

# APLICAÇÃO DE SISTEMAS DIGITAIS PARA CONTROLE E PROTEÇÃO DE CENTRAIS NUCLEARES

por

Adalberto J. Soares

RESUMO -- O trabalho aqui apresentado consiste num estudo do desenvolvimento dos sistemas utilizados para controle e proteção de uma central nuclear. É dada ênfase à análise da interface homem-máquina, explicitando-se as deficiências dos sistemas convencionais e os motivos que levaram ao desenvolvimento dos chamados SPDS (Safety Parameter Display Systems). São discutidas as funções do SPDS, e seus requisitos básicos. Finalmente, são apresentados os novos sistemas de controle e proteção propostos para as futuras centrais nucleares, com especial destaque para o sistema oferecido pela firma Merlin Gerin da França, fornecedora de um sistema digital integrado para controle e proteção da unidade B1 da Central nuclear de Chooz.

## INTRODUÇÃO

O sistema de controle de uma instalação representa o meio de ligação entre o operador e o processo. É o meio pelo qual o operador sabe se existe ou não algum problema na instalação, e a partir do qual ele toma as ações necessárias para manter a eficiência e, principalmente, a segurança da instalação.

É fácil de se imaginar a importância do sistema de controle de uma instalação nuclear. Numa central nuclear o sistema de controle e proteção é vital, pois sua falha, ou falha na interpretação da informação disponível no mesmo, pode causar, além de enormes perdas financeiras, sérios danos à instalação, podendo, inclusive, causar a liberação de material radioativo para o meio ambiente, fatos comprovados no acidente de TMI.

Este trabalho apresenta um resumo do desenvolvimento dos sistemas utilizados para controle e proteção de centrais nucleares, com ênfase na importância da informação que é transmitida para os operadores das mesmas. São discutidas, ainda as deficiências dos sistemas analógicos convencionais, os motivos que levaram ao desenvolvimento dos chamados SPDS, e os novos sistemas de controle e proteção desenvolvidos para aplicação em centrais nucleares.

### Sistemas de Controle Convencionais

Muitas das Centrais Nucleares que estão em operação, são produto de projetos feitos há mais de 20 anos, numa época em que os computadores eram considerados muito grandes, impráticos, e sem a confiabilidade necessária para aplicação no controle da

instalação. Nessa época, os computadores eram instalados com os objetivos de aquisição de dados, registros de eventos, anunciador de alarmes, e elaboração de cálculos, para análise de desempenho, medidas de reatividade, etc.. As funções nobres de uma sala de controle eram reservadas para dois sistemas puramente analógicos, o de controle e o de proteção, responsáveis pelo controle, propriamente dito, e pelo acionamento de dispositivos de proteção.

Do ponto de vista operacional, os instrumentos analógicos são simples, robustos e confiáveis, porém, quando integrados numa sala de controle, mostram algumas desvantagens, a principal causada pela diversidade e modularidade dos módulos utilizados, cada um com uma função específica.

A modularidade da instrumentação analógica, adotada por motivos econômicos, faz com que cada canal de medidas seja independente, sendo constituído por vários módulos, numa configuração específica para cada aplicação. Assim sendo, cada canal tem uma fonte de alimentação, um processador, uma lâmpada de alarme, um mostrador (display), um botão, etc.. Cada item é específico do canal, por exemplo, o processador pode ser um somador, um interpretador de sinais de termopares um comparador, um extrator de raiz quadrada, etc..; o mostrador, mesmo para sensores do mesmo tipo, depende do intervalo de medidas. Algumas vezes, é possível utilizar uma chave (rotatória) para selecionar a informação que se deseja visualizar num mostrador, porém esta é uma operação não muito prática, e nem muito segura, pois, enquanto vemos uma variável; não vemos outras, que podem estar sendo violadas.

Devido a modularidade adotada, e aos requisitos das normas aplicáveis à área nuclear, que exigem alto grau de confiabilidade para os sistemas de controle e proteção, as salas de Controle das Centrais Nucleares ficaram enormes. Uma sala de controle típica de uma central nuclear do tipo PWR ocupa uma área de aproximadamente 650 m<sup>2</sup>, incluindo a área necessária para instalação do painel central de controle, armários de transmissores, condicionadores de sinais, fontes de potência, reles, cablagem, etc. De acordo com a prática adotada no projeto de uma central nuclear, a sala de controle deve conter todos os controles de um sistema que requeira a atenção do operador num intervalo de tempo de até 15 minutos após soar um alarme. A figura 1 mostra a vista geral de um painel central convencional de uma central nuclear. Nela fica clara a quantidade de informação que deve ser analisada pelo operador da instalação, requerendo, do mesmo, uma concentração muito grande, bem como uma rapidez de raciocínio para tomada de decisões em condições de alarme.

Do ponto de vista operacional, numa sala de controle convencional, todas as condições inseguras são alarmadas com a mesma prioridade. A única diferenciação possível é a utilização de cores e sons diferentes. Antevendo a possibilidade de falhas humanas, e para atender aos requisitos impostos pelos

órgãos licenciadores, as firmas projetistas de centrais nucleares dotaram as mesmas com sistemas de segurança, com atuação automática, independente de qualquer ação de controle ou do operador. O objetivo destes sistemas, é proteger o reator e mitigar as consequências de possíveis acidentes. Conforme mencionado o acionamento de um sistema de segurança é automático, porém, uma vez acionado, o operador passa a ter controle sobre o mesmo, o que aumenta a sua carga de trabalho, uma vez que passa a ter mais um sistema para controlar.

