	05	5.363870	02
38.00000	2.252530	05	4.349510	05	1.692280	03	1.034000	05	4.351050	05	1.461410	03	3.193530	04	4.302400	05	9.170870	02
40.00000	2.914280	05	3.159180	05	1.828400	03	1.576110	05	3.163810	05	1.765960	03	5.056060	04	3.139800	05	1.333870	03

Tabela IV.7 - Fluxos de Calor e Temperaturas nos Elementos Aquecedores no Transiente V

CIRCUITO EXPERIMENTAL DE AGUA - TRANSIENTE V
 RUPTURA NA PENNA FRIA SEM DESLIZAMENTO, NA SECAO DE TESTES

PLOT OF PR1*TEMP SYMBOL USED IS *
 PLOT OF QR1*TEMP SYMBOL USED IS *

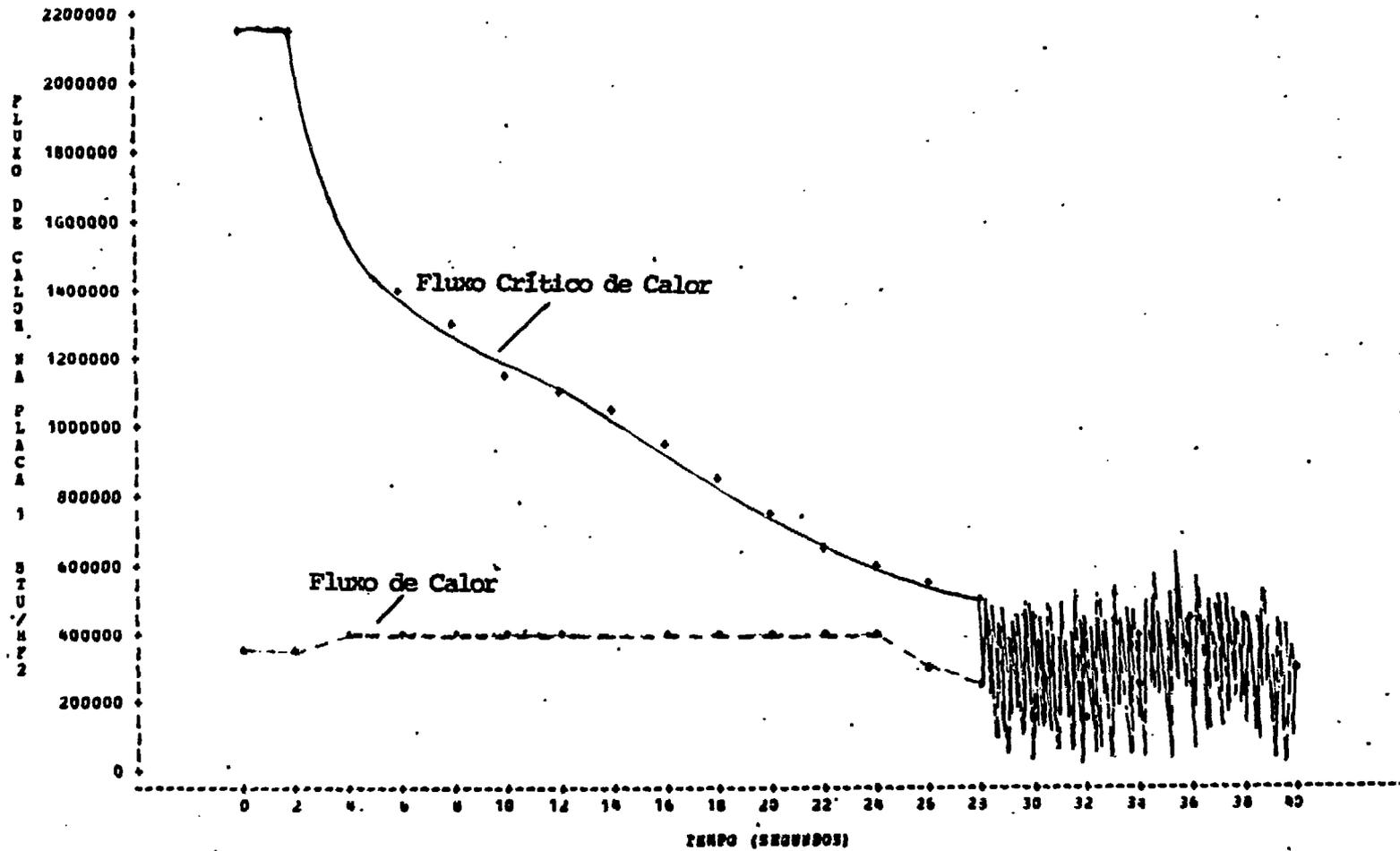


Figura 4.23 - Fluxos de Calor na Parte Inferior da Seção de Testes

10

116

CIRCUITO EXPERIMENTAL DE UJUA - TRANSIENTE V
 RUPTURA NA PERNA FRIA SEM DESLIZAMENTO DA SECAO DE ESSEES

PLOT OF ST1*TEMPO SYMBOL USED IS *

PLOT OF ST2*TEMPO SYMBOL USED IS +

PLOT OF ST3*TEMPO SYMBOL USED IS .

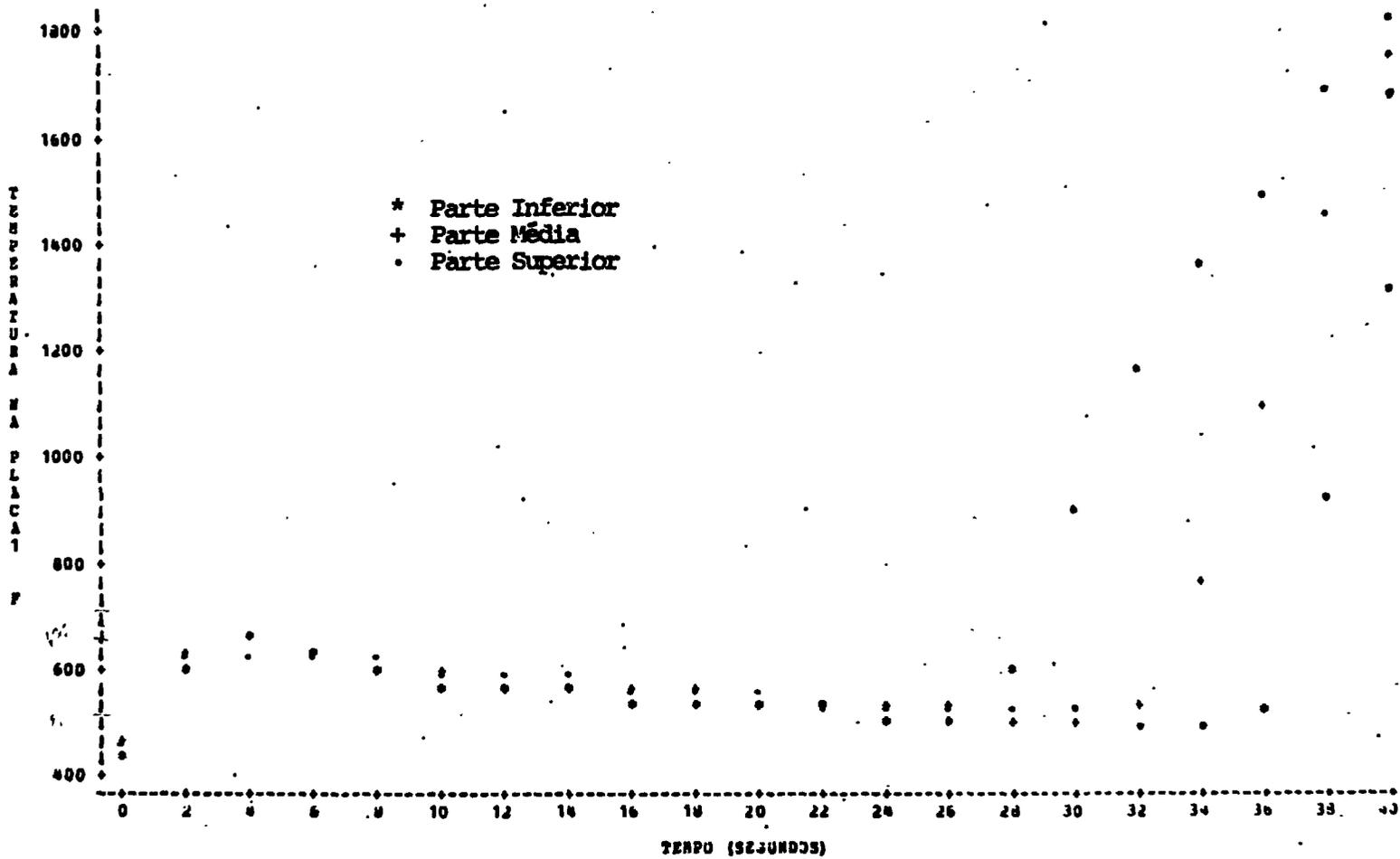
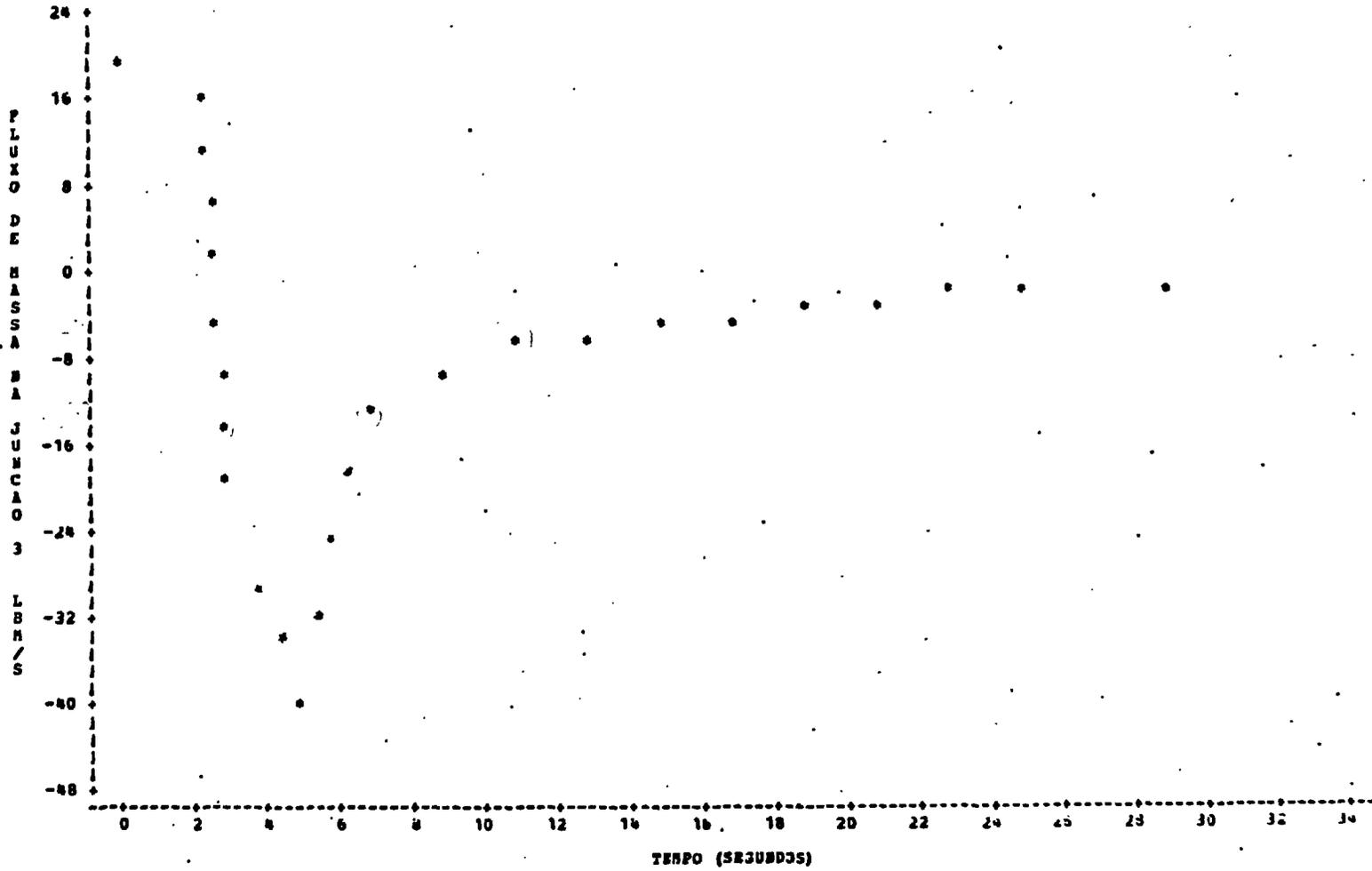


Figura 4.24 - Temperaturas nas Barras Aquecedoras da Seção de Testes

CIRCUITO EXPERIMENTAL DE AJUA - TRANSIENTE V
 RUPTURA NA PERNA FRIA SEM DESLIGAMENTO DA SECAO DE TESTES
 PLOT OF JUB*TEMPO SYMBOL USED IS *



NOTE: 1 OBS HAD MISSING VALUES

Figura 4.25 - Vazão de Massa na Entrada da Seção de Testes

ramente maior do que o valor na junção 4 que, por sua vez, é maior do que o valor na junção 5. Isso acontece até que o fluxo reverso de massa atinja um valor máximo. A partir daí, o fluxo na junção 3 vai se tornar menor do que nas junções 4 e 5. Isso explica porque a placa 1 (localizada logo após a junção 3) é a primeira a sofrer as consequências de um "burn-out" devido ao baixo valor do fluxo de massa na direção reversa, o qual não consegue retirar o calor gerado. Na Figura 4.24, que mostra a variação das temperaturas das três placas de calor da seção de testes, podemos notar a sequência do "burn-out" nas placas de calor. Na placa 1 o "burn-out" ocorre em torno de 28 segundos, elevando a temperatura rapidamente. Nas placas 2 e 3 o "burn-out" ocorre aos 32 segundos e 36 segundos respectivamente. A fusão na placa 1 ocorre aos 36 segundos (1500°F).

Na Figura 4.23 não é possível notar o instante em que o fluxo de calor na placa 1 encontra-se em seu valor crítico, pois ocorrem instabilidades devidas à convecção natural e devidas às oscilações no estado do fluido que alterna suas fases líquidas e de vapor em frações de segundo. O ponto em que ocorre o "burn-out" na placa 1 pôde ser notado nos resumos fornecidos pelo código RELAP4 ("major edits"), onde se observou uma mudança no mecanismo de transferência de calor do modo 3 para o modo 8 (ver Figura A.3) aos 28 segundos.

4.2.6 - Transiente VI - Variação da potência gerada na seção de testes

Neste caso foi suposto que a partir das condições de es-

tado estacionário, a potência gerada tivesse um acréscimo de 20% no seu valor normal de projeto (1300 Kw). Assim o valor da potência foi incrementado linearmente até 1560 Kw conforme o esquema da Figura 4.25. Aos 5 segundos a potência gerada aumenta de forma constante até o valor máximo de 1560 Kw aos 15 segundos. A potência permanece constante nesse valor até os 35 seg. quando começa a declinar linearmente até atingir novamente o valor de estado estacionário aos 45 seg.

Na Figura 4. 26 é representada a variação das temperaturas nas placas 1,2 e 3 da seção de testes, devida à variação de potência nos elementos aquecedores. A resposta em temperatura das placas é imediata, começando a elevar-se logo após o aumento da potência o que ocorre aos 5 segundos. Aos 16 segundos as placas possuem o valor máximo de temperatura que corresponde à cerca de 7% de acréscimo no valor inicial. A placa 3 é a que possui o maior valor de temperatura nestas condições, chegando a um máximo de 686^oF.

Aos 35 segundos a potência começa a diminuir e aos 36 segundos é acompanhada pela temperatura das placas que volta ao valor normal aos 46 segundos. Portanto, um aumento accidental de 20 % na potência do Circuito Experimental de Água não acarreta perigo de fusão das barras de aquecimento na seção de testes. Também não foi observada a possibilidade de ocorrência de "burn-out" neste transiente, sendo que a diferença entre o fluxo de calor e o fluxo de calor crítico se manteve bastante grande durante toda a simulação.

