

1

ALBL. DETR

AD

Nº 0688/81

DETR.PD 068/81

CENTRO DE DESENVOLVIMENTO DA TECNOLOGIA NUCLEAR
DEPARTAMENTO DE TECNOLOGIA DE REATORES
DIVISÃO DE TESTES

INFORMAÇÕES A RESPEITO DO SISTEMA DE COLETA DE DADOS
DO LABORATÓRIO DE TERMOHIDRÁULICA

DETR.PD 415/26.06.81

BELO HORIZONTE

19 OUTUBRO 1981

INFORMAÇÕES A RESPEITO DO SISTEMA DE COLETA DE DADOS DO LABORATÓRIO DE TERMOHIDRÁULICA

1. INTRODUÇÃO

A Divisão de Testes do Departamento de Tecnologia de Reatores do CENTRO DE DESENVOLVIMENTO DA TECNOLOGIA NUCLEAR (CDTN), tem sob sua gerência os Laboratórios de Física de Reatores, e de Termohidráulica, e futuramente o de Testes de Componentes, em fase de implantação. Estes dois últimos têm como atribuição a realização de testes termohidráulicos relacionados com a segurança de reatores e de testes de componentes de centrais nucleares, respectivamente.

Como infra-estrutura básica para a realização de testes desta natureza se faz necessária a existência de um sistema de suprimento de potência, instrumentação adequada, instalação para remoção do calor gerado nas seções de testes e sistema de coleta e tratamento de dados.

Este relatório apresenta em linhas gerais a filosofia dos testes efetuados e/ou programados nas instalações daqueles dois laboratórios, e define as características básicas necessárias a um sistema de coleta de dados compatível com os objetivos dos testes.

2. ÁREA DE SEGURANÇA DE REATORES

2.1 Fundamentos

Em um reator nuclear, bem como em qualquer outro dispositivo no qual se tenha remoção térmica, existem limites para a temperatura da superfície de troca de calor, devidos a fenôme

nos tais como: corrosão, variações estruturais, enfraquecimento e eventual fusão do material em consequência da deterioração do processo de transmissão de calor. As elevadas taxas de remoção de calor encontradas em reatores, em confronto com as normalmente utilizadas em trocadores convencionais, tornam inapropriadas as técnicas utilizadas para o projeto térmico dos primeiros.

O desenvolvimento, a otimização e modificação de um projeto térmico para elementos combustíveis de reatores requer a realização de testes termohidráulicos em dispositivos que reproduzam, em escala, as condições de operação dos mesmos. Para esta reprodução é necessária a simulação do núcleo do reator em autoclaves de testes que contenham um número significativo de vare - tas, representativas de uma região do referido núcleo.

2.2 Testes Realizados e em Curso

As atividades do LABORATÓRIO DE TERMOHIDRÁULICA do DEPARTAMENTO DE TECNOLOGIA DE REATORES foram iniciadas em 1970 , com o projeto e construção de um galpão dotado de uma infra-estrutura básica. A partir desse ano foram montados vários circuitos térmicos nos quais vem se realizando trabalhos de tese de mestrado apresentados à Universidade Federal de Minas Gerais. A partir de 1972 as atividades do laboratório passaram a ser dirigidas ao Programa de Pesquisa e Desenvolvimento da NUCLEBRÁS, visando adquirir experiência em problemas tecnológicos inerentes à segurança de reatores a água pressurizada (PWR).

A idéia básica do programa, então delineado, constitui-se na realização de testes, em níveis crescentes de complexidade no que se refere a tipos e condições de fluidos refrigerantes, projetos de seções de teste, instrumentação, dimensões de circuitos e condições de testes, conforme as sequências abaixo:

- fluidos: água e mistura água/ar à temperatura ambiente; água em ebulição a baixa e média pressão;

- seções de testes: circular, retangular, anular, em feixe;

- instrumentação: para medida de temperatura de parede e fluido, vazão, potência elétrica, fluxo de calor, configuração de escoamento, absorção de raios gama, teor de gás; condutividade da água, teor de traçadores, nível de fluido;

- circuitos: de água, de pequeno porte; água-ar, também de pequeno porte; água aquecida, de pequeno porte; água aquecida, de médio porte; "freon" de grande porte; água, de grande porte;

- condições de teste: regime estacionário, regime transitório e simulação de acidentes.