#### Uso de Computadores para Auxílio de Operador.

No final da década de 60, a função do operador, e a possibilidade do mesmo falhar ao tomar decisões que pudessem colocar em risco a segurança da instalação, passaram a ser uma preocupação muito grande para as firmas projetistas de centrais nucleares. Algumas começaram a implantar malhas de controle via computadores digitais, outras deram ênfase na utilização de computadores para priorizar a informação disponível para o operador.

A primeira malha de controle de uma central nuclear operada através de um computador digital, foi instalada em 1966, na central nuclear de Douglas Point, num projeto da Ontario Hydro com um reator do tipo CANDU /1/. Nesta malha, o computador era utilizado para obter o valor médio da potência demandada (medida através de 3 canais analógicos) e ajustar o nível de referência para controle do reator. Era uma função simples, que poderia ser executada até manualmente, sem colocar em risco a segurança do reator, porém teve o mérito de marcar a introdução dos computadores digitais no controle de uma central nuclear.

Mesmo com a ocorrência deste evento, a utilização de computadores para o controle de uma central nuclear ainda era uma decisão muito difícil de ser tomada, pois os computadores não tinham a confiabilidade desejada. Desta forma, a maior parte das firmas projetistas começaram a investir no desenvolvimento de sistemas computacionais para processamento e priorização da informação a ser transmitida para o operador.

No início dos anos 70, as salas de controle propostas pelas firmas projetistas de centrais nucleares, tinham como filosofia, a substituição dos mostradores convencionais por terminais de vídeo coloridos, controlados por computadores. Segundo a filosofia proposta, as variáveis da central seriam monitoradas e processadas por meio de instrumentos convencionais (analógicos), que se comunicariam com o computador através de unidade remotas de conversão analógico-digital. Uma vez digitalizada, a informação poderia ser manipulada de acordo com as necessidades (convertida para unidades de engenharia, comparada com níveis de ajuste para indicação de alarme, analisada temporalmente, etc..). Dessa forma, começou-se a usar a capacidade dos computadores, onde várias informações podem

ser processadas simultaneamente e mostradas num único terminal de vídeo, segundo uma priorização pré-estabelecida, ou por solicitação do operador.

Com base na experiência ganha na central de Douglas Point, a Ontario Hydro projetou um arrojado sistema de controle para operar a central nuclear de Pickering (também com um reator do tipo CANDU). O sistema concebido foi definido como sendo um sistema de canais simples e computador dual (single-channel dual-computer reactor control system). Nele, com exceção dos atuadores, tudo o mais é duplicado, desde os sensores, até os elementos de comando para atuação. A figura 2 mostra a filosofia utilizada /2/. Este sistema, com pequenas modificações, foi estendido às centrais de Gentilly e Kanupp, ambas com reatores do tipo CANDU.

Segundo a filosofia adotada, o sistema possui dois computadores independentes, ambos recebendo as mesmas informações. Um dos computadores é considerado principal, e o outro reserva. Cada função do computador tem um "cão de guarda" (watchdog), de forma que, uma vez detectada uma falha em uma das funções do computador principal, a mesma passa a ser exercida pelo computador reserva.

A escolha de um sistema de dois computadores foi decidida por dois motivos: 1- O custo de um sistema com três computadores (para substituir os sistemas convencionais até então utilizados) era proibitivo; 2- Um sistema com um único computador não teria a confiabilidade e disponibilidade desejada. No período de 1973 a 1976 o sistema só deixou de operar 9 vezes, a partir do que estimou-se sua disponibilidade em 99,89%, bem próximo dos 99,95% esperados no projeto do sistema /1/.

O projeto das salas de controle das centrais de Pickering, Gentilly e Kanupp, introduziram definitivamente o computador digital no controle das centrais nucleares de forma que as demais firmas projetistas também começaram a integrar funções de controle nos novos sistemas de controle propostas. Dessa forma as novas salas de controle passaram a incorporar os computadores. Nos novos projetos, a instrumentação de processo permaneceu analógica, porém a transferência de informações para o operador passou a ser de forma mais eficiente, através dos computadores digitais. Neles a informação passou a ser processada e priorizada, fornecendo ao operador dados solicitados pelo mesmo, ou informações que, segundo uma programação previamente definida, exigissem uma pronta ação do operador. O resultado final foi que de uma forma geral, o painel de controle central ficou menor e mais funcional. Nas salas de controle foram instalados painéis adicionais, com instrumentos convencionais, porém em quantidade menor do que numa sala de controle convencional e com o único objetivo de manter a instalação numa condição segura em caso de falha do sistema computacional.

Um dos sistemas desenvolvidos foi o chamado "complexo de controle NUCLINET 1000", produzido pela General Electric para controle de reatores do tipo BWR. O sistema tem como peça principal um console cerca de 75% menor que o ocupado pelo sistema anterior (convencional), com cerca de 8 terminais de vídeo coloridos. O sistema necessita apenas um operador para controlar a central, e sua confiabilidade é assegurada através da adoção de redundância, e circuitos de auto-teste.

Outro sistema desenvolvido foi o PODIA (Plant Operation Displayed Information and Automation), projetado e construído pela Toshiba, para controle de reatores do tipo BWR /3/. A filosofia adotada, mostrada na figura 3, foi a mesma do NUCLINET da GE, com um único console onde são instalados 7 terminais de vídeo, e a partir do qual o operador tem acesso a toda informação da instalação e aos comandos que acionam os dispositivos de controle, além de ter, embutido em si, malhas de controle automático. Como nos demais sistemas, a instrumentação de processo era convencional (analógica), e um outro sistema, o de proteção, totalmente independente, era responsável por detectar condições inseguras (fora de controle), e acionar dispositivos de segurança (incluindo a ação de desligamento do reator).