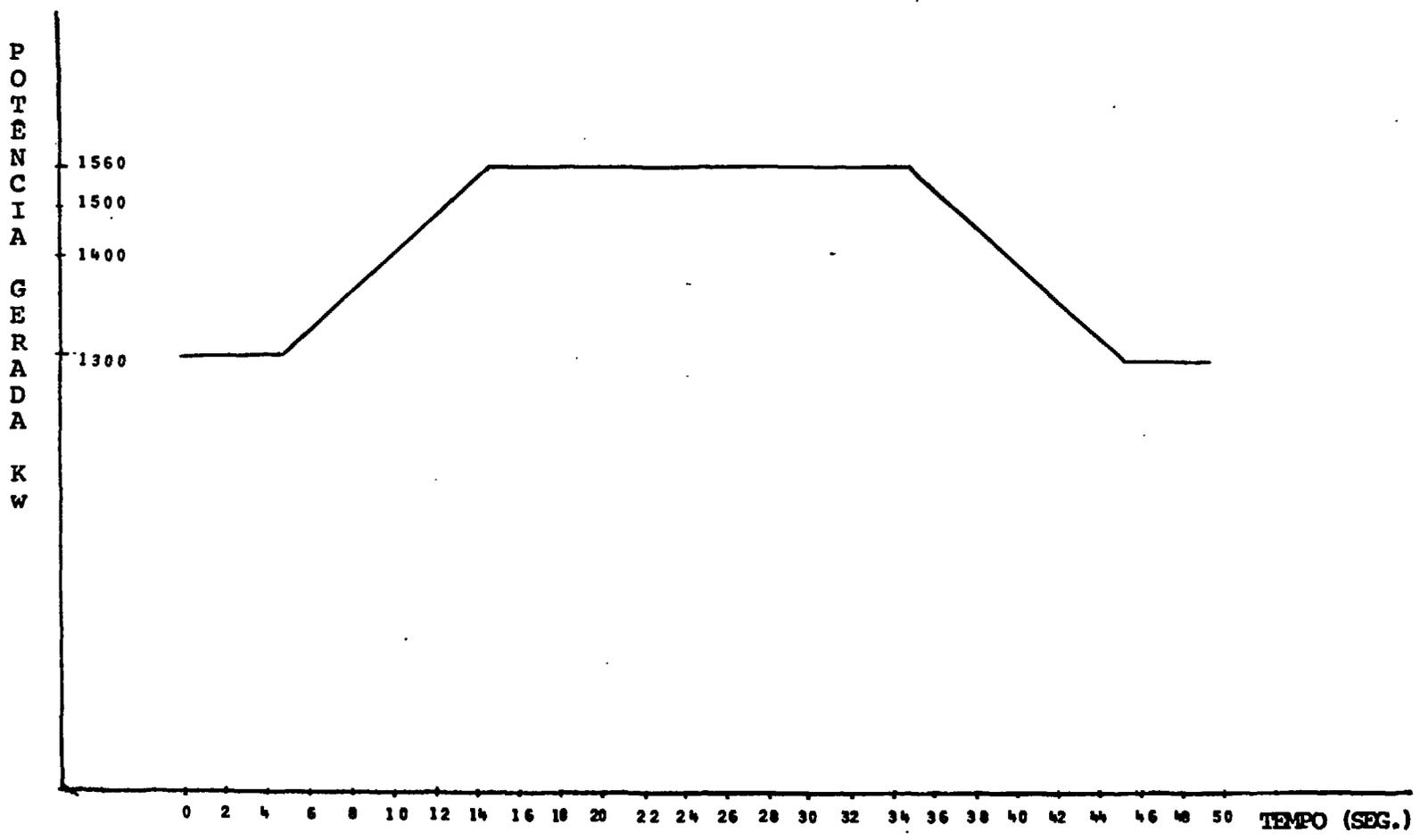


Figura 4.26 - Variação da Potência na Seção de Testes

CIRCUITO EXPERIMENTAL DE AJUA - TRANSIENTE VI

VARIACAO DE POTENCIA

PLOT OF ST1*TEMPO SYMBOL USED IS *

PLOT OF ST2*TEMPO SYMBOL USED IS +

PLOT OF ST3*TEMPO SYMBOL USED IS .

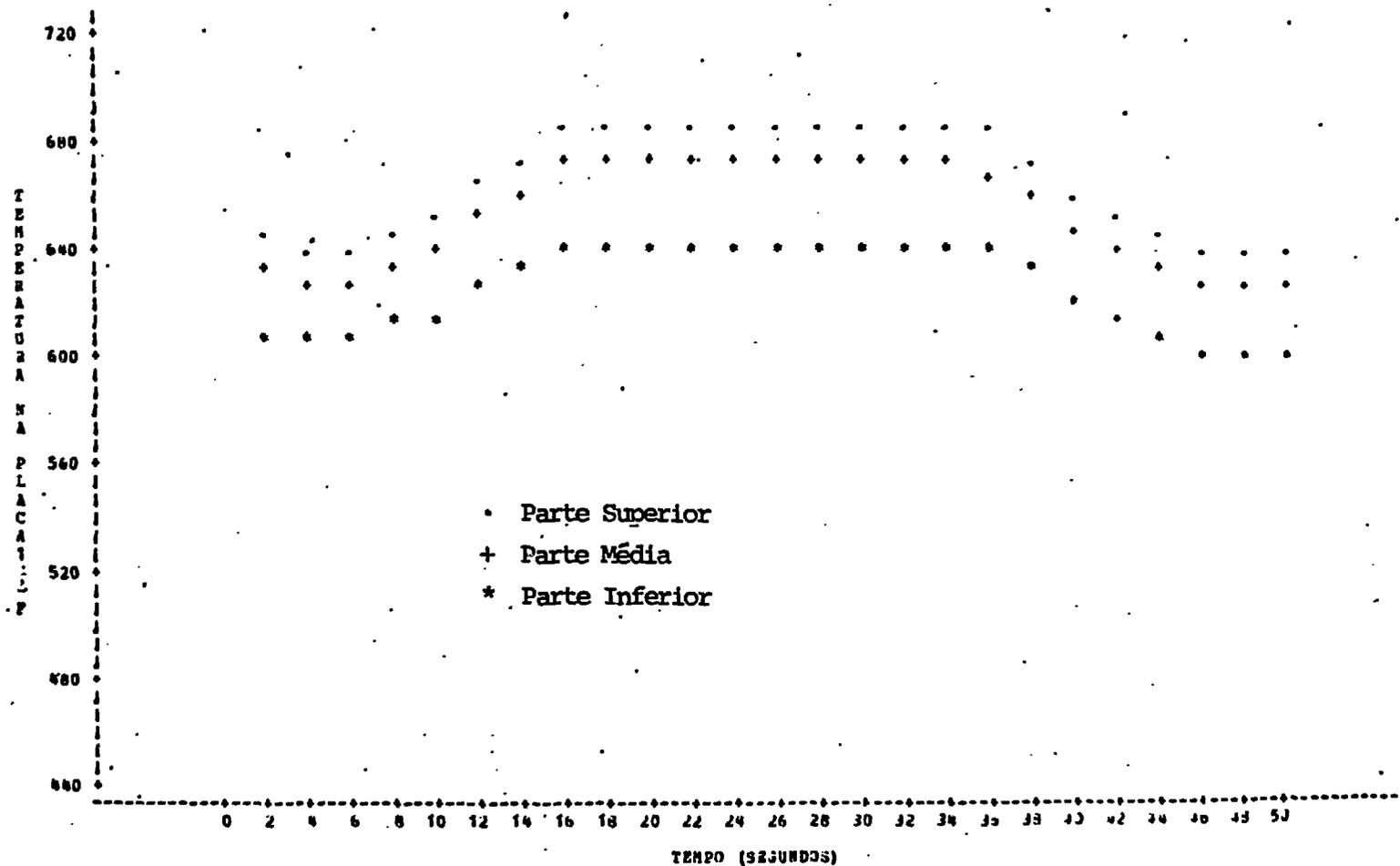


Figura 4.27- Variação da Temperatura nas Barras Aquecedoras da Seção de Testes

5- CONCLUSÕES E SUGESTÕES

Dos resultados apresentados no Capítulo 4 podemos tirar as seguintes conclusões:

- 1) O modelo desenvolvido para o Circuito Experimental de Água do CEN, conseguiu um bom desempenho nas simulações realizadas com o código RELAP4/Mod.3, tanto no caso do estado estacionário como para os seis transientes considerados. Além disso, o modelo conseguiu compatibilizar o compromisso existente entre o tempo de processamento/área de memória utilizada (que são diretamente proporcionais ao custo do processamento) e a precisão da simulação.
- 2) As simulações dos acidentes mostraram que o Circuito Experimental de Água pode suportar situações acidentais de operação, desde que os sistemas de emergência entrem em ação.
- 3) Os sistemas de emergência do Circuito Experimental de Água, no caso de ocorrer um acidente tipo parada de bomba ou ruptura de tubulação, devem ser tais que, no máximo, dentro de 36 segundos seja desligada a potência das barras de aquecimento.
- 4) O Circuito Experimental de Água está sobre-dimensionado para acidentes tipo flutuação na rede elétrica. Um aumento de 20 % na potência acarretou apenas um aumento de aproximadamente 50°F na temperatura das barras de aqueci

mento.

Os acidentes simulados neste trabalho têm como ponto de partida um estado estacionário baseado em condições de projeto. O ideal, seria partirmos de condições de operação baseadas em dados reais de funcionamento. Desta forma, o erro implícito na simulação seria devido somente à modelagem (agrupamento, valor médio etc.). Naturalmente, algumas modificações serão feitas até que o Circuito Experimental de Água do CEN entre em regime estacionário de operação. Desta forma, os valores iniciais do projeto, adotados nesta modelação, poderão ser variados. A geometria do circuito, entretanto, não deverá ser sensivelmente modificada até que o sistema entre em operação. Portanto, será necessária, no futuro, apenas uma atualização dos parâmetros de operação do circuito (vazões, temperaturas e pressões) para que se possa obter resultados finais com o mesmo modelo, tanto para a execução das simulações realizadas neste trabalho, como para a análise de outras situações que possam apresentar interesse.

A partir das informações definitivas acerca do funcionamento dos sistemas de emergência, poderá ser calculada a probabilidade de ocorrência dos acidentes considerados e também será possível uma simulação mais precisa do acionamento dos componentes de segurança do circuito. Desta forma, poderão ser obtidas simulações cada vez mais próximas ao comportamento real do CEA, como um todo, em face a situações acidentais.

Os estudos relativos à acidentes por perda de refrige -

rante, foram feitos, neste trabalho, levando em consideração uma área de ruptura no valor de 50% do valor da área de fluxo normal através da tubulação de entrada na seção de testes. Neste caso, assumimos que a ruptura se situa a 1 m. acima do nível da bomba principal. Outros valores de área e de elevação da ruptura podem ser considerados para estudos futuros. Porém, gostaríamos de ressaltar que para grandes vazões de massa de escape (grande ruptura), o modelo utilizado pode não acompanhar com precisão a simulação do acidente. Neste caso, seria necessária uma nova nodalização mais detalhada do sistema. Também seria interessante, como extensão deste trabalho, a modelação do pressurizador, de modo a ser possível manter a pressão do sistema em um valor constante e, assim, representar com maior exatidão o estado estacionário.

APÊNDICE A - MODELO NUMÉRICO DO CÓDIGO RELAP4

A. MODELO NUMÉRICO DO CÓDIGO RELAP4

A.1- Equações

Os conjuntos principais de equações resolvidas pelo programa RELAP4 são:

- a) equações do fluido
- b) equações de transferência de calor
- c) equações de cinética do reator

A.1.1- Equações do Fluido

A parte fluido-dinâmica do código RELAP4 resolve equações de massa, energia e momento para o modelo especificado pelo usuário. O sistema deve ser modelado em volumes de controle e junções (caminhos de fluxo).

Os volumes são utilizados para representar o fluido nas tubulações do sistema, no núcleo do reator, no pressurizador, na bomba, nos tanques de acumulação e nos trocadores de calor. As junções devem ser colocadas dentro das elevações especificadas para os volumes de controle conectados, pois o escoamento do fluido é contínuo.

As equações de conservação de massa, energia e quantidade de movimento, juntamente com as relações estado-propriedade do fluido, fornecem uma solução completa para o fenômeno do escoamento do fluido. O código RELAP4 resolve um conjunto

particular de equações do fluido na forma de 'tubo de escoamento' que é baseado nas considerações de um fluido unidimensional, homogêneo e em equilíbrio termodinâmico. As equações para escoamento tubular do fluido são derivadas das equações conservativas apresentadas em textos padrões.

(1) equação da conservação da massa

$$A \frac{\partial \rho}{\partial t} = - \frac{\partial W}{\partial x} \quad (\text{A.1})$$

(2) equação da conservação da energia

$$A \frac{\partial (\rho e)}{\partial t} = - \frac{\partial}{\partial x} \left\{ W \left(H + \frac{v^2}{2} + \phi \right) \right\} + q_w \frac{\partial A_w}{\partial x} \quad (\text{A.2})$$

(3) equação do momento

$$A \frac{\partial (\rho v)}{\partial t} = - \frac{\partial (vW)}{\partial x} - A \frac{\partial P}{\partial x} - \rho g A \frac{\partial z}{\partial x} - \frac{\partial F_k}{\partial x} \quad (\text{A.3})$$

onde: W = vazão de massa
 ρ = densidade do fluido
 A = área de fluxo
 v = velocidade do fluido
 P = pressão termodinâmica
 F_k = força de fricção
 e = energia específica total do fluido $(u + \frac{v^2}{2} + \phi)$
 u = energia interna específica do fluido
 H = entalpia
 ϕ = função gravidade potencial
 g = aceleração da gravidade
 q_w = fluxo de calor na superfície
 A_w = área de transferência de calor
 t = tempo
 x = comprimento reto

z = elevação

$q_w \frac{\partial A_w}{\partial x}$ = razão de transferência de calor por unidade de comprimento através da superfície da parede que contorna o volume de controle

Para obter os valores de massa, energia e fluxo, as equações de conservação A.1, A.2 e A.3 são integradas sobre os volumes de controle. A pressão termodinâmica é definida pelas relações de estado-propriedade em termos de energia interna específica e densidade.

A.1.1.1 - Equações Integradas do Fluido

As equações do fluido utilizadas pelo código RELAP4 podem ser obtidas pela integração das equações diferenciais de escoamento tubular sobre um volume fixo V . As equações de massa e energia são desenvolvidas para um volume genérico V_i que é conectado por J junções. O desenvolvimento das equações de escoamento nas junções é feito para um caminho genérico de fluxo J_i o qual conecta dois volumes de fluido k e l . A integração das equações diferenciais pode ser acompanhada pela referência A4/e e seus resultados são os seguintes:

(1) equação da conservação da massa

$$\frac{dM_i}{dt} = \sum_j W_{ij} \quad (A.4)$$

onde: M_i = massa no volume V_i

W_{ij} = fluxo para o interior do volume V_i pela junção j

(2) equação da conservação da energia

$$\frac{dU_1}{dt} = - \frac{l_1}{2A_1} \frac{d}{dt} \left(\frac{\bar{w}_1^2}{\bar{\rho}_1} \right) + \sum_j w_{1j} \left(H_{1j} + \frac{v_{1j}^2}{2} + z_{1j} - \bar{z}_1 \right) + Q_1 \quad (\text{A.5})$$

- onde:
- U_1 = energia interna do fluido no volume V_1
 - l_1 = comprimento de escoamento do volume V_1
 - \bar{w}_1 = vazão de massa (média) no volume V_1
 - $\bar{\rho}_1$ = densidade média no volume V_1
 - A_1 = área de escoamento do volume V_1
 - H_{1j} = entalpia local na junção j do fluido entrando ou saindo do volume V_1
 - v_{1j} = velocidade local na junção j do fluido entrando ou saindo do volume V_1
 - $z_{1j} - \bar{z}_1$ = mudança de elevação do centro de massa do volume V_1 em \bar{z}_1 para a junção j
 - Q_1 = razão de energia transferida para o interior do volume V_1

Para ser avaliado o termo de energia cinética envolvendo a vazão média de massa \bar{w}_1 , o volume V_1 é assumido como tendo uma área de escoamento constante na entrada e na saída. Com essa definição de geometria, a vazão média de massa é assumida como sendo a média das vazões de entrada e saída (equação A.6).

$$\bar{w}_1 = \frac{(\sum_{j,in} w_{1j})(\sum_{j,in} v_{1j} A_j) - (\sum_{j,out} w_{1j})(\sum_{j,out} v_{1j} A_j)}{\sum_{j,in} v_{1j} A_j - \sum_{j,out} v_{1j} A_j + \frac{\sum_{j,in} w_{1j} - \sum_{j,out} w_{1j}}{\bar{\rho}_1}} \quad (\text{A.6})$$

onde: w_{1j} é a vazão de massa entrando ou saindo (negativo) do volume V_1 através da área de junção A_j

A entalpia H_{ij} e a velocidade v_{ij} são avaliadas imediatamente a montante da junção que conecta um volume com outro volume ou com uma fonte de vazão (ruptura). Assim temos:

$$H_{ij} + \frac{v_{ij}^2}{2} = \bar{H}_1 + \frac{\bar{v}_1^2}{2} + (\Delta H_1)_q + (\Delta H_{1j})_s \quad (A.7)$$

onde: \bar{H}_1 = entalpia média do volume V_1

$\frac{\bar{v}_1^2}{2}$ = energia cinética média no volume V_1

$\frac{\bar{v}_{ij}^2}{2}$ = energia cinética da vazão W_{ij} imediatamente a montante da área de junção A_j

$(\Delta H_1)_q$ = mudança de entalpia do centro do volume para a junção, devido ao aquecimento

$(\Delta H_{1j})_s$ = mudança de entalpia no volume V_1 devida à separação de fase na junção j

(3) equação do momento

A integração da equação do momento (A.3) do caminho j desde o centro do volume k até o centro do volume l (Figura A.1) resulta em:

$$I_j \frac{dW_j}{dt} = (P_k + P_{k_{gj}}) - (P_l + P_{l_{gj}}) - F_{f_k} - F_{f_l} - F_{f_r} - \int_{k_0}^{l_1} dF - \int_k^l \frac{d(vW)}{A} \quad (A.8)$$

onde: k_0 - refere-se ao lado de saída do volume k adjacente à área de junção A_j

l_1 - refere-se ao lado de entrada do volume l adjacente à área de junção A_j

P_k, P_l = pressão termodinâmica nos centros dos volumes

$P_{k_{gj}}$ = pressão diferencial devida à gravidade, do centro do volume k até a junção j

$P_{l_{gj}}$ = pressão diferencial devida à gravidade, da junção j até o centro do volume l

F_{f_k}, F_{f_l} = perda de carga no interior de cada meio volume devida à fricção

$$= 4f \left(\frac{L}{2D_h} \right) \left(\rho \frac{|\bar{v}| \bar{v}}{2} \right) \phi_2 \quad (\text{A.9})$$

F_r = termo residual de perda de carga por atrito, definido pelas condições de estado estacionário

$\int_{k_0}^{l_1} dF$ = expansão ou contração entre volumes k e l

$k \frac{d(vW)}{A}$ = termo de momento para mudanças de área e densidade entre os volumes k e l

f = coeficiente de atrito

L = comprimento do volume

A = área de escoamento do volume

D_h = diâmetro hidráulico

ρ = densidade do fluido

v = velocidade do fluido

k - refere-se ao volume k

l - refere-se ao volume l

j - refere-se à junção j

ϕ_2 = multiplicador para acréscimo do atrito quando houver duas fases

I_j = inércia geométrica na junção

W_j = vazão de massa na junção

O coeficiente de atrito para fluxo turbulento em tubos lisos é baseado na equação de Karman-Nikuradse /34/:

$$\frac{1}{\sqrt{f}} = -0.4 + 4 \log_{10} (Re \sqrt{f}) \quad (A.10)$$

para $0.002 < f \leq f_e$

e para fluxo laminar:

$$f = \frac{16}{Re} \quad (A.11)$$

para $f > f_e$

onde: Re = número de Reynolds

f_e = valor do coeficiente de atrito para a faixa de transição entre os escoamentos laminar e turbulento

Para o código RELAP4, a intersecção entre o escoamento laminar e turbulento ocorre quando $Re \approx 1000$ e $f_e = 0.012$.