O mais importante dos circuitos existentes é o CIRCUITO TÉRMICO Nº 1 (CT-1). Neste circuito, que teve sua operação iniciada em 1974, foram realizados até o momento testes em seção circular, a saber: teste de perda de carga a frio e com aquecimento, de transferência de calor em regimes monofásico e bifásico, e de transferência de calor em condições limites (testes de "burnout", ver item 5.1).

Encontra-se presentemente em fase de realização, uma campanha de testes de "burnout" em geometria anular.

O programa em curso visa obter, como objetivo mais amplo, capacitação técnico-científica própria na área de termohidráulica experimental de reatores, que é considerada como essencial, tendo-se em vista a participação direta dos elementos da equipe em trabalhos conjuntos de âmbito internacional. Um exemplo deste tipo de atividade refere-se à participação de um elemento do LABORATÓRIO DE TERMOHIDRÁULICA do CDTN no programa de testes da Kraftwerk Union AG - KWU, para o desenvolvimento do projeto do elemento combustível a ser utilizado nas recargas do reator da Unidade 1 da Central Nuclear de Angra dos Reis. Isto

porque o projeto original deste combustível, da Westinghouse, difere dos padrões alemães (KWU), com relação a características geométricas. Assim, houve necessidade de realização de uma série de experimentos em um dispositivo, que permitiu simular condições operacionais iguais às aquelas encontradas na referida central, para comprovar a adequação do projeto alemão. Tais testes foram realizados em setembro de 1978 no "Atomic Energy Establishment" de Winfrith, Inglaterra, em uma seção de testes contendo 25 simuladores de varetas combustíveis aquecidas eletricamente (maquete 5x5), instalada em um circuito a água com potência elétrica de aquecimento de 6 MW.

2.3 Testes Programados

Em sequência pretende-se explorar uma seção de testes em feixe constituída de nove varetas aquecidas eletricamente em arranjo quadrado (3x3), que constitui uma maquete de elemento combustível nuclear. Nesta seção de teste serão realizados estudos relativos à transmissão de calor, perda de carga e "burnout".

Uma outra linha de testes prevista é de refrigeração de emergência. Atualmente, encontra-se em fase de projeto conceitual, um circuito no qual se pretende realizar tais estudos, simulando condições de reatores a água pressurizada (PWR). Estes estudos que, possivelmente constituirão parte de um programa conjunto de Pesquisa e Desenvolvimento com a KWU e a NUCLIN, consistirão basicamente na verificação das influências de singularidades tais como grades espaçadoras, placa suporte de barras, etc, no desenvolvimento da fase de remolhamento do núcleo após um acidente de perda de refrigerante.

3. ÁREA DE TESTE DE COMPONENTES

3.1 Fundamentos

Os produtos de emprego na área nuclear são objeto de

exigências de qualidade sem paralelo em outras áreas tecnológicas mais convencionais. Além da elevada segurança dos sistemas e equipamentos, alcançados pela observância de estritas medidas de projeto impostas pelos projetistas e órgãos de licenciamento, os componentes devem apresentar um alto grau de confiabilidade, para que a operação da central não sofra paralizações devido a falhas de qualquer natureza.

É significativo o fato de que a paralização de um dia, no funcionamento de uma central nuclear, do porte de 1300 MWe, ocasiona um lucro cessante da ordem de algumas dezenas de milhões de cruzeiros, cifra esta que justifica a realização de vultuosos programas de Pesquisa e Desenvolvimento dirigidos para o aumento da confiabilidade dos seus componentes críticos.

A exemplo de países desenvolvidos, com tecnologia nuclear, já implantada, o Brasil está montando uma infra-estrutura de suporte aos fornecedores de componentes, possibilitando a estes os meios de realização de ensaios exaustivos em produtos industriais, com vistas à melhoria de sua qualidade e adequação à área nuclear.

Dentro deste espírito, a NUCLEBRÁS está ampliando a sua capacidade experimental, implantando no CDTN um LABORATÓRIO DE TESTES DE COMPONENTES.