Outras firmas que investiram no desenvolvimento de salas de controle com computadores foram a Westinghouse (com sua sala de controle integrada para reatores do tipo PWR) /4/, KWU com o sistema KONVOI /4/, Hitachi, com o sistema NURECS-300 /5/, e ASEA-ATOM, com o sistema PROMASTER /4/.

#### Safety Parameter Display Systems

Até 1978 os projetos dos sistemas de controle seguiram por conta das firmas projetistas de centrais nucleares, sem nenhuma regulamentação oficial. A única exigência era com relação ao sistema de proteção, que sempre teve requisitos rigorosos, e, de certa forma, sempre foi independente do sistema de controle.

Ficava a cargo da firma projetista, definir, com base em sua experiência, como e qual a informação a ser mostrada ao operador.

Em 1979, após o acidente de Three Mile Island, por solicitação de vários órgãos oficiais, foram criadas várias comissões especiais para analisar a praticidade e eficiência das salas de controle existentes. As conclusões foram as mais críticas possíveis, principalmente com relação às salas de controle convencionais, nas quais ficou comprovado que, dependendo da situação, a forma de apresentação da informação disponível, ao invés de auxiliar o operador, poderia levá-lo a conclusões erradas, induzindo-o a tomar ações indevidas. Outra conclusão obtida, foi a de que a maior parte dos computadores de processo, instalados para registros de eventos, não possuíam a confiabilidade desejada

pois, dos dois computadores instalados na Central de TMI, um estava desligado para reparos, e o outro, operacional, teve problemas na impressora de alta velocidade (que foi congestionada com a quantidade de informação a ser impressa).

Em vista das conclusões obtidas a Comissão de Regulação Nuclear Americana (US Nuclear Regulatory Commission), e outros órgãos licenciadores de instalações nucleares, passaram a exigir das usinas nucleares que fossem operacionais, ou que estivessem em fase de obtenção de licença de operação, as seguintes providências /6/.

- 1 - Uma revisão do projeto das salas de controle, na qual deveria ser levada em consideração os seguintes itens: a) possibilidade de falha humana; b) relevância e priorização da informação; c) melhor e mais eficiente forma de visualização da informação; d) rearranjo da sala de controle; e) facilidade e objetividade na identificação dos itens de controle.
- 2 - Instalação de um sistema de monitoração de parâmetros de segurança; um sistema com alto grau de confiabilidade e com a capacidade de mostrar o intervalo completo de operação de um conjunto mínimo de parâmetros importantes para a segurança da instalação. Um sistema que ficou conhecido com SPDS - "Safety Parameter Display System".

O SPDS, desde o início, foi considerado um sistema de informação independente do sistema de controle. Sua finalidade, é priorizar a informação referente à segurança da instalação, mostrando-a ao operador de forma simples e eficiente. Para isto, o SPDS utiliza informações provenientes do sistema de proteção da instalação, podendo, eventualmente, receber também informações do sistema de controle.

Funcionalmente, um SPDS é dividido em dois sub-sistemas, a saber, sub-sistema de monitoração de parâmetros de segurança (SMPS) e sub-sistema de monitoração de funções críticas de segurança (SMFS). O primeiro tem como objetivo agrupar, de forma concisa e num local conveniente, um conjunto mínimo de parâmetros, com a finalidade de auxiliar o operador a identificar, de forma rápida e eficiente, condições que ameacem a segurança da instalação; o segundo, tem como objetivo estabelecer, segundo uma prioridade pré-definida, uma forma sistemática de identificar as ações de proteção apropriadas, no sentido de se minimizar os riscos da instalação. Isto inclui a função de mostrar procedimentos identificando as ações a serem tomadas pelos operadores.

Numa instalação típica com reatores tipo PWR, os parâmetros, mostrados pelo SMPS são /7,8/: potência do reator, nível de refrigerante no pressurizador, pressão no sistema primário, temperatura na saída do reator, pressão na contenção e o grau subresfriamento (um parâmetro calculado que

indica se o fluido no sistema de resfriamento do reator está ou não próximo da condição de saturação).

Dependendo da instalação, são monitorados, ainda, o nível e a pressão do vapor no gerador de vapor, e o nível de radiação na contenção.

Além de apresentar os valores atualizados dos parâmetros de segurança, O SMPS pode mostrar, ainda, a taxa de variação dos parâmetros, e, segundo solicitação do operador, gráficos mostrando o histórico dos parâmetros ("trends"), como mostrado na Figura 4.

A forma de apresentação dos parâmetros de segurança pode ser analógico, digital ou uma combinação análogo-digital.

As informações analógicas são em geral mais agradáveis, e menos propensas a interpretação errônea. São, particularmente eficientes na comparação de valores, como por exemplo, numa comparação entre o valor atual com o valor desejado e os seus limites operacionais. Em geral é utilizada a opção mista, isto é, a combinação análogo-digital. Segundo esta opção, a informação é mostrada ao operador na forma de barras verticais ou horizontais, com valores numéricos ao longo ou nas extremidades da barra. As barras podem ser de valores absolutos ou de valores normalizados, como mostrado nas figuras 5a, 5b e 5c.

As barras de valores absolutas são mais fáceis de serem interpretadas, principalmente quando mostradas com cores de tons e intensidades diferentes, na medida em que os valores dos parâmetros começam a se afastar dos valores desejados.

Nas barras normalizadas, o valor desejado é situado no centro da barra, e os valores limites em posições fixas equidistantes do centro. A vantagem da barra normalizada é a facilidade de se visualizar, no conjunto, se os parâmetros de segurança estão acima ou abaixo de seu valor normal. A desvantagem é a presença de escalas diferentes para parâmetros semelhantes.