O número de Reynolds é baseado na viscosidade do líquido saturado quando o líquido está subresfriado e na viscosidade do vapor saturado quando o vapor está superaquecido. Para escoamento bifásico, a viscosidade é a ponderação dos valores de saturação pelo título.

A.1.2- Transferência de Calor

Um modelo de condução de calor é utilizado para permitir o cálculo de transferência de calor para um fluido em um dado volume de controle ou vice-versa. A taxa de adição (ou retirada

da) de calor em um fluido é calculada como sendo o produto do fluxo de calor superficial (q'') e a área de transferência de calor (A_s) na superfície do condutor (placa de calor) em contacto com o fluido. Condutores podem ser descritos como barras de combustível, tubos, vasos cilindricos e placas.

O modelo de condução de calor é baseado no código de condução para o estado estacionário HEAT-1 /38/, o qual utiliza a solução numérica das equações de condução de calor para uma dimensão. Dentro de um condutor, são determinados volumes incrementais para a nodalização especificada. Para o volume incremental da Figura A.2 a equação de balanço de energia é:

$$V_n \rho_n C_n \frac{dT_n}{dt} = Q_n + (A K \frac{dT}{dx})_r - (A K \frac{dT}{dx})_l \quad (A.12)$$

onde: V_n = volume incremental

$\rho_n C_n$ = capacidade volumétrica de calor

ρ_n = densidade do fluido

C_n = calor específico do fluido

T = temperatura do fluido

T_n = temperatura no nó n

t = tempo

Q_n = taxa de geração interna de calor

A = área de transferência de calor

K = condutibilidade térmica

x = distância radial

l - lado esquerdo do volume

r - lado direito do volume

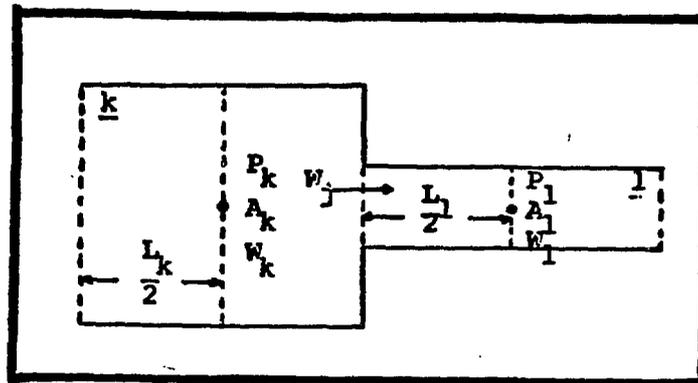


Figura A.1 - Volumes k e l

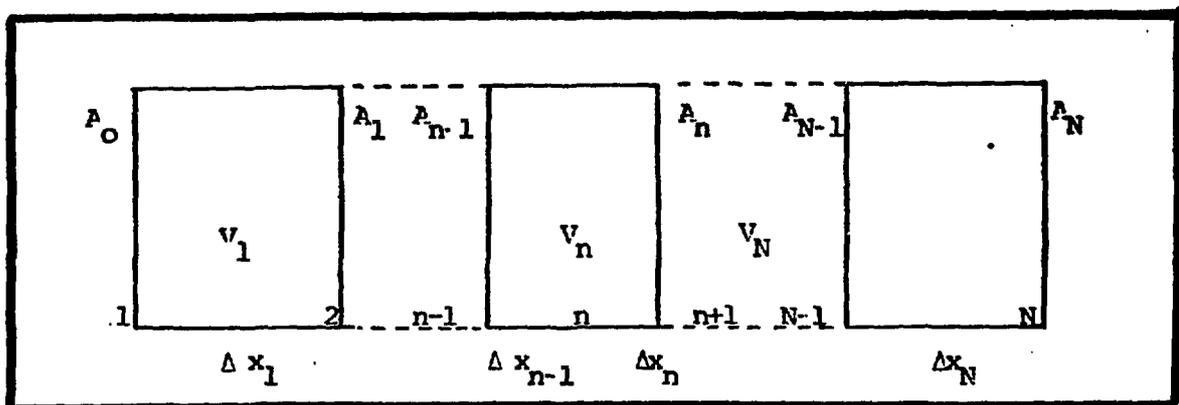


Figura A.2 - Nodalização de um Condutor de Calor

A equação (A.12), sob a forma de diferenças finitas transforma-se em:

$$V_n \rho_n C_n \frac{T'_n - T_n}{\Delta t} = Q'_n + \frac{A_n}{2\Delta x_n} (\bar{K}_{n,n+1} (T_{n+1} - T_n) + \bar{K}'_{n,n+1} (T'_{n+1} - T'_n)) - \frac{A_{n-1}}{2\Delta x_{n-1}} (\bar{K}_{n-1,n} (T_n - T_{n-1}) + \bar{K}'_{n-1,n} (T'_n - T'_{n-1})) \quad (A.13)$$

onde: $\bar{K}_{n,n+1} = \frac{K_n + K_{n+1}}{2}$ etc.

e o sinal (') significa o valor da variável no passo de tempo seguinte.

Rearranjando os termos, a equação (A.13) é, então, colocada na forma:

$$a_n T'_{n-1} + b_n T'_n + c_n T'_{n+1} = d_n \quad (A.14)$$

As condições de contorno T_1 e T_n dependem da configuração' do condutor (barra de combustível, tubos 'U' de trocadores de calor etc.) e são especificadas pelo usuário.

A.1.2.1- Correlações de Transferência de Calor

As correlações de transferência de calor são necessárias e têm como objetivo estabelecer as condições de contorno, de forma a permitir o cálculo de transferência de calor de um condutor para o fluido refrigerante ou vice-versa.

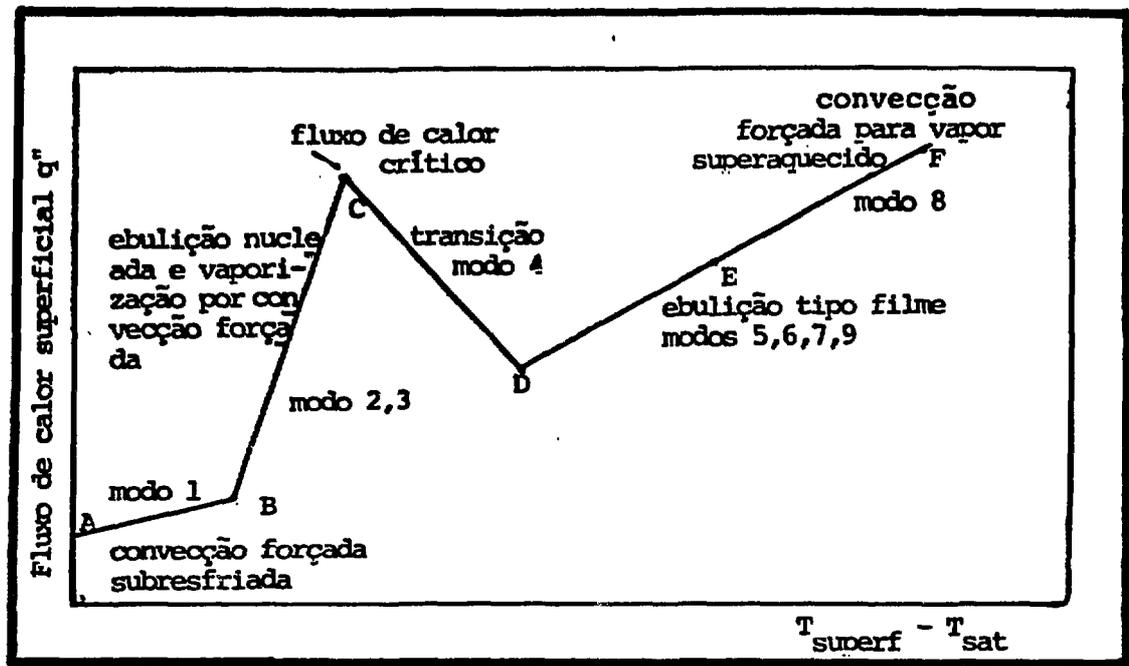


Figura A.3 - Regimes de Transferência de Calor

Tabela A.1 - Correlações de Transferência de Calor Utilizadas Pelo Código RELAP4

Modo 1	Convecção Forçada do Líquido Subresfriado - Dittus e Boelter	$h = 0,023 \frac{K}{D_e} Pr^{0,4} Re^{0,8} \quad (A.15)$								
Modo 2	Ebulição Nucleada - Thom	$q = \left(\frac{\Delta T_{sat} \cdot e^{(P/1260)}}{0,072} \right)^2 \quad (A.16)$								
Modo 3	Convecção Forçada com Vaporização - Schrock e Grossman	$h = (2,5) (0,023) \frac{K_f}{D_e} Pr_f^{0,4} (Re_f (1-x))^{0,8} \left(\frac{x^{0,9}}{(1-x)} \left(\frac{\mu_g}{\mu_f} \right)^{0,1} \left(\frac{\rho_f}{\rho_g} \right)^{0,5} \right)^{0,75} \quad (A.17)$								
Modo 4	Transição - McDonough, Milich e King	$q = q_{FCC} - C(P) (T_w - T_{w,FCC}) \quad (A.18)$ <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"><thead><tr><th>pressão (psi)</th><th>C(P)</th></tr></thead><tbody><tr><td>2000</td><td>979,2</td></tr><tr><td>1200</td><td>1180,8</td></tr><tr><td>800</td><td>1501,2</td></tr></tbody></table>	pressão (psi)	C(P)	2000	979,2	1200	1180,8	800	1501,2
pressão (psi)	C(P)									
2000	979,2									
1200	1180,8									
800	1501,2									
Modo 5	Ebulição Tipo Filme - Groeneveld	$h = a \frac{K_g}{D_e} Pr_w^c \left\{ Re_g \left(x + \frac{\rho_g}{\rho_f} (1-x) \right) \right\}^b \left(1,0 - 0,1(1-x) \right)^{0,4} \left(\frac{\rho_f}{\rho_g} - 1 \right)^{0,4} \quad (A.19)$								

Tabela A.1 - Correlações de Transferência de Calor Utilizadas Pelo Código RELAP4 - (continuação)

Modo 5	Groeneveld 5,9	Groeneveld 5,7
(cont.)		
a	0,00327	0,052
b	0,901	0,688
c	1,32	1,26
d	-1,50	-1,06
Modo 6	Ebulição Tipo Filme, com Baixo Fluxo de Massa - Browley Modificado	
	$h = 0,62 \left(\frac{K^3 h_{fg} \rho_g g (\rho_f - \rho_g)^{0,25}}{\mu_g L \Delta T_{sat}} \right) \quad (A.20)$	
	$L = 2\pi \sqrt{\frac{g_c \sigma}{g (\rho_f - \rho_g)}} \quad (A.21)$	
Modo 7	Convecção Livre Mais Radiação	
	$h = h_c + h_r \quad (A.22)$	
	$h_c = 0,4 (Gr Pr_f)^{0,2} \quad (A.23)$	
	$Gr = \frac{L^3 \beta_g \rho_g^2 \Delta T_{sat}}{\mu_g^2} \quad (A.24)$	
	$L = \frac{D_e}{2} \quad (A.25)$	
	$h_r = 0,23 \frac{1,714 (10^{-9}) (T_w^4 - T_{sat}^4)}{\Delta T_{sat}} \quad (A.26)$	
Modo 8	Convecção Forçada com Vapor Superaquecido - Dittus e Boelter	
	$h = 0,023 \frac{K}{D_e} Pr^{0,4} Re^{0,8} \quad (A.27)$	

Tabela A.1 - Correlações de Transferência de Calor Utilizadas pelo Código RELAP4 - (continuação)

Modo 9 Ebulição Tipo Filme para Baixa Pressão -
Dougall e Rohsenow

$$h = 0,023 \frac{K_g}{D_e} Pr_g^{0,4} \left\{ Re_g \left(x + \frac{\rho_g}{\rho_f} (1-x) \right) \right\}^{0,8} \quad (A.28)$$

Os regimes de transferência de calor pelos quais o núcleo do reator pode passar durante uma súbita despressurização ("blowdown") são ilustrados na Figura A.3. Os modos de transferência de calor de 1 a 9 estão assinalados para os vários regimes e sub-regimes, afim de identificar a correlação a ser utilizada apropriadamente. A Tabela A.1 identifica esses modos e apresenta as correlações da forma como são utilizadas pelo código RELAP4.

Os regimes de ebulição apresentados na Figura A.3 são extensivamente discutidos no manual do código RELAP4/Mod.5 /1 / e por Tong /36/.

A.1.2.2- Correlações para o Fluxo Crítico de Calor

Os cálculos do fluxo crítico de calor são feitos para todas as superfícies das placas de calor em cada passo de tempo. As correlações são utilizadas da seguinte maneira:

- $P > 1500$ psi Babcock&Wilcox - 2
- $1500 > P > 1300$ psi interpolação entre B&W-2 e Barnett
- $1300 > P > 1000$ psi Barnett
- $1000 > P > 725$ psi interpolação entre Barnett e Barnett modificado
- $725 > P$ psi Barnett modificado .

Na Tabela A.2 temos as correlações para o cálculo do fluxo crítico de calor. Para uma dada pressão entre 725 e 1000 psi, ou entre 1300 e 1500 psi, as duas correlações relevantes são avalia -

Tabela A.2 - Correlações para o Cálculo do Fluxo Crítico de Calor

Babcock & Wilcox - B&W -2

$$q_{FCC} = \frac{1,15509 - 0,40703(12De)}{12,71 (3,0545 G')^A}$$

$$\{ (0,3702 \times 10^6) (0,59137 G')^B - 0,15208 \cdot x \cdot H_{fg} G' \}$$

(A.31)

onde: $A = 0,71186 + (2,0729 \times 10^{-4})(P-2.000)$

$$B = 0,834 + (6,8479 \times 10^{-4})(P-2.000)$$

$$G' = \frac{G}{10^6}$$

Esta correlação foi desenvolvida a partir de dados sobre barras em água nas condições paramétricas seguintes:

D_e	0,2" - 0,5"
L	72"
P	2000 - 2400 psi
G	$0,75 \times 10^6 - 4,0 \times 10^6$ lbm/ft ² hr
x	-0,03 - 0,20

Barnett Modificado

$$q_{FCC} = 10^6 \frac{A+B(H_f - H_{in})}{C+L} \quad (A.33)$$

onde: $A = 73,71 D_{he}^{0,952} G'^{0,663} \{ 1,0 - 0,315 e^{(-11,34 D_{hy} G')} \}$

$$B = 0,104 D_{he}^{1,45} G'^{0,591}$$

$$C = 45,44 D_{hy}^{0,0817} G'^{0,5866}$$

para: D 0,395" - 0,543"

L 32,9" - 174,8"

Tabela A.2 - Correlações para o Cálculo do Fluxo Crítico de Calor - (continuação)

Barnett Modificado (cont.)