À luz da experiência adquirida na sua participação no programa nuclear alemão, a Kraftwerk Union AG - KWU, principal fornecedora de tecnologia ao Programa Nuclear Brasileiro, apontou, entre outras, duas instalações de testes como prioritárias a curto prazo para o Brasil:

- CIRCUITO DE TESTES DE COMPONENTES (Testes em válvulas)
- INSTALAÇÃO DE TESTES EM CONDIÇÕES DE ACIDENTE.

A própria KWU, em seus laboratórios de suporte, pos-

sui instalações deste tipo, que foram parcialmente financiadas pelo governo alemão.

3.2 Testes em Válvulas

Estatísticas demonstram que cerca de 4 a 5% do tempo total das paralizações não previstas em centrais americanas do tipo PWR são decorrentes diretamente de defeitos apresentados por válvulas.

Apesar da expressiva experiência da Alemanha em fabricação de válvulas, suas primeiras centrais nucleares apresentaram grandes problemas devido ao mau funcionamento deste componente. É sabido que aproximadamente 80% das válvulas do reator KWO sofreram problemas e que, apesar da ausência de estatísticas a respeito, o reator pioneiro na Alemanha, MZFR, talvez tivesse problemas na quase totalidade de suas válvulas. Este fato motivou a SIEMENS AG a construir uma instalação para testar válvulas.

Para as centrais mais recentes da Alemanha, dos 150 tipos de válvulas testadas, foi constatado que cerca de 55% não poderiam ser aplicadas em centrais nucleares nas condições de qualidade em que vinham sendo fornecidas. Após a realização dos testes na instalação citada e implementação das recomendações decorrentes dos mesmos, este percentual se reduziu a 15%.

O circuito do CDTN, por ser versátil, justifica o seu nome genérico CIRCUITO DE TESTES DE COMPONENTES (CTC).

3.3 Testes em Componentes sob Condições de Acidente

Por determinação dos órgãos de licenciamento, todo o projeto de uma central deverá estar condicionado a um acidente postulado no qual há ruptura da tubulação principal do circuito primário do reator. Em consequência deste acidente hipotético, conhecido como "Acidente Base de Projeto", o refrigerante primário é liberado para atmosfera contida no recinto do reator. Mesmo nestas condições extremas, os componentes "vitais" instala

dos dentro do recinto do reator deverão se manter em funcionamento, o que deve ser demonstrado a priori mediante a realização de testes de aceitação em protótipos.

A fim de permitir atender à demanda de testes de "Junction boxes" para a Central Nuclear de Angra - Unidade 2, em meados de 1982, uma segunda instalação de testes em condições de acidente, de menor porte, está sendo desenvolvida utilizando o pressurizador existente no CIRCUITO TÉRMICO Nº 1 (CT-1) do LABORATÓRIO DE TERMOHIDRÁULICA. O pressurizador é a fonte necessária de produção de vapor para a despressurização (ou "blowdown") no vaso de testes, onde serão simuladas as condições ambientais reinantes na contenção do reator em caso de acidente com perda de refrigerante primário.

4. METODOLOGIA APLICADA A TESTES TERMOHIDRÁULICOS

Os subsídios para o desenvolvimento e adaptação dos projetos de elementos combustíveis de reatores nucleares são obtidos através da simulação dos processos de transferência de calor ocorrentes nos mesmos. Para tal, utilizam-se circuitos compostos de componentes típicos de centrais nucleares (em escala), onde se tenha circulação forçada de água sob pressão, no caso de simulação de reatores PWR. Na região denominada "seção de testes", simula-se a geração de calor, que nos reatores é proveniente da fissão nuclear, através de aquecimento por corrente elétrica de tubos de aço inoxidável ou zircaloy, em arranjo idêntico ao das varretas que compõe o elemento combustível do reator, constituindo o que se denomina uma "maquete de feixe". Desta forma, a simulação é realizada sem presença de radiação, a qual limitaria o acesso direto necessário ao acompanhamento sistemático dos testes.

Para a exploração da maquete em feixe 3x3 será utilizado o CIRCUITO TÉRMICO Nº 1 (CT-1), já referido anteriormente, o qual deverá ser implementado com um sistema adequado de suprimento de potência, instrumentação apropriada e sistema de coleta e tratamento de dados.