Um outro modo de apresentação é o do perfil radial, no qual os valores dos parâmetros são representados por barras que partem do centro para o vértice de um polígono regular, como mostrado na figura 6. As barras são normalizadas, de modo que os valores normais (desejados) ficam no centro das barras, e os limites em posições equivalentes do valor normal.

O sub-sistema de monitoração das funções críticas de segurança (SMFS) monitora um conjunto de funções pré-selecionadas com os objetivos de evitar a fusão do núcleo do reator e a liberação de material radioativo para o meio ambiente. Num reator do tipo PWR as funções críticas mais comuns são aquelas mostradas na tabela 1.

Apesar de o conhecimento das causas de um acidente facilitar a tomada de ações apropriadas, uma vez que permite a aplicação de procedimentos específicos, a utilização do conceito de funções críticas permite a utilização de procedimentos de emergência para assegurar a integridade da instalação, independentemente de se conhecer as causas dos acidentes.

Durante a operação normal do reator, o SPDS mantém ativo o SMPS. Se desejável, o operador pode solicitar informações de histórico e/ou tendências, ou outras informações disponíveis no sistema. Quando ocorrer um desligamento do reator ("trip"), o SPDS aciona, automaticamente, o SMFS, que passa a mostrar ao operador a condição de cada função crítica, segundo um símbolo e um código de cores pré definidos. O símbolo pode ser um círculo, ou uma coroa circular, dividido em setores coloridos, e é mostrado junto com os parâmetros de segurança num mesmo terminal de vídeo. O código de cores tem como objetivo permitir uma identificação rápida e segura das funções de segurança. As cores mais utilizadas são: verde, significa que a função está satisfeita, e não requer atenção do operador; amarelo, significa que a função não está plenamente satisfeita, e requer, no mínimo, a atenção do operador; laranja, significa que a função está na iminência de ser violada, e requer uma ação do operador; vermelha significa que a função crítica foi violada, e requer imediata ação do operador. Procedimentos específicos de cada instalação estabelecem a prioridade de ação do operador no caso de aparecerem, simultaneamente, duas cores diferentes da verde, para funções distintas.

O SPDS foi uma solução paliativa, adotada para superar a deficiência na interface homem-máquina, sem a necessidade de uma reforma completa das salas de controle existentes.

#### Sistemas Digitais aplicados para controle e Proteção de Reator

As dificuldades de implementação de um SPDS, a saber: classificação tipo 1E e disponibilidade de 99%, associados ao fato de muitas salas de controle serem consideradas obsoletas, e encontrarem muita dificuldade na obtenção de itens para manutenção, fez com que as firmas projetistas de centrais nucleares investissem cada vez mais no desenvolvimento de sistemas digitais, que tivessem embutidos em si, um SPDS. Entre elas, destacaram-se a AECL (Canadá), Merlin Gerin (França) e Westinghouse (Estados Unidos), que desenvolveram sistemas integrados de proteção e controle /9,10,11,12/. Outra firma, no caso a General Electric, optou pelo desenvolvimento de instrumentos digitais para substituição de canais de medidas nucleares, e medidas de níveis radiação /13/. São instrumentos com a finalidade específica para substituição de equipamentos obsoletos.

O sistema desenvolvido pela AECL, chamado PROTROL é um

aperfeiçoamento do sistema que foi desenvolvido para instalação na central de Pickering, e baseia-se na utilização de um sistema dual de processamento e controle, no qual um sistema controla a planta e o outro, totalmente redundante, opera em paralelo, para assumir o controle em caso de falha de sistema principal.

O sistema desenvolvido pela Merlin Gerin, é considerado um dos que teve maior avanço e será instalado na unidade B1 da central nuclear de Chooz, uma central construída próximo à divisa com a Bélgica, e que tem um reator do tipo PWR para geração de 1400 Mwe.

A filosofia adotada pela Merlin Gerin é mostrada na figura 7. O sistema é um aperfeiçoamento do sistema SPIN (Integrated Digital Protection System), desenvolvido pela Merlin Gerin desde 1979 para servir como sistema de proteção e atuação de sistemas de segurança, e operacional desde 1984.

A instrumentação a ser utilizada em Chooz é o resultado da combinação do SPIN (que já tinha como extensão o sub-sistema de instrumentação nuclear), com o sistema de controle digital desenvolvido pela CGEE Alsthom /14/.

O sistema desenvolvido pela Westinghouse utiliza uma filosofia semelhante ao da Merlin Gerin, sendo dividido em três grande sub-sistemas: Lógica, controle e proteção. Segundo um contrato assinado com CEGB (Inglaterra), uma versão ligeiramente modificada do sub-sistema de proteção será utilizada na central nuclear de Sizewell B, que possui um reator do tipo Magnox.

Atualmente, não existem dúvidas quanto à aplicação de sistemas digitais para controle e proteção de centrais nucleares. Alguns cuidados, no entanto, devem ser tomados, principalmente no que refere a manutenção. Atualmente o tempo de vida considerado econômico para a manutenção de sistemas digitais é da ordem de 15 anos. Acima desse tempo, os custos e os riscos de manutenção tornam-se muito grandes, especialmente se a operação da instalação depende do sistema computacional. Assim sendo, nos novos projetos, que normalmente exigem tempo de vida de pelo menos 20 anos, um dos cuidados a ser tomado é a adoção de uma filosofia tipo modular, que permita, no futuro, substituir apenas parte do sistema, e não o sistema como um todo.

Tabela 1. Funções Críticas de Segurança /Ref. 7/.