P	150 - 725 psi
G	$0,03 \times 10^6 - 1,7 \times 10^6$ lbm/ft ² hr
H _{in}	6 - 373 Btu/lbm

Barnett

$$q_{FCC} = 10^6 \frac{A + B(H_f - H_{in})}{C+L} \quad (A.32)$$

onde: $A = 67,45 D_{he}^{0,68} G^{0,192} \{1,0 - 0,744 e^{(-6,512 D_{hy} G)}\}$

$$B = 0,2587 D_{he}^{1,261} G^{0,807}$$

$$C = 185,0 D_{hy}^{1,415} G^{0,212}$$

para: $D_e \quad 0,258'' < D_{he} < 3,792''$

$L \quad 24'' - 108''$

$P \quad 1000$ psi

$G \quad 0,14 \times 10^6 - 6,20 \times 10^6$ lbm/ft² hr

$H_{in} \quad 0 - 412$ Btu/lbm

General Electric Company

$$q_{FCC} = 10^6 (0,8 - x)$$

para: $G \geq 0,5 \times 10^6$ lbm/ft² hr

e

$$q_{FCC} = 10^6 (0,84 - x)$$

para: $G < 0,5 \times 10^6$ lbm/ft² hr

Nas Tabelas A.1 e A.2 foi utilizada a seguinte nomenclatura:

- h = coeficiente de transferência de calor
- K = condutibilidade térmica
- D_e = diâmetro equivalente
- D_{he} = diâmetro aquecido equivalente
- D_{hy} = diâmetro hidráulico equivalente
- P_r = número de Prandtl
- R_e = número de Reynolds
- G = fluxo de massa
- μ = viscosidade
- C_p = calor específico
- T_{sat} = temperatura de saturação
- T_w = temperatura da superfície do condutor
- $\Delta T_{sat} = T_w - T_{sat}$
- q = fluxo de calor
- H_{fg} = entalpia de vaporização
- H_{in} = entalpia de entrada
- P = pressão
- X = título
- ρ = densidade
- L = comprimento do canal
- g = aceleração local da gravidade
- g_c = constante gravitacional
- σ = tensão superficial
- Q = vazão volumétrica
- A_{flow} = área de fluxo
- β = coeficiente de expansão térmica

subscritos:

- FCC** = condições de fluxo crítico de calor
- f** = condições de líquido saturado
- g** = condições de vapor saturado
- v** = condições de vapor superaquecido
- w** = valor na superfície do condutor

das na pressão considerada e correspondente entalpia H_f . Os dois valores de fluxo de calor são ponderados de forma a dar:

$$q_{FCC} = \frac{(P_r - P) q_{FCC_1} + (P - P_1) q_{FCC_r}}{P_r - P_1} \quad (A.29)$$

onde: q_{FCC} = fluxo crítico de calor
 P = pressão
 $1, r$ - extremos inferior e superior respectivamente, para efeito de interpolação

Um valor mínimo para o valor do fluxo crítico de calor é fixado em 90.000 Btu/ft².hr para o caso do valor previsto cair abaixo desse número.

Para um fluxo de massa G menor do que 200.000 lbm/ft².hr o fluxo de calor é interpolado entre 90.000 Btu/ft².hr e o valor dado pela correlação escolhida, onde o primeiro corresponde a 0 (zero) lbm/ft².hr e o último a 200.000 lbm/ft².hr.

A entalpia de entrada usada nas correlações de Barnett e Barnett modificado é dependente da direção do fluxo e é determinada segundo a Tabela A.3.

Tabela A.3 - Determinação da Entalpia

H entrada	FLUXO	
	ENTRADA	SAÍDA
H na entrada normal	> 0	> 0
H na saída normal	< 0	< 0
H do volume	todos os outros casos	

Se o termo $H_f - H_{in}$ da equação de Barnett (ver Tabela - A.2) for negativo, é assumido como sendo 0 (zero) nas correlações .

O diâmetro aquecido equivalente, D_{He} , é um dado de entrada. O diâmetro utilizado nas correlações de Barnett e Barnett modificado, D_{Hy} , é calculado como sendo:

$$D_{Hy} = \sqrt{D_r (D_r + D_{He})} - D_r \quad (A.30)$$

onde: D_r = diâmetro da barra

Ao código RELAP4 foram incorporadas também equações de cinética do reator, que, juntamente com as variações na reatividade, permitem calcular a potência térmica gerada pelos elementos combustíveis. Entretanto, considerando que neste trabalho estudamos apenas a simulação de acidentes em um circuito experimental não nuclear, e, portanto, não sujeito à presença de produtos de fissão, não detalharemos neste apêndice a parte nuclear do código.

A.2- Método Numérico de Solução do Conjunto de Equações

Para cada volume ou junção temos um conjunto diferente de equações (A.4), (A.5), (A.8), (A.14) e a equação representan

do a cinética do reator (quando for o caso). A solução do sistema de equações para todos os volumes e junções é obtida usando o método implícito /1/. Embora o método implícito exija a solução de todo o sistema de equação a cada intervalo de tempo, ainda é preferido, pois não apresenta tão severas restrições aos intervalos de tempo requeridos, como faz o método explícito, trazendo, conseqüentemente, grande economia no tempo de computação.

A solução das equações integradas (A.5), (A.8) e (A.14) permite obter as quantidades totais de massa de água, massa de vapor e a energia combinada de água e vapor para cada volume e junção. A partir destas variáveis, os estados termodinâmicos específicos de água e vapor são determinados em uma subrotina de propriedades dos fluidos. As propriedades da água e do vapor estão tabeladas em função da temperatura e do volume específico. Se houver ar no sistema, este é assumido como sendo um gás perfeito com calor específico constante.

A.3- Descrição do Programa RELAP4

O programa RELAP4 foi escrito em linguagem FORTRAN IV e pode ser utilizado tanto em computador CDC série 7600 como IBM séries 360 e 370. O programa fonte é constituído de 4500 cartões FORTRAN contendo 197 subrotinas.

Na Tabela A.4 apresentamos algumas das principais subrotinas e nas Figuras A.4, A.5 e A.6 apresentamos os principais fluxogramas do RELAP4.

Tabela A.4 - Subrotinas Principais do Código RELAP4

BAL	Cálculo da energia e da pressão no volume; cálculo da massa de líquido, vapor e da mistura no volume
INMAIN	Processamento dos dados de entrada para a inicialização do problema. Reservamento de espaço para armazenamento dinâmico
FLOSRRH	Cálculo de vazões de massa nas tubulações e nos pontos de entrada e saída do sistema
INPUT	Subrotina para seleção do programa dependendo do tipo do problema
EDIT	Impressão das variáveis de controle selecionadas (minor edits) e das variáveis de saída automática (major edits), durante o transiente
PRINTR	Rotina para a utilização de dados calculados previamente e armazenados em fita para reinício do problema ou para a apresentação da saída sob a forma de gráfico
INPOPO	Leitura da potência inicial e do método a ser utilizado
RESTARTR	Rotina para chamar outras rotinas para leitura do arquivo de dados para reinício do problema
TRAN	Rotina principal - chama rotinas para inicialização da leitura dos volumes, testes de consistência, atualização do passo de tempo, das vazões de massa nas junções e energia do volume

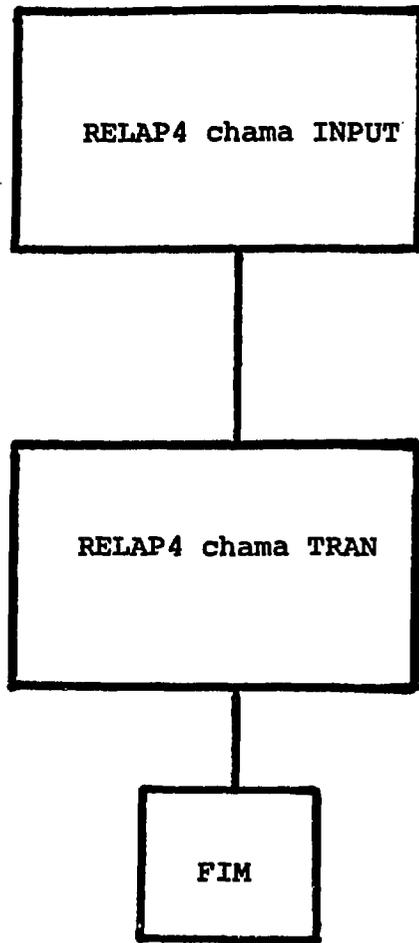


Figura A.4 - Fluxograma Central do Código RELAP4

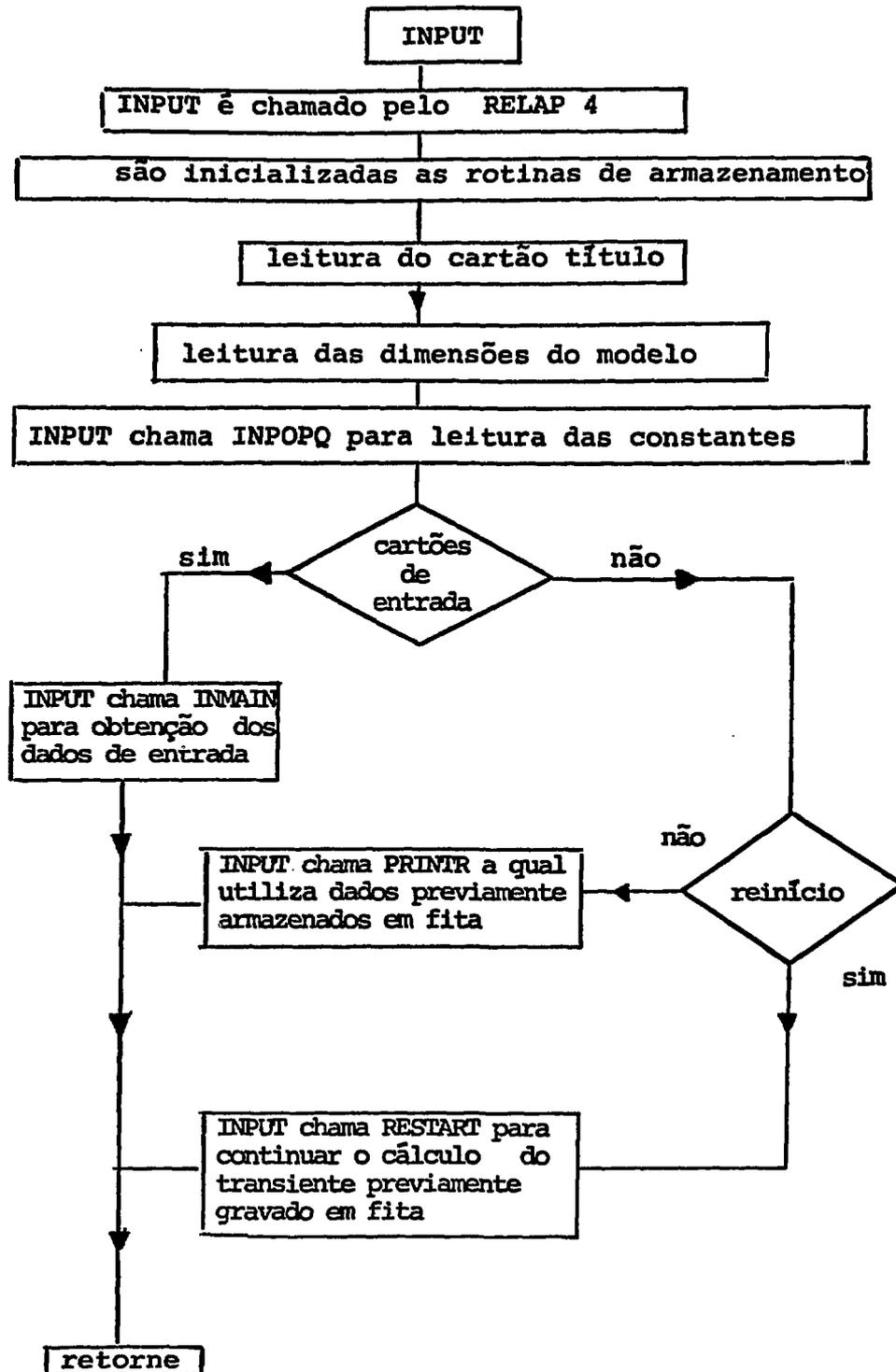


Figura A.5 - Fluxograma Básico da Rotina INPUT

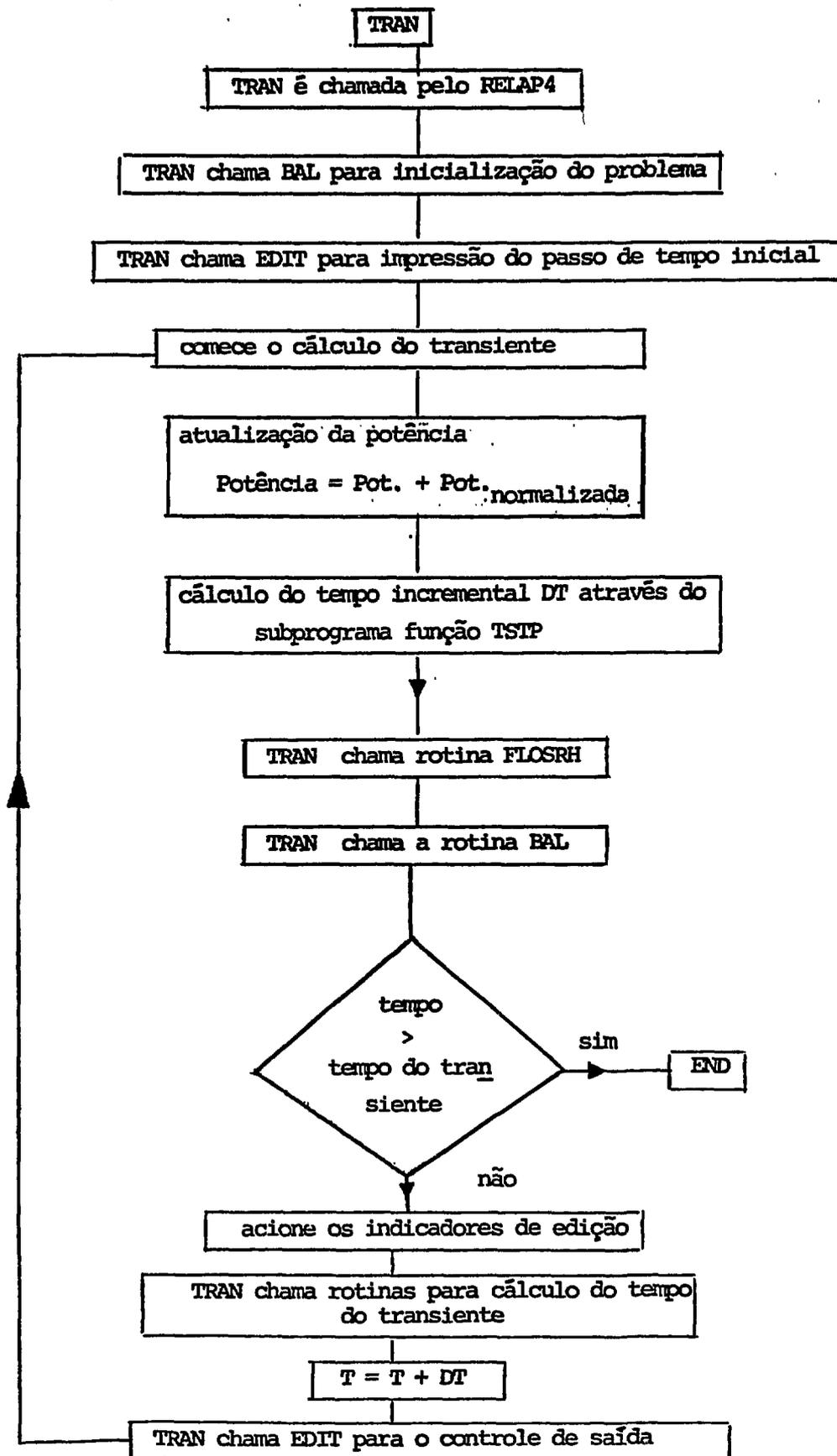


Figura A.6 - Fluxograma da Subrotina TRAN

APÊNDICE B - DADOS DE ENTRADA AO O CÓDIGO RELAP4
PARA SIMULAÇÃO DO ESTADO ESTACIONÁRIO
NO CIRCUITO EXPERIMENTAL DE ÁGUA DO CEN