O sistema de suprimento de potência se constituirá de um retificador controlável de baixa tensão e alta corrente, com fator de ondulação ("ripple") inferior a 4% para qualquer valor de tensão, sendo portanto, um equipamento não convencional. Caso esta exigência não seja cumprida, a vibração decorrente de efeitos eletro-magnéticos causará perturbação nas condições do fluido e induzirá ruídos nocivos à instrumentação e/ou nas medidas.

O sistema de coleta e tratamento de dados, deverá ser capaz de:

- captar com precisão e condicionar sinais de baixo nível (da ordem de milivolts), provenientes dos sensores;
- armazenar e analisar um elevado volume de dados em tempo real;
- comandar a operação do sistema, segundo rotinas pré estabelecidas na programação dos testes e emitir sinais para atuação dos dispositivos de proteção.

Este sistema atenderá também aos demais circuitos dos dois laboratórios (e possivelmente também às instalações do LABORATÓRIO DE FÍSICA DE REATORES).

A instrumentação que será utilizada se constitui de sensores para medida de pressão, temperatura, vazão e potência elétrica, com classe de precisão de laboratório e tempos de resposta mínimos possíveis (da ordem de milisegundos), a fim de que se possa acompanhar variações que ocorram em curtos intervalos de tempo (por ex. nos testes em regime transiente).

5. DEFINIÇÃO DAS CARACTERÍSTICAS BÁSICAS DO SISTEMA DE COLETA DE DADOS

Dentre os testes anteriormente relacionados, os de "burnout" são os mais severos no que diz respeito à velocidade com a qual os fenômenos observados neles se desenrolam. Portanto,

eles serão usados para definir as características mínimas necessárias para um sistema de coleta de dados no que tange à frequência de aquisição.

5.1 A Crise de Ebulição e o Fluxo de "Burnout"

A crise de ebulição é caracterizada por uma queda súbita no coeficiente de transmissão de calor, devida à mudança nos mecanismos desta transmissão, o que é sentido por uma excursão de temperatura da superfície aquecida. O máximo fluxo de calor que precede a crise de ebulição é denominado "Fluxo de Calor Crítico" ou "Fluxo de Burnout". A razão do fluxo de "burnout" para o fluxo de calor em um reator é usada como índice de capacidade de extração de potência nos reatores refrigerados a água.

Inúmeros testes têm sido efetuados nos últimos 15 anos explorando a crise de ebulição, sem contudo se ter chegado a uma palavra final a este respeito. Por isto o estudo deste parâmetro é ainda atual, tanto no que diz respeito à segurança de reatores quanto na procura da redução dos conservatismos, que levam a rendimentos afastados dos ideais.

A detecção do fluxo de "burnout" em dispositivos experimentais é feita através de termopares soldados à parede da seção de testes. Estes termopares permitem um registro da evolução da temperatura bem como atuam relés que desligam o suprimento de potência, evitando a fusão da seção de testes durante a ocorrência de "burnout". Devido à taxa de crescimento da temperatura na crise de ebulição (cerca de $300^{\circ}\text{C}/\text{seg}$) é necessário que estes termopares tenham tempos de resposta mínimos. Na Figura 1 são mostradas evoluções da temperatura da seção de testes com o tempo, durante a ocorrência da crise de ebulição. A curva pontilhada mostra esta evolução calculada adiabaticamente, enquanto que as outras apresentam a resposta de termopares com diferentes tempos de resposta.

Existe um compromisso entre a detecção da crise de ebulição (registro do crescimento brusco da temperatura) e o desli

gamento da potência fornecida à seção de testes com o objetivo de protegê-la contra fusão.

A fixação dos termopares, feita com solda prata, limita na prática, o pico de temperatura a 600°C . Portanto, para que estes compromissos seja respeitados, os termopares de 0,5mm de diâmetro são os mais indicados para este caso.

Com eles pode-se acionar o desligamento da potência mais tardiamente, sem que a temperatura real ultrapasse o limite de 600°C e com isto pode-se obter uma detecção segura do crescimento brusco da temperatura.

5.2 Característica de um Sistema de Coleta de Dados

A seção de testes em arranjo quadrado (3x3) conterá 27 termopares detetores (3 por vareta), assim como 16 para medidas de temperatura da água nos diferentes subcanais de escoamento, e 9 medidas da tensão elétrica aplicada. É importante mencionar que os demais parâmetros medidos tais como pressão, potência elétrica, temperatura de entrada e vazão são geralmente mantidos constantes em um teste.