Função	Objetivo
Controle de reatividade	desligar o reator por meio da inserção de reatividade negativa.
Resfriamento do núcleo	remover o calor gerado no núcleo do reator, evitando a fusão do mesmo.
Resfriamento do refrigerante	remover o calor do refrigerante assegurando a continuidade do resfriamento do núcleo.
Integridade do sistema de resfriamento	evitar vazamento do fluido de resfriamento do núcleo, e manter o sistema de resfriamento pressurizado.
Integridade da Contenção	evitar a pressurização do sistema de contenção, bem como a ocorrência de vazamentos para o meio exterior.
Inventário de refrigerante	manter o inventário do fluido resfriador do núcleo, compensando possíveis variações voluméticas.
Sistemas Vitais	Manter a operacionabilidade dos sistemas vitais da instalação.

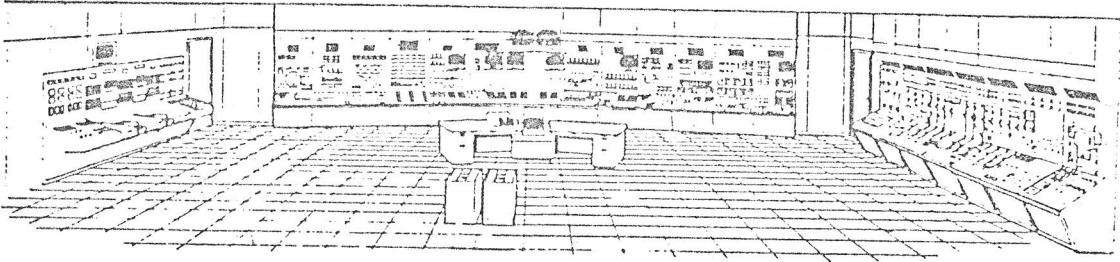


Figura 1. Sala de controle convencional de uma central nuclear /Ref.4/.

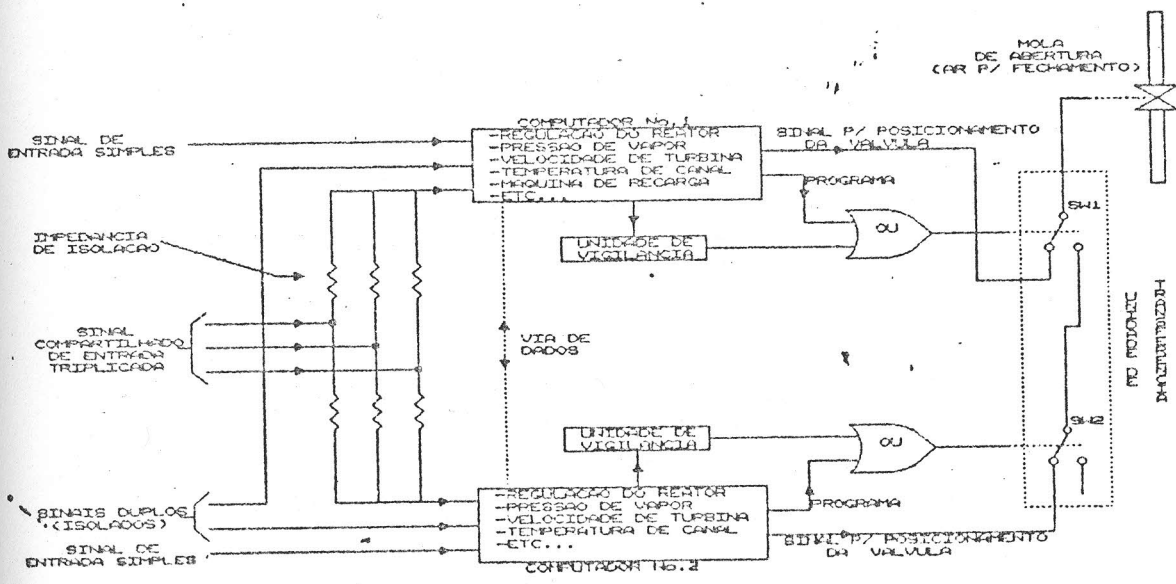


Figura 2. Configuração para controle do reator de Pickering /Ref. 2/.