LISTING OF INPUT DATA FOR CASE 1

```

1  * CIRCUITO EXPERIMENTAL - ESTADO ESTACIONARIO
2  *
3  * CAMPOS DE CONTROLE PARA ESTADO ESTACIONARIO
4  *
5  *
6  * DIMENSÕES DO PROBLEMA
7  *
8  010001 0 9 1 10 19 1 0 22 1 0 1 0 7 3 2 3 0
9  *
10 * CONSTANTES DO PROBLEMA
11 *
12 010002 1.3 1.0
13 *
14 * VARIÁVEIS DE EDICAO
15 *
16 020000 AT 1 AP 1 AP 12 AT 5 AP 5 AT 9 JW 1 JW 5 SR 3
17 *
18 * PASSOS DE TEMPO
19 *
20 030010 1 50 1 0 2.0 0.00005 100.0
21 *
22 * CONTROLE DE EVENTOS
23 *
24 040010 1 1 0 0 100.0 0.0 * FIM DO PROBLEMA AOS 107 SEC
25 040020 1 8 3 0 1500.0 0.0 * FIM DO PROB. P/ T. PLACA 3 MAIOR 1500 F
26 040030 1 7 1 0 500.0 0.0 * FIM DO PROB. P/ T. BOMBA MAIOR 500 F
27 040040 1 4 2 0 1200.0 0.0 * FIM DO PROB. P/ PR. BOMBA MAIOR 1200PSI
28 040050 2 1 0 0 100.0 0.1 * PARADA DE BOMBA
29 040060 4 1 0 0 100.0 0.1 * ABERTURA DA FUGA NA JUNCAO 26
30 040070 3 -9 3 0 10.0 0.1 * DESL. POT. ST. P/ VAZAO MENOR 10 L/W/S
31 040080 3 4 6 0 1140.0 0.0 * DESL. POT. ST. P/ PR. ST MAIOR 1140PSI
32 040090 2 -5 1 0 1.0000 0.1 * PARADA DE BOMBA SE OJVER CAVITACAO
33 040100 3 -5 1 0 1.0000 0.3 * DESL. ST. SE OJVER CAVITACAO
34 *
35 *
36 *
37 *
38 *
39 * DADOS DE VOLUMES
40 050011 0 0 1071.6800 383.000 -0.1 0.1004 1.3484 1.3484 0 0.0506
41 050012 0.0 0.0
42 050021 0 0 1123.0000 383.000 -0.1 0.8246 9.5932 9.5932 0 0.0491
43 050022 0.0 1.3484
44 050031 0 0 1081.6300 383.000 -0.1 1.2256 8.9633 8.9633 0 0.0200
45 050032 0.1068 1.5783
46 050041 0 0 1056.8920 403.340 -0.1 0.0437 3.9370 3.9370 0 0.0111
47 050042 0.0 1.5783
48 050051 0 0 1049.9100 423.550 -0.1 0.0437 3.9371 3.9371 0 0.0111
49 050052 0.0 5.9153
50 050061 0 0 1037.1420 443.690 -0.1 0.0437 3.9370 3.9370 0 0.0111
51 050062 0.0 5.8524
52 050071 0 0 1029.0000 443.690 -0.1 0.7526 7.2867 7.2867 0 0.0218
53 050072 0.0 13.7854
54 050081 0 0 1025.00 420.440 -0.1 1.5727 1.3976 1.3976 0 0.0500
55 050082 0.0 19.6785
56 050091 0 0 1023.71 391.670 -0.1 1.5727 1.3977 1.3977 0 0.0500

```


RELAP4/003 11/11/74 (54) KVM RELAP4 THERMAL HYDRAULIC ANALYSIS PROGRAM

```

115 * TABELA DA FUGA ( JUNCAO 22 )
116 *
117 * 120101 -2 4 14.22 0.0 0.0 5.1 1.0
118 *
119 * CONSTANTES CINETICAS
120 *
121 * 140000 0 0.0 0.0 0.0 0.0
122 *
123 * TABELA DE PARADA
124 *
125 * 141001 -9 3 0.0 1.0 C-5 0.75 1.5 0.5 3.0 0.25
126 * 141002 5.0 0.125 10.0 0.0 15.0 0.0 20.0 0.0 130.0 3.0
127 *
128 * PLACAS DE CALOR
129 *
130 * 150011 0 4 1 0 0 0 0 3.9183 0.0345 0.0 0.0361 0.0 0.0465 0.0 3.9370
131 * 150021 0 5 1 1 0 0 0 3.9184 0.0345 0.0 0.0361 0.0 0.0465 0.0 3.9371
132 * 150031 0 6 1 1 0 0 0 3.9183 0.0345 0.0 0.0361 0.0 0.0465 0.0 3.9370
133 * 150041 3 -1 2 0 0 0 25.3680 20.9703 0.1257 0.0 0.2576 0.0 0.2576 5.16 5.16
134 * 150042 0.3884 1392.59
135 * 150051 9 -1 2 0 0 0 25.3680 20.9703 0.1257 0.0 0.2576 0.0 0.2576 5.16 5.16
136 * 150052 0.3884 1392.59
137 * 150061 16 -1 3 0 0 0 10.2020 12.3415 0.0611 0.0 0.1596 0.0 0.1596 6.31 6.31
138 * 150062 0.1116 1876.5
139 * 150071 17 -1 3 0 0 0 10.2020 12.3415 0.0611 0.0 0.1596 0.0 0.1596 6.31 6.31
140 * 150072 0.1116 1876.5
141 *
142 * PLACAS DE CALOR NA SECAD DE TESTE
143 *
144 * 160010 1 5 6 7 0.0 0.33
145 * 160020 2 1 4 8 0.0 0.34
146 * 160030 3 5 6 7 0.0 0.33
147 *
148 * DADOS GEOMETRICOS DAS PLACAS DE CALOR
149 *
150 * 170101 2 2 1 3 0.0 0.0092 0.0
151 * 170102 0 2 4 0.0084 1.0
152 * 170201 2 1 2 3 0.1262 0.0054 0.0
153 * 170301 2 1 2 3 0.0258 0.0054 0.0
154 *
155 * TABELAS DE CONDUZIBILIDADE TERMICA
156 *
157 * 180101 -5 300.0 0.0193 400.0 0.0212 500.0 0.0231
158 * 180102 600.0 0.0250 700.0 0.0268 * AR
159 * 180201 -4 0.0 9.0 200.0 9.0 800.0 11.0 1600.0 15.0 * SS 306
160 *
161 * TABELAS DE CAPACIDADE VOLUMETRICA DE CALOR
162 *
163 * 190101 -5 300.0 0.0126 400.0 0.0113 500.0 0.0102
164 * 190102 600.0 0.0053 700.0 0.0086 * AR
165 * 190201 -5 200.0 60.0 400.0 61.3 600.0 64.3
166 * 190202 800.0 67.1 2200.0 80.0 * SS 306
167 *
168 *

```

APÊNDICE C - LISTAGEM DE SAÍDA DO CÓDIGO RELAP4
PARA O ESTADO ESTACIONÁRIO DO CIR-
CUITO EXPERIMENTAL DE ÁGUA DO CEN

MISCELLANEOUS PROBLEM CONTROL DATA.

TAPE	NUM	NUM	NUM	NUM	NUM	NUM	NUM	NUM	NUM	NUM	NUM	NUM	NUM	NUM	NUM	NUM	NUM	NUM	NUM	PRO-
0=NO	VAR	SETS	SCN	VOL	SETS	VOL	JUN	PUMP	CHK	LEAK	FILL	HEAT	SLAB	SLAB	CORE	HEAT	GRAN	EXCH	FLAG	

0 9 1 10 19 1 0 22 1 0 .1 0 7 3 2 3 0

INITIAL POWER (MEGAWATTS)	IMPLICIT- EXPLICIT FACTOR
1.300000D 00	1.000000D 00

EDIT IDENTIFICATION NUMBERS

1	2	3	4	5	6	7	8	9
AT 1	AP 1	AP 12	AT 5	AP 5	AT 9	JW 1	JW 5	SR 3

DATA FOR 1 TIME STEP SETS.

SET NUM	T S PER	BRF PER	LRG PER	T S RST	TIME CNT	STEP SIZE	MIN T S SIZE	END OF INTERVAL
1	1	50	1	0	0.200000D 01	0.500000D 04	0.100000D 03	

GENERALIZED TRIP PARAMETERS FOR 10 SIGNALS.

TRIP NO.	TRIP ID	SIG ID	INDX 1	INDX 2	ACTION	TRIP SIGNAL	SET POINT	DELAY TIME
1	1	1	0	0	END	FLAPSED TIME	0.100000 03	0.0
2	1	8	3	0	END	HIGH METAL T	0.150000 04	0.0
3	1	7	1	0	END	HIGH WATER T	0.500000 03	0.0
4	1	4	2	0	END	HIGH PRESSUR	0.128000 04	0.0
5	2	1	0	0	GEN TRIP	ELAPSED TIME	0.100000 03	0.100000 00
6	4	1	0	0	GEN TRIP	ELAPSED TIME	0.100000 03	0.100000 00
7	3	-9	3	0	GEN TRIP	LOW FLOW	0.100000 02	0.100000 00
8	3	4	6	0	GEN TRIP	HIGH PRESSUR	0.114000 04	0.0
9	2	-5	1	0	GEN TRIP	LOW MIX LEV	0.100000 01	0.100000 00
10	3	-5	1	0	GEN TRIP	LOW MIX LEV	0.100000 01	0.300000 00

INPUT DATA FOR 19 VOLUMES.

VOL NUM	BUBL INDX	TIME DEP	PRESSURE (PSIA)	TEMPERATURE (DEG F)	HUMIDITY (OR QUALITY)	VOLUME (FT**3)	HEIGHT (FT)	MIXTURE LEVEL (FT)
VOL 2-PH NUM	FRIC		FLOW AREA (FT**2)	EQUIVALENT DIAMETER (FT)	ELEVATION (FT)			
1	0	0	0.107168D 04	0.383000D 03	-0.100000D 00	0.109400D 00	0.134840D 01	0.134940D 01
1	0		0.506000D-01	0.0	0.0			
2	0	0	0.112300D 04	0.383000D 03	-0.100000D 00	0.824600D 00	0.959320D 01	0.959320D 01
2	0		0.491000D-01	0.0	0.134840D 01			
3	0	0	0.108163D 04	0.383000D 03	-0.100000D 00	0.122560D 01	0.896330D 01	0.896330D 01
3	0		0.200000D-01	0.106800D 00	0.197830D 01			
4	0	0	0.105685D 04	0.403340D 03	-0.100000D 00	0.437000D-01	0.393700D 01	0.393700D 01
4	0		0.111000D-01	0.0	0.197830D 01			
5	0	0	0.104991D 04	0.423950D 03	-0.100000D 00	0.437000D-01	0.393710D 01	0.393710D 01
5	0		0.111000D-01	0.0	0.591530D 01			
6	0	0	0.103714D 04	0.443690D 03	-0.100000D 00	0.437000D-01	0.393700D 01	0.393700D 01
6	0		0.111000D-01	0.0	0.985240D 01			
7	0	0	0.102900D 04	0.443690D 03	-0.100000D 00	0.752600D 00	0.728670D 01	0.728670D 01
7	0		0.218000D-C1	0.0	0.137894D 02			
8	0	0	0.102500D 04	0.420440D 03	-0.100000D 00	0.157270D 01	0.139760D 01	0.139760D 01
8	0		0.500000D-01	0.0	0.196785D 02			
9	0	0	0.102371D 04	0.391670D 03	-0.100000D 00	0.157270D 01	0.139770D 01	0.139770D 01
9	0		0.500000D-01	0.0	0.182808D 02			
10	0	0	0.102246D 04	0.391670D 03	-0.100000D 00	0.124400D 01	0.172808D 02	0.172808D 02
10	0		0.311000D-01	0.106900D 00	0.100000D 01			
11	0	0	0.102048D 04	0.391670D 03	-0.100000D 00	0.228800D 00	0.820200D 00	0.820200D 00
11	0		0.123000D-01	0.0	0.139436D 02			
12	1	0	0.101975D C4	-0.100000D 01	0.0	0.503280D 01	0.969490D 01	0.484740D 01
12	0		0.520000D 00	0.0	0.139436D 02			
13	0	0	0.101886D C4	0.383000D 03	-0.100000D 01	0.265700D 00	0.100000D 01	0.100000D 01
13	0		0.311000D-01	0.0	0.0			
14	0	0	0.112000D 04	0.383000D 03	-0.100000D 00	0.469000D 00	0.109016D 02	0.109016D 02
14	0		0.218000D-01	0.0	0.400000D-01			
15	0	0	0.111800D 04	0.383000D 03	-0.100000D 00	0.489100D 00	0.232280D 01	0.232280D 01
15	0		0.652000D-01	0.912000D-01	0.394000D-01			
16	0	0	0.111600D 04	0.377450D 03	-0.100000D 00	0.131200D 00	0.164000D 00	0.164000D 00
16	0		0.208000D-01	0.0	0.236220D 01			
17	0	0	0.111400D 04	0.371880D 03	-0.100000D 00	0.131200D 00	0.938400D 00	0.938400D 00
17	0		0.208000D-01	0.0	0.252620D 01			
18	0	0	0.103000D 04	0.371880D 03	-0.100000D 00	0.140400D 00	0.342520D 01	0.342520D 01
18	0		0.123000D-01	0.0	0.394000D-01			
19	0	0	0.102700D 04	0.373470D 03	-0.100000D 00	0.166000D 00	0.600000D-03	0.600000D-03
19	0		0.218000D-01	0.0	0.394000D-01			

VOLUME DATA ACTUALLY BEING USED.

VOL NUM	BUBL INOX	TIME DEP	PRESSURE (PSIA)	ENTHALPY	VOLUME (FT**3)	HEIGHT (FT)	MIXTURE LEVEL (FT)	ELEVATION (FT)
1	0	0	0.1071680 04	0.3579400 03	0.1004000 00	0.1348400 01	0.1348400 01	0.0
2	0	0	0.1123000 04	0.3580090 03	0.8246000 00	0.9593200 01	0.9593200 01	0.1349400 01
3	0	0	0.1081630 04	0.3579540 03	0.1225600 01	0.8963300 01	0.8963300 01	0.1978300 01
4	0	0	0.1056890 04	0.3796180 03	0.4370000-01	0.3937000 01	0.3937000 01	0.1978300 01
5	0	0	0.1049910 04	0.4019040 03	0.4370000-01	0.3937100 01	0.3937100 01	0.5915370 01
6	0	0	0.1037140 04	0.4235830 03	0.4370000-01	0.3937000 01	0.3937000 01	0.9852400 01
7	0	0	0.1029000 04	0.4235770 03	0.7526070 00	0.7286700 01	0.7286700 01	0.1378940 02
8	0	0	0.1025000 04	0.3980600 03	0.1572700 01	0.1397600 01	0.1397600 01	0.1967850 02
9	0	0	0.1023710 04	0.3671050 03	0.1572700 01	0.1397700 01	0.1397700 01	0.1820780 02
10	0	0	0.1022460 04	0.3671030 03	0.1244070 01	0.1728080 02	0.1728080 02	0.1000000 01
11	0	0	0.1020480 04	0.3671010 03	0.2288000 00	0.8202000 00	0.8202000 00	0.1394360 02
12	1	0	0.1019790 04	0.5761980 03	0.5032800 01	0.9694900 01	0.4847400 01	0.1394360 02
13	0	0	0.1018960 04	0.3578690 03	0.2657000 00	0.1000000 01	0.1000000 01	0.0
14	0	0	0.1120000 04	0.3580050 03	0.4690000 00	0.1090160 02	0.1090160 02	0.4070000-01
15	0	0	0.1118000 04	0.3580020 03	0.4891000 00	0.2322800 01	0.2322800 01	0.3940000-01
16	0	0	0.1116000 04	0.3521320 03	0.1312000 00	0.1640000 00	0.1640000 00	0.2362200 01
17	0	0	0.1114000 04	0.3462420 03	0.1312000 00	0.9384000 00	0.9384000 00	0.2526200 01
18	0	0	0.1030000 04	0.3461220 03	0.1404000 00	0.3425200 01	0.3425200 01	0.3940000-01
19	0	0	0.1027000 04	0.3477990 03	0.1660000 00	0.6000000-03	0.6000000-03	0.3940000-01

RELAP4/003 11/11/74 (54) KVM RELAP4 THERMAL HYDRAULIC ANALYSIS PROGRAM
 CIRCUITO EXPERIMENTAL - ESTADO ESTACIONARIO

03/10/80

VOLUME DATA ACTUALLY BEING USED.