Assim temos 52 grandezas, no mínimo, que devem ser monitoradas e cuja frequência de amostragem define a capacidade mínima do sistema de coleta de dados. Na prática, entretanto, os sensores utilizados para monitorar o fenômeno funcionam como um filtro "passa-baixo". Isto significa que existe um limite superior de frequência acima do qual o sensor se torna insensível. Esta frequência de corte corresponde praticamente ao inverso do tempo de resposta do sensor.

Assim, para os termopares de 0,5mm de diâmetro, cujo tempo de resposta é cerca de 30ms, obteremos uma frequência de corte de aproximadamente $f_0 = 33\text{Hz}$.

A teoria da informação define o tempo $T \leq 1/2f_0$ correspondente à frequência mínima com que se deve amostrar da-

dos em um tratamento discreto sem que haja perda de informação (teorema da amostragem).

Entretanto, como na prática não se tem filtro perfeito, costuma-se definir o tempo máximo de amostragem $T = 1/5f_0$.

Para os 52 canais, que monitoram as grandezas mais críticas, temos um tempo máximo de amostragem da ordem de 6ms o que corresponde a uma frequência mínima de amostragem da ordem de 9000 Hz.

6. DESCRIÇÃO DO SISTEMA DE COLETA DE DADOS ESCOLHIDO

Para satisfazer as necessidades inerentes aos diferentes circuitos discutidos nesse relatório procurou-se um sistema que reunisse os diferentes pré-requisitos exigidos.

O ponto crucial diz respeito a elevada taxa ou frequência de amostragem, que descartou a concorrência dos fabricantes nacionais.

Procurou-se também um equipamento que reunisse em uma configuração simples as seguintes características:

- condicionamento incorporado de sinais
- possibilidade de assumir o controle de parâmetros
- possibilidade de ampliação
- aquisição e tratamento de dados "on-line" e em tempo real
- possibilidade de sequência visual de grandezas críticas
- número mínimo de periféricos

- possibilidade de interfaceamento a computadores de grande porte
- exigências mínimas com relação à instalação.

Além destas características preferiu-se também uma opção por firmas cujas linhas de produtos fossem de nosso conhecimento assim como o seu programa de manutenção.

Das firmas consultadas a que apresentou um sistema reunindo todas estas características foi a Hewlett Packard. O sistema HP cuja configuração é mostrada na Figura 2, é constituído de cartões de entradas analógicas que condicionam os sinais de sensores, tais como: termopares, transdutores de pressão, vazão, etc. Estes sinais são então digitalizados, armazenados e pré-tratados no processador.

Dependendo da maneira de operação adotada pode-se transmitir os dados ao computador, após cada preenchimento do "Buffer" (2Kbytes) na operação contínua ou descartá-los, ficando a transmissão ao computador condicionada a existência de comando para tal, na operação "histórica". A transmissão ao computador se dá através da interface, a uma taxa de 200Kbytes por leitura. Os sinais de controle são enviados pelo processador através de cartões de saída. A capacidade do processador é definida por 6K x 16bit ROM'S para execução de funções de medida, controle e teste de verificação. Cada processador pode admitir 128 canais para entrada e saída de dados. O computador escolhido tem memória de 54Kbytes, dois cartuchos de fita K7 para armazenamento de dados e programas (2 x 217Kbytes) e uma impressora técnica com opção gráfica (480 linhas/min, 80 colunas) embutidos. Um terminal de vídeo com opção gráfica (1920 caracteres, 8 Kbytes) permitirá a sequência visual de grandezas críticas.

O sistema HP escolhido pelo LABORATÓRIO DE TERMOLHI-DRÁULICA foi discutido com técnicos de dois centros de pesquisas nucleares alemães, "Forschungszentrum Geestacht GmbH"-GKSS, Geestacht

"Kernforschungsanlange" - KFA, Jülich, que possuem instalações experimentais semelhantes às existentes e planejadas no CDTN, com uma ampla experiência na pesquisa de fenômenos termohidráulicos aplicados a tecnologia de reatores nucleares, bem como no projeto e desenvolvimento de equipamentos eletrônicos de controle e medida.