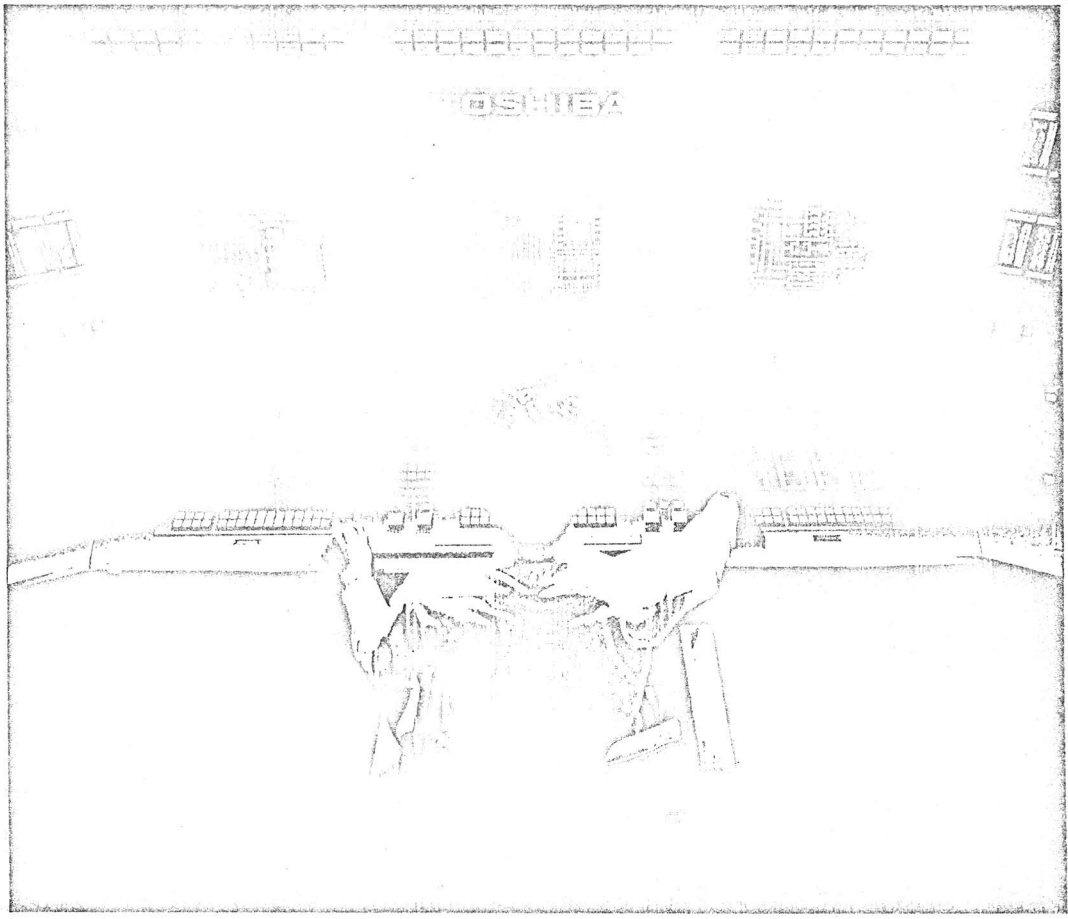
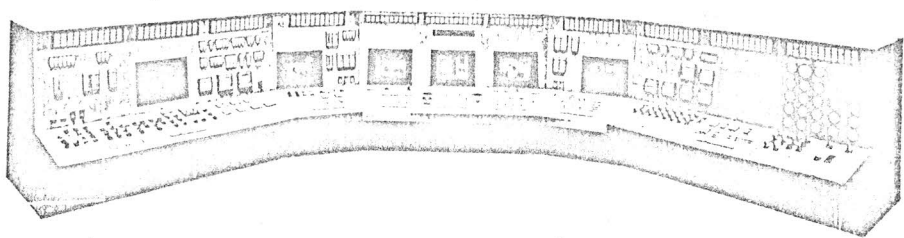


Figura 3, Sistema PODIA /Ref. 3/.

DATA: 20/09/64  
INSTANTE DE REFERENCIA: 18:05:53

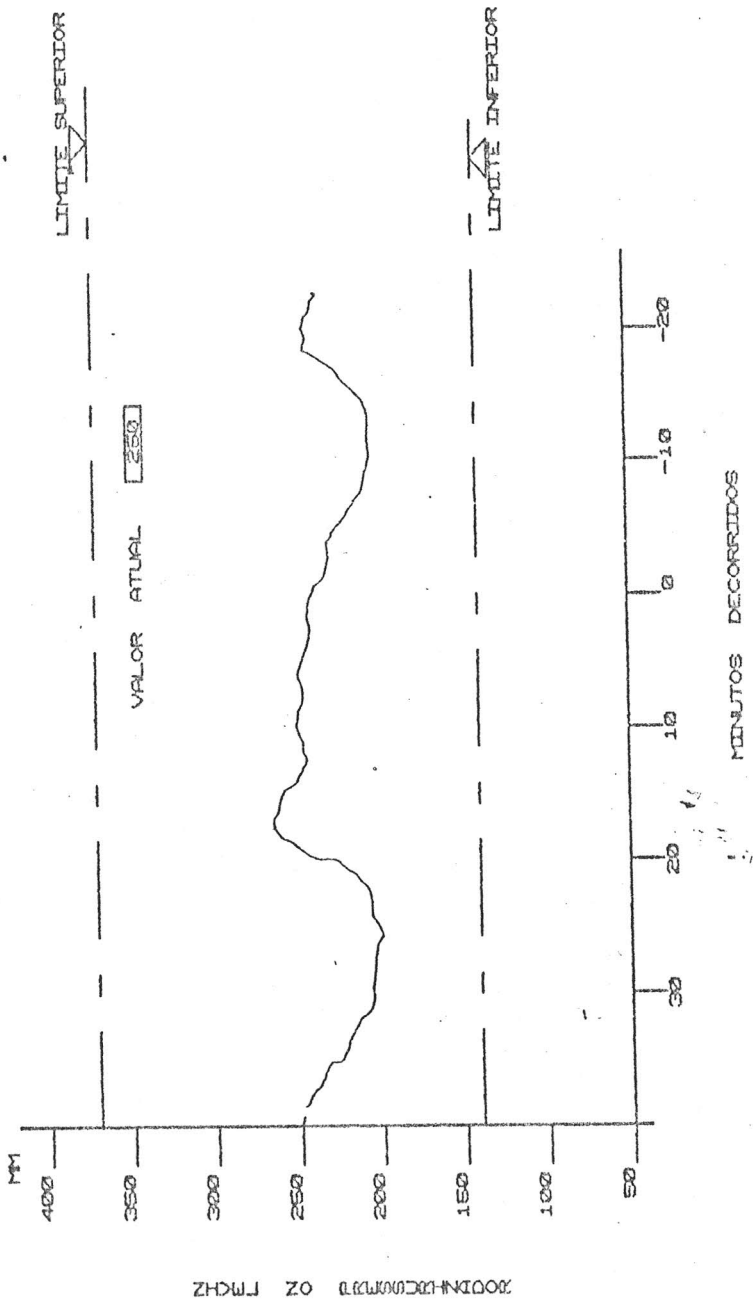


Figura 4. Gráfico de tendência de parametros /Ref. 8/.