VOL NUM	Z-PTH FRIC	FLOW AREA (FT**2)	EQUIVALENT DIAMETER (FT)	LENGTH (FT)	L/2A (FT**3)	HORIZ. AREA (FT**2)	TEMPERATURE (F)	SATURATION TEMP. (F)
1	0	0.506000D-01	0.253823D 00	0.198419D 01	0.196066D 02	0.744286D-01	0.383000D 03	0.553054D 03
2	0	0.491000D-01	0.250032D 00	0.167943D 02	0.171021D 03	0.859567D-01	0.383000D 03	0.554850D 03
3	0	0.200000D-01	0.116800D 00	0.612800D 02	0.153200D 04	0.136735D 00	0.383000D 03	0.554194D 03
4	0	0.111000D-01	0.118820D 00	0.393894D 01	0.177340D 03	0.110998D-01	0.403340D 03	0.551345D 03
5	0	0.111000D-01	0.118820D 00	0.393894D 01	0.177340D 03	0.110995D-01	0.423950D 03	0.550532D 03
6	0	0.111000D-01	0.118820D 00	0.393894D 01	0.177340D 03	0.110998D-01	0.443690D 03	0.549036D 03
7	0	0.218000D-01	0.166603D 00	0.345229D 02	0.791810D 03	0.103284D 00	0.443690D 03	0.548071D 03
8	0	0.500000D-01	0.252313D 00	0.314560D 02	0.314540D 03	0.112529D 01	0.420440D 03	0.547596D 03
9	0	0.500000D-01	0.252313D 00	0.314560D 02	0.314540D 03	0.112521D 01	0.391670D 03	0.547442D 03
10	0	0.311000D-01	0.106900D 00	0.400000D 02	0.643087D 03	0.719874D-01	0.391670D 03	0.547293D 03
11	0	0.123000D-01	0.125143D 00	0.186016D 02	0.755164D 03	0.278956D 00	0.391670D 03	0.547058D 03
12	0	0.520000D 00	0.813486D 00	0.967846D 01	0.930210 01	0.519118D 00	0.546975D 03	0.546975D 03
13	0	0.311000D-01	0.158992D 00	0.854341D 01	0.137354D 03	0.265700D 00	0.383000D 03	0.546864D 03
14	0	0.218000D-01	0.166603D 00	0.215138D 02	0.493435D 03	0.430212D-01	0.383000D 03	0.558517D 03
15	0	0.652000D-01	0.912000D-01	0.750153D 01	0.575271D 02	0.210565D 00	0.383000D 03	0.558294D 03
16	0	0.208000D-01	0.162370D 00	0.630769D 01	0.151627D 03	0.800000D 00	0.377450D 03	0.558072D 03
17	0	0.208000D-01	0.162370D 00	0.630769D 01	0.151627D 03	0.139812D 00	0.371860D 03	0.557849D 03
18	0	0.123000D-01	0.125143D 00	0.114146D 02	0.464010D 03	0.409903D-01	0.371860D 03	0.548190D 03
19	0	0.218000D-01	0.166603D 00	0.761468D 01	0.174649D 03	0.276667D 03	0.373470D 03	0.547834D 03

RELAP4/003 11/11/74 (54) KVM RELAP4 THERMAL HYDRAULIC ANALYSIS PROGRAM
CIRCUITO EXPERIMENTAL - ESTADO ESTACIONARIO

03/10/80

PAGE 0009

INPUT FOR 1 SETS OF BUBBLE CONSTANTS

SET NO.	SLOPE PARAMETER	BUBBLE VELOCITY	
0	0.	0.	(BUILT-IN DATA)
1	0.800000 00	0.300000 01	

DESCRIPTIONS OF 22 JUNCTIONS.

JUN NUM	FROM VOL	TO PUMP VOL	CHKV LEAK VALV FILL	CHKV EQ	INITIAL FLOW (LBM/SEC)	JUNCTION FLOW AREA (FT^2)	JUNCTION ELEVATION (FT)	JUNCTION INERTIA (FT^4)	SP. ENERGY LOSS COEF. (FORWARD)	SP. ENERGY LOSS COEF. (REVERSE)
VERT JUN INDX	CHKV INDX	IC CALC INDX	MUM EQ INDX	JUNCTION DIAMETER (FT)	CONTRACTION COEFFICIENT	SUBCOOL CHOKE	ENTHALPY INDEX			
1	1	2	1	0	0.4559750 02	0.4910000-01	0.1348400 01	0.0	0.0	0.0
1	1	1	3	3	0.0	0.0	0	0		
2	2	3	0	0	0.1876000 02	0.2000000-01	0.1094160 02	0.0	0.0	0.0
2	1	1	3	3	0.0	0.0	0	0		
3	3	4	0	0	0.1876000 02	0.1110000-01	0.1978300 01	0.0	0.0	0.0
3	0	1	3	3	0.0	0.0	0	0		
4	4	5	0	0	0.1876000 02	0.1110000-01	0.5915300 01	0.0	0.0	0.0
4	0	1	3	3	0.0	0.0	0	0		
5	5	6	0	0	0.1876000 02	0.1110000-01	0.9852400 01	0.0	0.0	0.0
5	0	1	3	3	0.0	0.0	0	0		
6	6	7	0	0	0.1876000 02	0.1110000-01	0.1378940 02	0.0	0.0	0.0
6	0	1	3	3	0.0	0.0	0	0		
7	7	8	0	0	0.1876000 02	0.2180000-01	0.2107610 02	0.2527000 03	0.0	0.0
7	0	1	3	3	0.0	0.0	0	0		
8	8	9	0	0	0.1876000 02	0.5000000-01	0.1967850 02	0.0	0.0	0.0
8	0	1	3	3	0.0	0.0	0	0		
9	9	10	0	0	0.1876000 02	0.3110000-01	0.1828080 02	0.2527000 03	0.0	0.0
9	0	1	3	3	0.0	0.0	0	0		
10	10	11	0	0	0.0	0.1230000-01	0.1476380 02	0.0	0.0	0.0
10	0	1	3	3	0.0	0.0	0	0		
11	11	12	0	0	0.0	0.1230000-01	0.1394360 02	0.0	0.0	0.0
11	1	1	3	3	0.0	0.0	0	0		
12	10	13	0	0	0.1876000 02	0.3110000-01	0.1000000 01	0.0	0.0	0.0
12	1	1	3	2	0.0	0.0	0	0		
13	13	1	-1	0	0.4559750 02	0.3110000-01	0.0	0.0	0.0	0.0
13	1	1	3	3	0.0	0.0	0	0		
14	2	14	0	0	0.2723750 02	0.2180000-01	0.1094160 02	0.0	0.0	0.0
14	1	1	3	3	0.0	0.0	0	0		
15	14	15	0	0	0.2338000 02	0.2180000-01	0.4000000-01	0.0	0.0	0.0
15	0	1	3	3	0.0	0.0	0	0		

JUN NUM	FROM VOL	TO VOL	PUMP LEAK	CHKV VALV	INITIAL FLOW (LBM/SEC)	JUNCTION FLOW AREA (FT**2)	JUNCTION ELEVATION (FT)	JUNCTION INERTIA (FT**4)	SP. ENERGY LOSS COEF. (FORWARD)	SP. ENERGY LOSS COEF. (REVERSE)
VERT JUN INDX	CHKV -ING INDX	IC CALC INDX	MDM EQ. INDX	JUNCTION DIAMETER (FT)	CONTRACTION COEFFICIENT	SUBCOOL CHOKE	ENTHALPY INDEX			
16	15	16	0	0	0.233800D 02	0.208000D-01	0.236220D 01	0.0	0.0	0.0
16	1	1	3	3	0.0	0.0	0	0		
17	16	17	0	0	0.233800D 02	0.208000D-01	0.252620D 01	0.0	0.0	0.0
17	1	1	3	3	0.0	0.0	0	0		
18	17	18	0	0	0.233800D 02	0.123000D-01	0.346460D 01	0.0	0.0	0.0
18	1	1	3	3	0.0	0.0	0	0		
19	18	19	0	0	0.233800D 02	0.123000D-01	0.394000D-01	0.0	0.0	0.0
19	0	1	3	2	0.0	0.0	0	0		
20	14	19	0	0	0.385750D 01	0.218000D-01	0.400000D-01	0.0	0.0	0.0
20	1	1	3	2	0.0	0.0	0	0		
21	19	13	0	0	0.272375D 02	0.218000D-01	0.394000D-01	0.0	0.0	0.0
21	0	1	3	2	0.0	0.0	0	0		
22	3	0	1	0	0.0	0.400000D-01	0.400000D 01	0.0	0.0	0.0
22	0	1	3	0	0.0	0.100000D 01	0	0		

PAGE 0013

03/10/80

RELAP4 THERMAL HYDRAULIC ANALYSIS PROGRAM

RELAP4/003 11/11/74 (54) NVM

CIRCUITO EXPERIMENTAL - ESTADO ESTACIONARIO

PARAMETERS FOR 1 LEAKS.

LEAK DATA TRIP SINK

NUM PIS ID PRESSURE

1 -2 4 0.1422000 02 0.0

AREA	TIME	AREA	TIME	AREA	TIME
0.0	0.0	0.5100000 01	0.1000000 01		



JUNCTION DATA ACTUALLY BEING USED.

JUN NUM	FROM VOL	TO PUMP VOL	LEAK VALV	CHK FILL	INITIAL FLOW (LBM/SEC)	JUNCTION FLOW AREA (FT**2)	JUNCTION ELEVATION (FT)	JUNCTION DIAMETER (FT)	LEAK CONTRACTION COEFFICIENT
1	1	2	1	0	0.459975D 02	0.491000D-01	0.134840D 01	0.250032D 00	0.100000D 01
2	2	3	0	0	0.187600D 02	0.200000D-01	0.109416D 02	0.159577D 00	0.100000D 01
3	3	4	0	0	0.187600D 02	0.111000D-01	0.197830D 01	0.118882D 00	0.100000D 01
4	4	5	0	0	0.187600D 02	0.111000D-01	0.591530D 01	0.118882D 00	0.100000D 01
5	5	6	0	0	0.187600D 02	0.111000D-01	0.985240D 01	0.118882D 00	0.100000D 01
6	6	7	0	0	0.187600D 02	0.111000D-01	0.137894D 02	0.118882D 00	0.100000D 01
7	7	8	0	0	0.187600D 02	0.218000D-01	0.210761D 02	0.166603D 00	0.100000D 01
8	8	9	0	0	0.187600D 02	0.500000D-01	0.196785D 02	0.252313D 00	0.100000D 01
9	9	10	0	0	0.187600D 02	0.311000D-01	0.182838D 02	0.198992D 00	0.100000D 01
10	10	11	0	0	0.0	0.123000D-01	0.147638D 02	0.125143D 00	0.100000D 01
11	11	12	0	0	0.0	0.123000D-01	0.139436D 02	0.125143D 00	0.100000D 01
12	10	13	0	0	0.187600D 02	0.311000D-01	0.100000D 01	0.198992D 00	0.100000D 01
13	13	1	-1	0	0.459975D 02	0.311000D-01	0.0	0.198992D 00	0.100000D 01
14	2	14	0	0	0.272375D 02	0.218000D-01	0.109416D 02	0.166603D 00	0.100000D 01
15	14	15	0	0	0.233800D 02	0.218000D-01	0.400000D-01	0.166603D 00	0.100000D 01
16	15	16	0	0	0.233800D 02	0.208000D-01	0.236220D 01	0.162737D 00	0.100000D 01
17	16	17	0	0	0.233800D 02	0.208000D-01	0.252620D 01	0.162737D 00	0.100000D 01
18	17	18	0	0	0.233800D 02	0.123000D-01	0.346460D 01	0.125143D 00	0.100000D 01
19	18	19	0	0	0.233800D 02	0.123000D-01	0.394000D-01	0.125143D 00	0.100000D 01
20	14	19	0	0	0.385750D 01	0.218000D-01	0.400000D-01	0.166603D 00	0.100000D 01
21	19	13	0	0	0.272375D 02	0.218000D-01	0.394000D-01	0.166603D 00	0.100000D 01
22	3	0	1	0	0.0	0.400000D-01	0.400000D 01	0.225676D 00	0.100000D 01

JUNCTION DATA ACTUALLY BEING USED.

JUN NUM	VERT JUN	CHK -ING	IC CALC	MOM EQ.	JUNCTION INERTIA	SP. ENERGY LOSS COEF. (FORWARD)	SP. ENERGY LOSS COEF. (REVERSE)	RESIDUAL LOSS COEF. (NON-DIR)	ENTHALPY TRANS	
									INLET	OUTLET
1	1	1	3	3	0.1506280 03	0.1333990-01	0.8787830-03	0.1041210 01	NO	NO
2	1	1	3	3	0.1703020 04	0.2667010 00	0.3512550 00	0.2004390 02	NO	NO
3	0	1	3	3	0.1709340 04	0.2002500 00	0.1980250 00	0.3233300 01	NO	NO
4	0	1	3	3	0.3546790 03	0.0	0.0	0.6393150 00	NO	NO
5	0	1	3	3	0.3546790 03	0.0	0.0	0.1620680 01	NO	NO
6	0	1	3	3	0.5691500 03	0.2409100 00	0.2208720 00	0.3514480 00	NO	NO
7	0	1	1	3	0.2527000 03	0.3180960 00	0.2538000 00	0.3955290 00	NO	NO
8	0	1	3	3	0.6290800 03	0.0	0.0	0.4979600 01	NO	NO
9	0	1	1	3	0.2527000 03	0.1701000 00	0.1428840 00	0.3953070 01	NO	NO
10	0	1	3	3	0.1399250 04	0.2720260 00	0.3654220 00	0.0	NO	NO
11	1	1	3	3	0.7654700 03	0.9532520 00	0.4393560 00	0.0	NO	NO
12	1	1	3	2	0.7804410 03	0.0	0.0	0.1859670 01	NO	NO
13	1	1	3	3	0.1565600 03	0.1485140 00	0.1734190 00	0.3205590 00	NO	NO
14	1	1	3	3	0.6644560 03	0.2502040 00	0.3091450 03	0.5062620-02	NO	NO
15	0	1	3	3	0.5509620 03	0.4430820 00	0.2995400 00	0.2512620 00	NO	NO
16	1	1	3	3	0.2091540 03	0.3064420 00	0.4637360 00	0.5974370-01	NO	NO
17	1	1	3	3	0.3032540 03	0.0	0.0	0.3371200 00	NO	NO
18	1	1	3	3	0.6156370 03	0.1838940 00	0.1669980 00	0.1124760 02	NO	NO
19	0	1	3	2	0.6386580 03	0.0	0.0	0.4346790-01	NO	NO
20	1	1	3	2	0.6680830 03	0.0	0.0	0.1598990 04	NO	NO
21	0	1	3	2	0.3120020 03	0.0	0.0	0.1039280 01	NO	NO
22	0	1	3	0	0.1532000 04	0.0	0.0	0.0	NO	NO

PARAMETERS IN JUNCTION MATRIX
 NUMBER OF CHAINS (M) = 3
 NUMBER OF CHAIN JUNCTIONS (NTR) = 14
 NUMBER OF NON-CHAIN JUNCTIONS (NQ) = 7
 INDEX OF FIRST CRITICAL JUNCTION (MPP) = 22
 TOTAL NUMBER OF JUNCTIONS (NTOT) = 22

REACTOR KINETICS PARAMETERS.

POWER TYPE	BETA OVER LIFETIME	INITIAL REACTIVITY	U-238 ATOMS CONSUMED PER U-235 ATOM FISSIONED
0	0.0	0.0	0.0

TABLE OF NORMALIZED POWER FROM CARDS

SCRAM CURVE.

DATA TRIP PTS ID	TIME	NORM. POWER	TIME	NORM. POWER	TIME	NORM. POWER
-9 3	0.0	0.100000 01	0.500000 00	0.750000 00	0.150000 01	0.500000 00
	0.300000 01	0.250000 00	0.500000 01	0.125000 00	0.100000 02	0.0
	0.150000 02	0.0	0.200000 02	0.0	0.100000 03	0.0

DATA FOR 7 HEAT CONDUCTING SLABS.

SLAB	L	R	GEOM	STK	LEFT SURFACE	RIGHT SURFACE	VOLUME	LEFT HYDRAULIC	RIGHT HYDRAULIC	MAJOR	JUNCTIONS		
NUM	VOL	VOL	NUM	IND	AREA, FT**2	AREA, FT**2	FT**3	DIAMETER, FT	DIAMETER, FT	L IN	L OUT	R IN	R OUT
					L C R C LFT HEATED EQ	RHT HEATED EQ	LFFT CHANNEL	RIGHT CHANNEL	INIT FRACT OF	H.T. COEF			
					IND IND DIAMETER, FT	DIAMETER, FT	LENGTH, FT	LENGTH, FT	HEAT REMOVED	BTU/H/FT**2/F			
1	0	4	1	0	0.0	0.391830D 01	0.345000D-01	0.0	0.361000D-01	0	0	3	4
			0	0	0.0	0.465000D-01	0.0	0.393700D 01					
2	0	5	1	1	0.0	0.391840D 01	0.345000D-01	0.0	0.361000D-01	0	0	4	5
			0	0	0.0	0.465000D-01	0.0	0.393710D 01					
3	0	6	1	1	0.0	0.391830D 01	0.345000D-01	0.0	0.361000D-01	0	0	5	6
			0	0	0.0	0.465000D-01	0.0	0.393700D 01					
4	8	-1	2	0	0.253680D C2	0.209703D 02	0.125700D 00	0.0	0.257600D 00	7	8	0	0
			0	0	0.0	0.257600D 00	0.516000D 01	0.516000D 01	0.388400D 00	0.139259D 04			
5	9	-1	2	0	0.253680D C2	0.209703D 02	0.125700D 00	0.0	0.257600D 00	8	9	0	0
			0	0	0.0	0.257600D 00	0.516000D 01	0.516000D 01	0.388400D 00	0.139259D 04			
6	16	-1	3	0	0.102020D 02	0.123415D 02	0.611000D-01	0.0	0.159600D 00	16	17	0	0
			0	0	0.0	0.159600D 00	0.631000D 01	0.631000D 01	0.111600D 00	0.187650D 04			
7	17	-1	3	0	0.102020D 02	0.123415D 02	0.611000D-01	0.0	0.159600D 00	17	18	0	0
			0	0	0.0	0.159600D 00	0.631000D 01	0.631000D 01	0.111600D 00	0.187650D 04			

SUM OF THE INITIAL FRACTIONS OF HEAT REMOVED IS 0.100000D 01

AXIAL STACKS OF HEAT SLABS -

1 THROUGH	3	1 DIMENSIONAL HEAT TRANSFER
4 THROUGH	4	1 DIMENSIONAL HEAT TRANSFER
5 THROUGH	5	1 DIMENSIONAL HEAT TRANSFER
6 THROUGH	6	1 DIMENSIONAL HEAT TRANSFER
7 THROUGH	7	1 DIMENSIONAL HEAT TRANSFER

RELAP4/003 11/11/74 154) KVM RELAP4 THERMAL HYDRAULIC ANALYSIS PROGRAM
CIRCUITO EXPERIMENTAL - ESTADO ESTACIONARIO

03/10/80

PAGE 0010

DATA FOR 3 CORE SECTIONS.