A opinião dos técnicos do Laboratório Central de Eletrônica do KFA e do Instituto para Técnicas de Instalações da GKSS dirigidas pelos Drs. K.D. Müller e A. Katsaounis, respectivamente, foi unânime no que se refere à adequação do sistema escolhido para as finalidades a que se propõe.

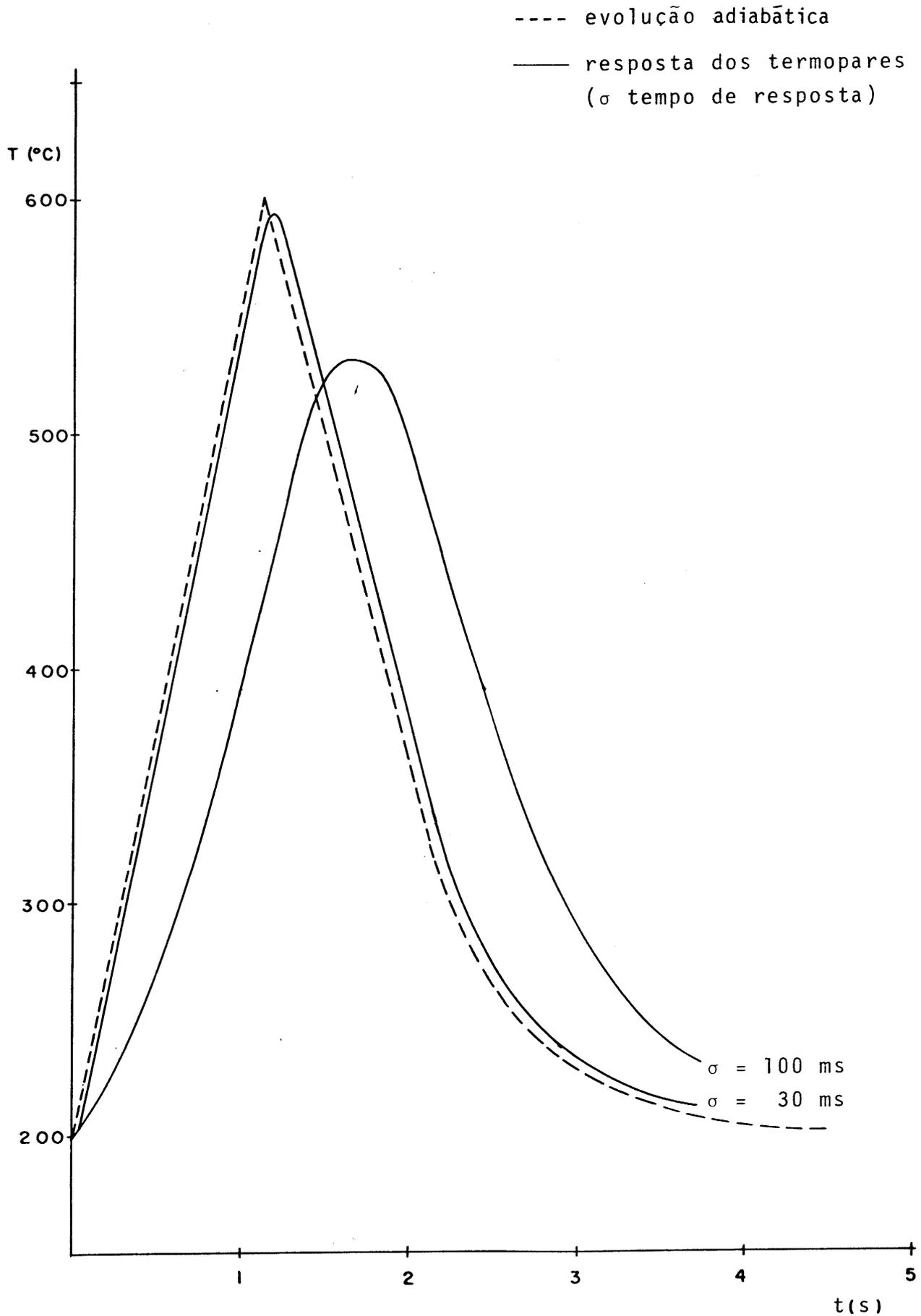


FIGURA 1 - EVOLUÇÕES DE TEMPERATURA EM
TESTES DE "BURNOUT"