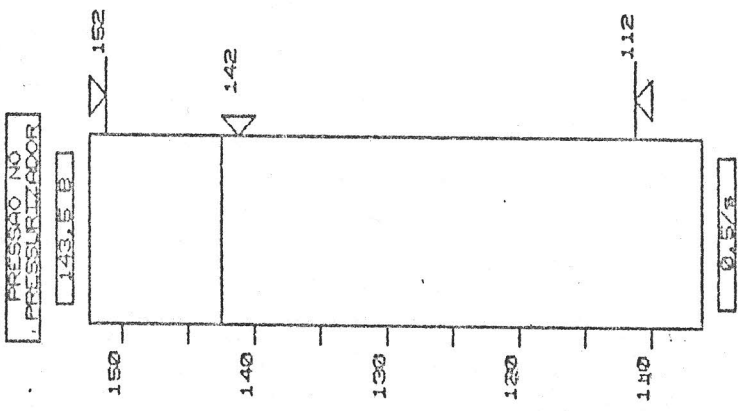


Figura 5a, Visualização mista na forma de barra vertical absoluta /Ref.8/.

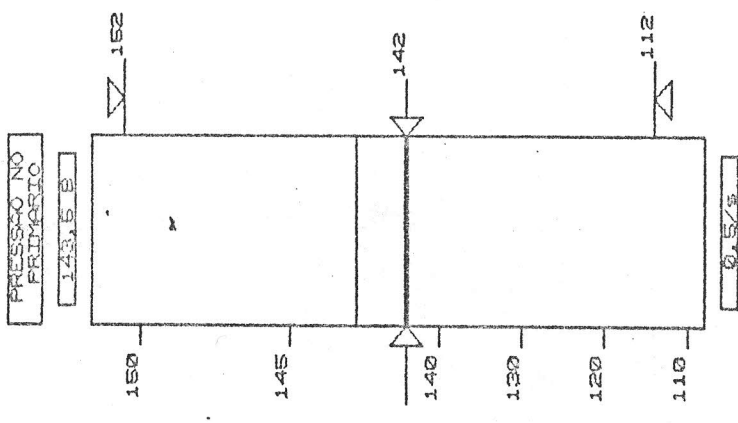


Figura 5b, Visualização mista na Forma de Barra vertical com desvio normalizado /Ref. 8/.

PARAMETROS DE SEGURANÇA


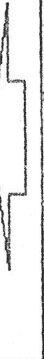

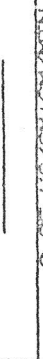

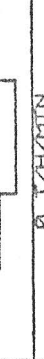

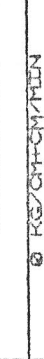
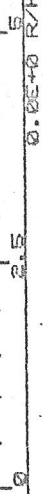
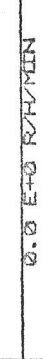
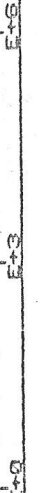

parametro	valor	taxa de variação
potência no reator		
nível no pressurizador		
pressão no pressurizador		
inventário de refrigerante		
pressão na contenção		
nível de radiação na contenção		

Figura 5C. Visualização na forma de Barras horizontais absolutas.