CORE SLAB	PRINT 1	INITIAL CLAD	POWER
SECT NUM	AT NODES	THICKNESS	FRACTION
1	1 5 6 7	0.0	0.3330000 00
2	2 1 4 8	0.0	0.3400000 00
3	3 5 6 7	0.0	0.3330000 00

NO METAL WATER REACTION WILL BE CALCULATED

SUM OF POWER FRACTIONS = 1.0000000

DATA FOR 3 HEAT SLAB GEOMETRIES

GEOM TYPE	REG NO	GAP IND	MAT NO	NO DX	XO TO N=1	REGION WIDTH	POWER FRAC
2	1		1	3	0.0	0.920000D-02	0.0
	2	0	2	4		0.840000D-02	0.100000D 01

SUM OF POWER FRACTIONS IS 0.100000D 01

GEOM TYPE	REG NO	GAP IND	MAT NO	NO DX	XO TO N=1	REGION WIDTH	POWER FRAC
2	1		2	3	0.126200D 00	0.540000D-02	0.0

SUM OF POWER FRACTIONS IS 0.0

***** WARNING - INPUT HEAT TRANSFER AREA FOR SLAB 4 IS GREATER THAN 1.001 TIMES THE MAXIMUM IMPLIED BY THE INPUT SLAB VOLUME AND THE GEOMETRY.

LEFT HEAT TRANS AREA = 0.2536800D 02, IMPLIED MAX = 0.2279019D 02
RIGHT HEAT TRANS AREA = 0.2097030D 02, IMPLIED MAX = 0.2376537D 02

***** WARNING - INPUT HEAT TRANSFER AREA FOR SLAB 5 IS GREATER THAN 1.001 TIMES THE MAXIMUM IMPLIED BY THE INPUT SLAB VOLUME AND THE GEOMETRY.

LEFT HEAT TRANS AREA = 0.2536800D 02, IMPLIED MAX = 0.2279019D 02
RIGHT HEAT TRANS AREA = 0.2097030D 02, IMPLIED MAX = 0.2376537D 02

GEOM TYPE	REG NO	GAP IND	MAT NO	NO DX	XO TO N=1	REGION WIDTH	POWER FRAC
2	1		2	3	0.258000D-01	0.540000D-02	0.0

SUM OF POWER FRACTIONS IS 0.0

PROPERTIES FOR HEAT CONDUCTING MATERIAL NUMBER 1

THERMAL CONDUCTIVITY (BTU/FT-HR-F) VS TEMPERATURE (T(1),K(1),----)						
-5 POINTS	0.300000 03	0.193000-01	0.400000 03	0.212000-01	0.500000 03	0.231000-01
	0.600000 03	0.250000-01	0.700000 03	0.268000-01		
VOL HEAT CAPACITY (BTU/FT**3-F) VS TEMPERATURE (T(1),C(1),----)						
-5 POINTS	0.300000 03	0.126000-01	0.400000 03	0.113000-01	0.500000 03	0.102000-01
	0.600000 03	0.930000-02	0.700000 03	0.860000-02		

RELAP4/003 11/11/74 1541 KVM
CIRCUITO EXPERIMENTAL - ESTAD0 ESTACIONARIO
RELAP4 THERMAL HYDRAULIC ANALYSIS PROGRAM
PROPERTIES FOR HEAT CONDUCTING MATERIAL NUMBER 2

03/10/80

PAGE 0321

-4 POINTS

THERMAL CONDUCTIVITY (BTU/FT-HR-F) VS TEMPERATURE (T(1),K(1),----)
0.0
0.1600000 04 0.9000000 01 0.2000000 03 0.9000000 01 0.8000000 03 0.1100000 02
0.1500000 02

-5 POINTS

VOL HEAT CAPACITY (BTU/FT**3-F) VS TEMPERATURE (T(1),C(1),----)
0.2000000 C3 0.6000000 02 0.4000000 03 0.6130000 02 0.6000000 03 0.6430000 02
0.8000000 03 0.6710000 02 0.2200000 04 0.8000000 02

CPU TIME = 5.65
 STANDARD TIME STEP NUMBER 0. ACTUAL TIME STEP NUMBER 0. TIME = 0.0 SEC.

TOTAL SYSTEM QUANTITIES
 NORM POWR 1.000000 00
 PWR (MW) 1.300000 00
 HEAT REM (BTU/HR) 4.453690D 06
 ENGY LEAK (BTU) 0.0
 MASS LEAK (LB) 0.0
 ENGY BAL. (BTU) 2.67230D 05
 MASS BAL. (LB) 6.32336D 02
 TOT. REAC (SI) 0.0
 REAC T (LIG. MASS) 0.0

VOLUME NUMBER	AVG. PRES PSIA	TOT. MASS (LB)	AVG. ENTH (BTU/LB)	AVG. DENS (LB/FT ³)	AVG. TEMP (F)	AVG. QUAL	QBUB MASS (LB)	MVT LEVL (FT)	LIQ. MASS (LB)
1	1.07168D 03	5.44373D 00	3.57940D 02	5.46188D 01	3.83000D 02	0.0	0.0	1.34840D 00	5.49373D 00
2	1.12300D 03	4.50919D 01	3.58009D 02	5.46349D 01	3.83000D 02	0.0	0.0	9.59320D 00	4.53319D 01
3	1.08163D 03	6.65446D 01	3.57954D 02	5.46219D 01	3.83000D 02	0.0	0.0	8.96330D 00	6.69446D 01
4	1.05683D 03	2.35077D 00	3.79618D 02	5.23735D 01	4.03340D 02	0.0	0.0	3.93700D 00	2.35977D 00
5	1.04991D 03	2.31440D 00	4.01904D 02	5.29154D 01	4.23950D 02	0.0	0.0	3.93700D 00	2.31240D 00
6	1.03714D 03	2.21941D 00	4.23583D 02	5.20231D 01	4.43690D 02	0.0	0.0	3.93700D 00	2.27341D 00
7	1.02900D 03	3.91520D 01	4.23577D 02	5.20199D 01	4.43690D 02	0.0	0.0	7.26670D 00	3.91520D 01
8	1.02500D 03	8.34466D 01	3.98060D 02	5.30594D 01	4.20440D 02	0.0	0.0	1.39760D 00	8.34466D 01
9	1.02371D 03	8.53383D 01	3.67109D 02	5.42623D 01	3.91670D 02	0.0	0.0	1.39760D 00	8.53383D 01
10	1.02246D 03	6.75018D 01	3.67109D 02	5.42619D 01	3.91670D 02	0.0	0.0	1.78940D 01	6.75018D 01
11	1.02049D 03	1.24150D 01	3.67109D 02	5.42619D 01	3.91670D 02	0.0	0.0	1.78940D 01	1.24150D 01
12	1.01987D 03	1.42491D 02	5.16199D 02	5.42613D 01	3.91670D 02	0.0	0.0	8.88176D 00	1.42491D 02
13	1.01886D 03	1.45079D 02	3.87848D 02	5.44825D 01	3.83000D 02	0.0	0.0	1.00000D 00	1.45079D 02
14	1.12000D 03	2.56233D 01	3.87848D 02	5.44833D 01	3.83000D 02	0.0	0.0	2.32280D 00	2.56233D 01
15	1.11800D 03	2.67211D 01	3.87848D 02	5.44833D 01	3.83000D 02	0.0	0.0	1.66090D 00	2.67211D 01
16	1.11600D 03	7.19641D 00	3.92138D 02	5.44833D 01	3.83000D 02	0.0	0.0	1.66090D 00	7.19641D 00
17	1.11400D 03	7.22401D 00	3.46247D 02	5.50610D 01	3.71880D 02	0.0	0.0	9.38400D 00	7.22401D 00
18	1.03000D 03	7.72704D 00	3.46247D 02	5.50359D 01	3.71880D 02	0.0	0.0	3.42521D 00	7.72704D 00
19	1.02790D 03	5.12593D 00	3.47779D 02	5.49755D 01	3.73470D 02	0.0	0.0	6.00000D 00	5.12593D 00

VOLUME NUMBER 1
 PUMP SPEED (RPM) 3.45000D 03
 PUMP ACRN TORQUE 9.87662D-01

HEAT SLAB NUMBER	VOL NUM	HEAT TRAN MODE	SURF FLUX (BTU/HR/FT ²)	CRIT FLUX (BTU/HR/FT ²)	H.T. COEFF (BTU/HR/FT ²)	SURF TEMP (F)	FUEL TEMP (F)	CENT TEMP (F)	POWR M23 (RTU/43)	FUEL POWR (MW)
1	RIGHT 4	1	3.73477D 05	2.12943D 06	1.09920D 04	4.27460D 02	6.05000D 02	6.05000D 02	1.46418D 05	4.29000D-01
2	RIGHT 5	1	3.84990D 05	1.97425D 06	1.11257D 04	4.58555D 02	6.29868D 02	6.29868D 02	1.53955D 05	4.58555D-01
3	RIGHT 6	1	3.07377D 04	1.80083D 06	1.13156D 04	4.76713D 02	6.42161D 02	6.42161D 02	1.46418D 05	4.29000D-01
4	LEFT 8	1	-6.79317D 04	9.47310D 05	2.25608D 03	3.90329D 02			1.73329D 06	
5	LEFT -1	0	-6.21777D 04	0.0	1.39259D 03	3.48352D 02			1.73329D 06	
6	RIGHT -1	1	-6.75217D 04	1.04877D 06	2.20029D 03	3.60796D 02			1.73329D 06	
7	LEFT 9	0	8.21777D 04	0.0	1.39259D 03	3.48352D 02			1.73329D 06	
8	LEFT -1	0	-6.21777D 04	0.0	1.39259D 03	3.48352D 02			1.73329D 06	
9	RIGHT -1	1	-4.65354D 04	2.468817D 06	5.468578D 03	3.18556D 02			1.73329D 06	
10	LEFT 16	0	4.01214D 04	0.0	1.87650D 03	3.44402D 02			4.95153D 05	
11	LEFT -1	0	-4.45554D 04	2.53849D 06	5.65214D 03	3.63293D 02			4.95153D 05	
12	RIGHT 17	1	4.01214D 04	0.0	1.87650D 03	3.44402D 02			4.95153D 05	
13	RIGHT -1	0	-4.01214D 04	0.0	1.87650D 03	3.44402D 02			4.95153D 05	

HEAT SLAB NUMBER	VOL NUM	MODE	TEMP	NODE	TEMP	MODE	TEMP
1	RIGHT 4	5	5.93174D 02	6	5.60311D 02	7	5.08220D 02
2	RIGHT 5	1	6.29868D 02	4	6.29868D 02	8	4.58555D 02
3	RIGHT 6	5	6.30475D 02	6	5.98009D 02	7	5.46562D 02

RELAP4/003 11/11/74 (54) KVM RELAP4 THERMAL HYDRAULIC ANALYSIS PROGRAM
 CIRCUITO EXPERIMENTAL - ESTAD0 ESTACIONARIO

PAGE 0323

03/10/80

CPU TIME = 5.89

JUNCTION NUMBER	CONNECTING VOLUMES	CHOKE	JCT. FLW (LB/SEC)	JCT. ENTH (BTU/LB)	JCT. SPVL (FTS/LB)	P R E S S U R E (PSI)	D I F F E R E N T I A L S (PSI)	A C C L (PSI)	R E M T (PSI)	P U M P (PSI)
1	1 TO 2	0	4.55750 01	3.574390 02	1.830870-02	-5.132000 01	-2.075590 00	-2.437590 00	2.227490-16	5.583320 01
2	2 TO 3	0	1.876000 01	3.579970 02	1.830350-02	4.137000 01	-1.198980-01	-4.125010 01	1.421090-14	0.0
3	3 TO 4	0	1.876000 01	3.579970 02	1.830830-02	4.137000 01	9.646100-01	-2.379280 01	7.103430-15	0.0
4	4 TO 5	0	1.876000 01	3.796130 02	1.830830-02	6.982000 00	-1.458740 00	-5.523260 00	4.440890-16	0.0
5	5 TO 6	0	1.876000 01	4.018990 02	1.830830-02	1.276800 01	-1.434540 00	-1.133350 01	4.440890-16	0.0
6	6 TO 7	0	1.876000 01	4.235780 02	1.922240-02	8.142000 00	-2.027320 00	-6.114680 00	6.661360-16	0.0
7	7 TO 8	0	1.876000 01	4.235680 02	1.922370-02	4.000000 00	-1.058670 00	-2.941330 00	2.227450-16	0.0
8	8 TO 9	0	1.876000 01	3.980600 02	1.894680-02	1.290000 00	5.208270-01	-1.810830 00	6.661360-16	0.0
9	9 TO 10	0	1.876000 01	3.671050 02	1.842940-02	1.976800 00	3.519210 00	-4.769210 00	6.661360-16	0.0
10	10 TO 11	0	0.0	3.670860 02	1.842940-02	1.976800 00	-1.776060 00	-1.594970 00	-1.394240 00	0.0
11	11 TO 12	0	0.0	3.671010 02	1.842940-02	6.950000-01	-6.960280-01	0.0	-1.027980-03	0.0
12	12 TO 13	0	1.876000 01	3.671030 02	1.842930-02	1.154590 00	3.445460 00	-4.600140 00	2.227450-16	0.0
13	13 TO 14	0	4.55750 01	3.578690 02	1.831430-02	-5.282000 01	-6.613040-02	-2.947050 00	2.227450-16	5.583320 01
14	14 TO 15	0	2.723750 01	3.579970 02	1.830340-02	3.000000 00	2.481740-01	-3.248170 00	8.326670-17	0.0
15	15 TO 16	0	2.338000 01	3.580050 02	1.830340-02	2.000000 00	1.627640 00	-3.627640 00	2.227450-16	0.0
16	16 TO 17	0	2.338000 01	3.579970 02	1.830340-02	2.000000 00	-4.718670-01	-1.528130 00	1.249030-16	0.0
17	17 TO 18	0	2.338000 01	3.521320 02	1.823140-02	2.000000 00	-2.106420-01	-1.789360 00	8.326670-17	0.0
18	18 TO 19	0	2.338000 01	3.462410 02	1.816170-02	6.400000 01	4.751380-01	-8.447510 01	1.421340-14	0.0
19	19 TO 20	0	2.338000 01	3.461220 02	1.817030-02	3.873040 00	6.544110-01	-4.527470 00	4.133340-17	0.0
20	20 TO 21	0	3.857500 00	3.580050 02	1.830400-02	9.991680 01	2.068160 00	-1.019850 02	1.776360-14	0.0
21	19 TO 13	0	2.723750 01	3.677990 02	1.819000-02	5.694680 00	-1.745380-01	-5.520140 00	1.110220-15	0.0
22	3 TO 0	0	0.0	3.579970 02	1.800000-02	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

*** NOTE *** THE FOLLOWING MAJOR EDIT OR RESTART DUMP IS BEING FORCED BY THE PROGRAM DUE TO ELAPSED CPU TIME SINCE THE PREVIOUS.

CPU TIME = 305.63
 STANDARD TIME STEP NUMBER 40. ACTUAL TIME STEP NUMBER 446. TIME = 0.000000 02 SEC.