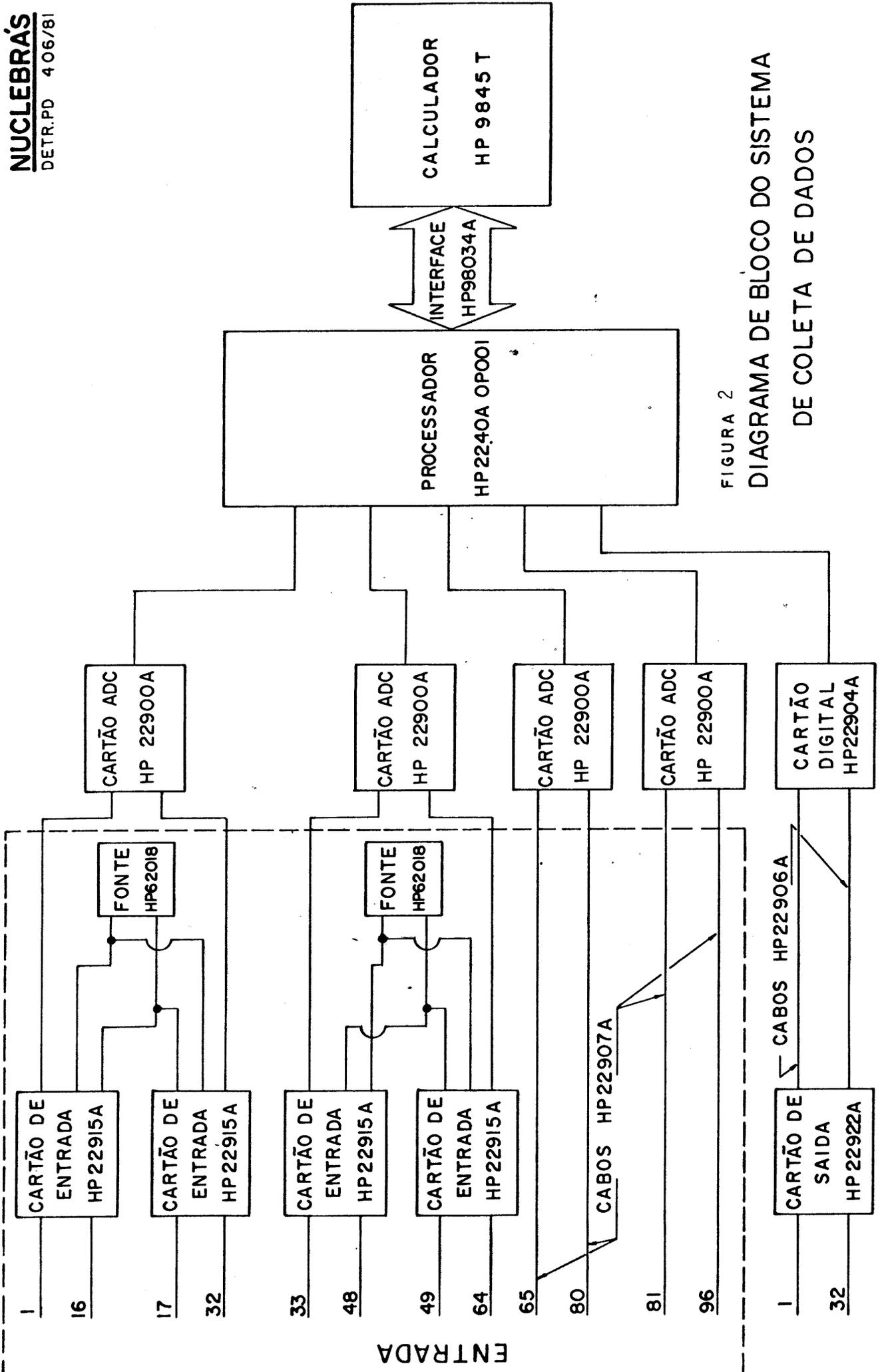


FIGURA 2
DIAGRAMA DE BLOCO DO SISTEMA
DE COLETA DE DADOS