TOTAL SYSTEM QUANTITIES		NORM POWR	POWR (MW)	HEAT REM (BTU/HR)	ENGY LEAK (BTU)	MASS LEAK (LB)	ENGY BAL. (BTU)	MASS BAL. (LB)	TOT. REAC (S)	REAC T SFC.
1.000000 00		1.300000 00	4.481120 06	0.0	0.0	0.0	2.684390 05	6.323360 02	0.0	0.0
VOLUME NUMBER		AVG. PRES PSIA	TOT. MASS (LB)	AVG. ENTH (BTU/LB)	AVG. DENS (LB/FT ³)	AVG. TEMP (F)	AVG. QUAL	8U8B MASS (LB)	MIXT LEVL (FT)	LTD. MASS (LB)
1	1	1.070520 03	5.465000 00	3.575967 02	5.463140 01	3.826760 02	0.0	0.0	1.349420 00	5.465000 00
2	2	1.121850 03	4.506490 01	3.575910 02	5.465060 01	3.826570 02	0.0	0.0	9.593220 00	4.506490 01
3	3	1.080480 03	6.056620 01	3.575620 02	5.463630 01	3.826310 02	0.0	0.0	8.963300 00	6.056620 01
4	4	1.055760 03	2.351430 00	3.792290 02	5.380850 01	4.029780 02	0.0	0.0	3.917000 00	2.351430 00
5	5	1.048740 03	2.312970 00	4.015540 02	5.282840 01	4.236320 02	0.0	0.0	3.937000 00	2.312970 00
6	6	1.035930 03	2.274010 00	4.232320 02	5.203680 01	4.433750 02	0.0	0.0	7.286730 00	2.274010 00
7	7	1.027840 03	3.516660 01	4.232320 02	5.203680 01	4.433750 02	0.0	0.0	1.397600 00	3.516660 01
8	8	1.023860 03	8.345640 01	3.977440 02	5.307210 01	4.201480 02	0.0	0.0	1.397700 00	8.345640 01
9	9	1.022560 03	6.508460 01	3.713960 02	5.410100 01	3.956660 02	0.0	0.0	1.729000 00	6.508460 01
10	10	1.021280 03	6.730140 01	3.713880 02	5.410080 01	3.956660 02	0.0	0.0	8.202010 01	6.730140 01
11	11	1.017910 03	1.441310 01	3.672310 02	5.425550 01	3.911740 02	0.0	0.0	1.641700 00	1.441310 01
12	12	1.017210 03	1.223050 02	3.672310 02	5.425550 01	3.911740 02	0.0	0.0	1.641700 00	1.223050 02
13	13	1.017690 03	1.451390 01	3.575520 02	5.462500 01	3.825530 02	0.0	0.0	1.030000 00	1.451390 01
14	14	1.118850 03	2.563630 01	3.575730 02	5.464980 01	3.825530 02	0.0	0.0	1.099160 01	2.563630 01
15	15	1.118850 03	2.563630 01	3.575730 02	5.464980 01	3.825530 02	0.0	0.0	2.382800 00	2.563630 01
16	16	1.118400 03	7.019860 00	3.517330 02	5.464680 01	3.770740 02	0.0	0.0	1.643000 00	7.019860 00
17	17	1.112820 03	7.128260 00	3.455850 02	5.507310 01	3.715470 02	0.0	0.0	3.336000 00	7.128260 00
18	18	1.025820 03	9.127400 00	3.475380 02	5.498460 01	3.716370 02	0.0	0.0	3.425200 00	9.127400 00
19	19	1.025800 03	9.127400 00	3.475380 02	5.498460 01	3.716370 02	0.0	0.0	6.000000 00	9.127400 00
VOLUME NUMBER		PUMP SPEED (RPM)	PUMP TORQUE	PUMP NORM						
1		3.490000 03	5.878550 -01							
HEAT SLAB VOL NUM		HEAT TRAN MODE	SURF FLUX (BTU/HR/FT ²)	CRT FLUX (BTU/HR/FT ²)	H.T. COEF (BTU/H/2/F)	SURF TEMP (F)	FUEL TEMP (F)	CENT TEMP (F)	POWR H2O (BTU/HR)	FUEL POWR (MW)
1	1	RIGHT 4	3.736710 05	2.131030 06	1.095000 04	4.370980 02	6.046560 02	6.046560 02	1.464100 06	4.293070 -01
2	2	RIGHT 5	3.497170 05	1.975800 06	1.112370 04	4.582890 02	6.295650 02	6.295650 02	1.508500 06	4.423000 -01
3	3	RIGHT 6	3.136530 05	1.810050 06	1.131320 04	4.763940 02	6.418510 02	6.418510 02	1.446580 06	4.293070 -01
4	4	LEFT 8	-6.777550 04	9.480750 05	2.255790 03	3.900090 02			-1.719330 06	
5	5	LEFT 9	-8.198370 04	0.0	1.992590 03	3.483910 02			1.719330 06	
6	6	RIGHT -1	-7.009330 04	1.049420 06	2.210850 03	3.633790 02			-1.778130 06	
7	7	LEFT 16	8.479200 04	0.0	1.392590 03	3.204540 02			1.778130 06	
8	8	RIGHT 16	-4.979390 04	2.490830 06	5.684760 03	3.685890 02			-4.916750 05	
9	9	LEFT 17	3.583810 04	0.0	1.876500 03	3.438780 02			4.916620 05	
10	10	RIGHT 17	-4.823040 04	2.541010 06	5.681410 03	3.630030 02			-4.920470 05	
11	11	RIGHT -1	3.986880 04	0.0	1.876500 03	3.382240 02			4.920470 05	
HEAT SLAB VOL NUM		MODE	TEMP	TEMP	NODE	TEMP	TEMP	TEMP	TEMP	TEMP
1	1	RIGHT 4	5.928280 02	6.301650 02	6	5.599630 02	6.295650 02	6.301650 02	5.078660 02	5.078660 02
2	2	RIGHT 5	6.295650 02	6.301650 02	4	6.295650 02	6.295650 02	6.301650 02	4.582890 02	4.582890 02
3	3	RIGHT 6	6.301650 02	6.301650 02	6	5.976970 02	5.976970 02	6.301650 02	4.582890 02	4.582890 02

RELAP4/003 11/11/74 1541 KVM RELAPA THERMAL HYDRAULIC ANALYSIS PROGRAM
CIRCUITO EXPERIMENTAL - ESTADO ESTACIONARIO

03/10/80

CPU TIME = 305.93

JUNCTION NUMBER	CONNECTING VOLUMES	CHOKE	JCT. FLOW (LB/SEC)	JCT. ENTH (BTU/LB)	JCT. SPVL (FT3/LB)	P R E S S U R E	S U R E	D I F F	F E R M T	I A L S
1	1 TO 2	0 0	4.600630 01	3.575560 02	1.830440 -02	STAG PSI	ELEV PSI	FRIC PSI	ACCL PSI	PUMP PSI
2	2 TO 3	0 0	1.876140 01	3.575750 02	1.829810 -02	-5.133280 01	-2.076180 00	-2.437940 00	9.224670 -04	5.584790 01
3	3 TO 4	0 0	1.876170 01	3.575680 02	1.830340 -02	4.136380 01	-1.199730 -01	-4.124490 01	-1.027450 -03	0.0
4	4 TO 5	0 0	1.876170 01	3.792270 02	1.835850 -02	2.473410 01	9.648540 -01	-2.570040 01	-1.811930 -03	0.0
5	5 TO 6	0 0	1.876170 01	4.015520 02	1.869350 -02	7.019770 00	-1.459130 00	-3.522800 00	3.783990 -02	0.0
6	6 TO 7	0 0	1.876170 01	4.232290 02	1.921710 -02	1.279040 01	-1.434920 00	-1.133280 01	2.259320 -02	0.0
7	7 TO 8	0 0	1.876190 01	4.232190 02	1.921850 -02	8.083090 00	-2.027870 00	-6.114340 00	-5.912370 -02	0.0
8	8 TO 9	0 0	1.876230 01	3.977450 02	1.884230 -02	3.998260 00	-1.058960 00	-2.941190 00	-1.897790 -03	0.0
9	9 TO 10	0 0	1.876260 01	3.713970 02	1.848390 -02	1.294790 00	5.201070 -01	-1.811450 00	3.457730 -03	0.0
10	10 TO 11	0 0	1.905170 -03	3.713810 02	1.848420 -02	1.275970 00	3.508770 00	-4.784770 00	-2.326930 -03	0.0
11	11 TO 12	0 0	1.911410 -03	3.672310 02	1.843130 -02	3.371220 00	-1.770350 00	-1.600220 00	6.547030 -04	0.0
12	12 TO 13	0 0	1.876090 01	3.713990 02	1.843420 -02	6.980630 -01	-6.980680 -01	-7.750170 -07	-2.813620 -03	0.0
13	13 TO 14	0 0	4.600630 01	3.575630 02	1.830870 -02	1.171970 00	3.435880 00	-4.610720 00	-2.863850 -03	0.0
14	14 TO 15	0 0	2.724500 01	3.575750 02	1.829810 -02	-3.283350 01	-6.811160 -02	-2.946990 00	1.244570 -03	5.584790 01
15	15 TO 16	0 0	2.338640 01	3.575800 02	1.829850 -02	3.000470 00	1.628120 00	-3.628600 00	-4.236430 -04	0.0
16	16 TO 17	0 0	2.338650 01	3.575810 02	1.829870 -02	2.000330 00	-4.720010 -01	-1.528570 00	-6.305930 -03	0.0
17	17 TO 18	0 0	2.338660 01	3.577330 02	1.822860 -02	2.003330 00	-2.106900 -01	-1.789920 00	2.755480 -03	0.0
18	18 TO 19	0 0	2.338660 01	3.458640 02	1.815770 -02	8.402060 01	4.752000 -01	-4.450490 01	2.191320 -03	0.0
19	19 TO 20	0 0	2.338660 01	3.458650 02	1.816750 -02	3.883280 01	6.545330 -01	-4.529350 00	8.665250 -03	0.0
20	20 TO 21	0 0	3.658710 00	3.575800 02	1.829860 -02	9.995540 01	2.068770 00	-1.029190 02	5.160090 -03	0.0
21	21 TO 22	0 0	2.724530 01	3.475380 02	1.818710 -02	5.690550 00	-1.746100 -01	-3.525950 00	-7.010950 -03	0.0
22	3 TO 0	0 0	0.0	3.575650 02	1.800000 -02	1.066270 03	9.333540 -01	0.0	0.0	0.0

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- 1 AEROJET NUCLEAR COMPANY. RELAP4/Mod.5: a computer program for transient thermal-hidraulic analysis of nuclear reactors and selected systems. Idaho Falls, Idaho National Engineering Lab., 1976.
- 2 AUSTREGÉSILO Fº, H. Análise de reinundação do núcleo de um reator PWR sob os efeitos de um acidente postulado de perda de refrigerante. Rio de Janeiro, 1978. (Dissertação de Mestrado, Universidade Federal do Rio de Janeiro).
- 3 BALL, L.J.; HANSON, D.J.; DIETZ, K.A.; OLSON, D.J. Semiscale program description. Idaho Falls, Idaho National Engineering Lab., 1978. (TREE-NUREG-1210).
- 4 BARNUN, D.J. & SOLBRIG, C.W. The RELAP4 computer code: part 3. LOCA analysis results of a typical PWR plant. Nucl. Saf., 17 (4): 422-36, 1976.
- 5 BECHERLEY, J.G. Safety aspects of nuclear reactors. Princeton NJ., Van Nostrand, sem data. (The Geneva series on the peaceful uses of atomic energy).
- 6 BIRD, R.B.; STEWART, W.E. LIGHTFOOT, E.N. Transport phenomena. New York, John Wiley, 1960.
- 7 BORDELON, F.M. Loss-of-coolant transient analysis (LOCTA IV Program). Sem local, Jun. 1974. (WCAP 8305).

- 8 COSTA, J.R. Comportamento termohidráulico do canal quente de um reator PWR sob condições de um acidente de perda de refrigerante (LOCA). Rio de Janeiro, 1978. (Dissertação de Mestrado, Universidade Federal do Rio de Janeiro).
- 9 DIETRICK, J.R. & STATHOPOLOS, A. Prediction of the PWR against loss-of-coolant effects. In: HETRICK, D.L., ed. Nuclear Safety 1975: proceedings of the American Nuclear Society, National topical meeting, Tucson, Oct. 6-8, 1975. Sem local e editora, 1975. p. 243-64.
- 10 EL-WAKIL, M.M. Nuclear heat transport. New York, Intext, 1971.
- 11 FARMAN, R.F. & ANDERSON, N.R. Pump model for loss-of-coolant accident analysis. Idaho Falls, Aerojet Nuclear Company, 1972. (CONF-730304-8).
- 12 GENERAL ELECTRIC. Deficient cooling. sem local, Apr. 1971.
- 13 HARGROVES, D.N.; METCALFE, L.J.; WHEAT, L.L.; NIEDERAVER, G.F.; OBENCHAIN, C.F. CONTEMPT-LT/28: a computer program for predicting containment pressure-temperature response to a loss-of-coolant accident. Idaho Falls, Idaho National Engineering Lab., 1979. (NUREG/CR-0255).
- 14 HARWELL INDUSTRIAL RESEARCH. Information sheet, HIFS/15/82. Sem local e data. (Catálogo comercial).

- 15 HOCEVAR, C.V.; WINEINGER, T.W. THETA 1-B, a computer code for nuclear reactor thermal analysis. Sem local e editor, 1971. (IN-1445).
- 16 HUNGARIAN ACADEMY OF SCIENCES. Az NVH termohidraulikai kiserleti berendêzes. Budapest, sem data.
- 17 INSTITUTO DE ENERGIA ATÔMICA. Anteprojeto do circuito experimental de água. São Paulo, 1975.
- 18 KERN, D. Process heat transfer. New York, Mc Graw-Hill , 1975.
- 19 KNOX, R. Alternative and free lunch. Nucl. Eng.Int., 23(271): 15-16,1978.
- 20 MOORE, K.V.& RETTIG, W.H. RELAP-2: a digital program for reactor blowdown and power excursion analysis. Sem local e editor, 1968. (IDO-17263).
- 21 MOORE, K.V.& RETTIG, W.H. RELAP4- a computer program for transient thermal-hydraulic analysis. Idaho Falls, Idaho National Engeneering Lab., 1973.
- 22 NUCLEAR REGULATORY COMISSION. Reactor safety study: an assesment of accident risks in U.S. comercial nuclear power plants. Washington, 1975. p.59 (WASH-1400)

- 23 OECD Nuclear Energy Agency. Nuclear safety research index, 1975 apud COSTA, V.R. Comportamento termohidráulico do canal quente de um reator PWR sob condições de um acidente de perda de refrigerante (LOCA). Rio de Janeiro, 1978. (Dissertação de Mestrado, Universidade Federal do Rio de Janeiro).
- 24 OKRENT, D. Risk-benefit and the American Nuclear Society. In: HETRICK, D.L. ed. Nuclear safety: Proceedings of the American Nuclear Society, National topical meeting, Tucson, Oct. 6-8, 1975. Sem local e editora, 1975. p. 10-15.
- 25 PORCHING, T.A.; MURPHY, J.M.; REDFIELD, J.A. FLASH-4 : a fully implicit FORTRAN IV program for the digital simulation of transients in reactor plant. Pittsburg, Bettis Atomic Power Lab., 1969. (WAPD-TM-840).
- 26 PROVING that emergency cooling works. Nucl. Eng.Int. 24 (280):34-8, 1979.
- 27 REACTOR site criteria. In: UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION. Rules and regulations. Washington, Apr. 1966.
- 28 REEDER, D.L. Quick report on LOFT nuclear experiment. Idaho Falls, Idaho National Engineering Lab., 1979. - (QLR-L-2-2).
- 29 REEDER, D.L. & derta, V.T. Loss-of fluid test (LOFT) facility. Idaho Falls, Idaho National Engineering Lab., 1979. (CONF-790803-13).

- 30 RETTING, W.H.; JAYNE, G.A.; MOORE, K.V.; SLATER, C.E.; UPTMORE, M.L. RELAP3 - a computer program for reactors blowdown analysis. Sem local e editor, 1970. (IN-1321).
- 31 ROSEN, M. The safety review of nuclear power plants in develop countries. In: AMERICAN NUCLEAR SOCIETY. Thermal reactor safety: Proc. of the topical meeting on.. Sun Valley, Jul. 31- Aug, 4, 1977. v.1. p.214-26.
- 32 ROWE, D.S. COBRA IIIC, a digital computer program for steady state and transient thermal-hidraulic analysis of rod bundle nuclear fuel element. Sem local e editor, 1973. (BNWL-1695).
- 33 SANTINA, M.D. Detrminação das zonas de segurança da central nuclear de Angra dos Reis conforme o modelo de difusão de radiação na atmosfera. São Paulo, 1978. (Dissertação de Mestrado, Universidade de São Paulo). (IEA-DT-058).
- 34 SHAMES, I.H. Análise de escoamento. In: SHAMES, I.H. Mecânica dos fluidos. São Paulo, Bluecher, 1973. V.2.
- 35 STREETER, V.L. & WYLIE, E.B. Hydraulic transients. New York, McGraw-Hill, 1967.
- 36 TONG, L.S. Boiling heat transfer and two-phase flow. New York, John Wiley, 1965.
- 37 VAN WYLEN, G.J. & SONNTAG, R.E. Fundamentos da termodinâmica clássica. São Paulo, Edgard Blucher, 1970.

- 38 WAGNER, R.J. HEAT-1: a one dimensional time dependent or steady state heat conduction code for the IBM-650. Idaho Falls, Atomic Energy Commission, 1963. (IDO-16867) .
- 39 ZANE, J.Q. LOCA transient analysis. In: AMERICAN NUCLEAR SOCIETY. Thermal reactor safety, Proc. of the topical meeting on... Sun Valley, Jul. 31-Aug. 4, 1977. N.2.