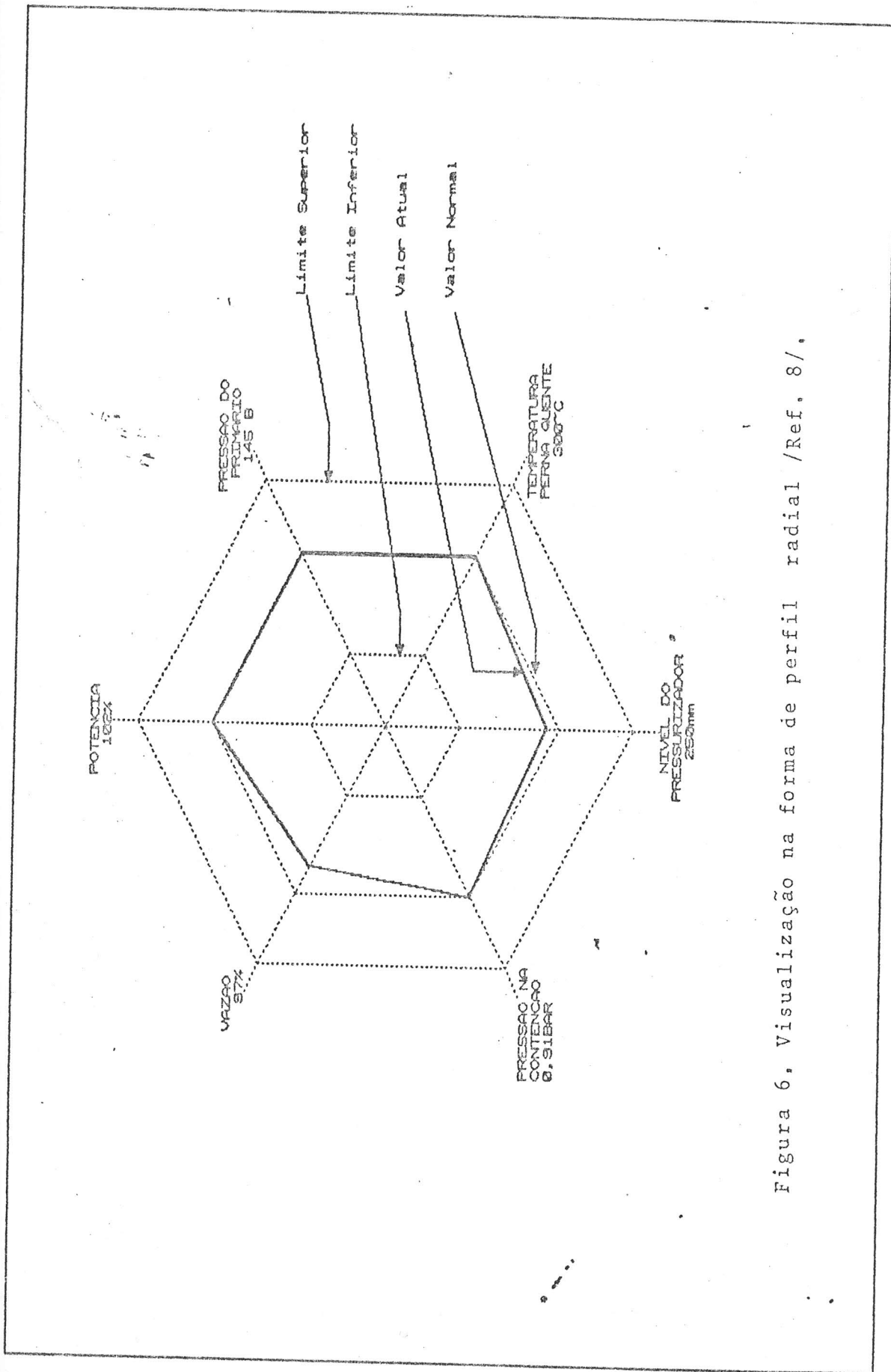


Figura 6. Visualização na forma de perfil radial /Ref. 8/.

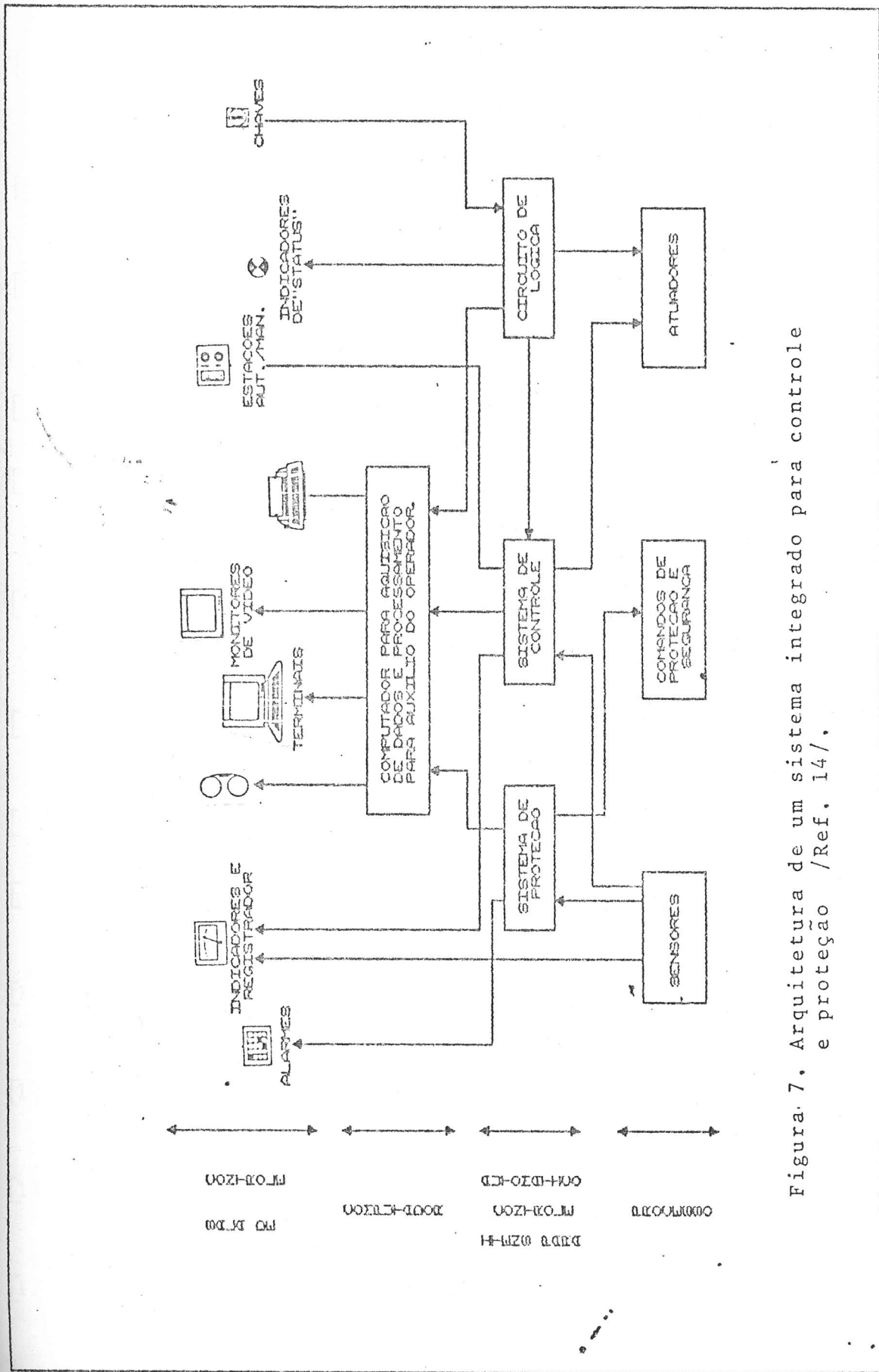


Figura 7. Arquitetura de um sistema integrado para controle e proteção /Ref. 14/.

REFERÊNCIA

- [ 1 ] KEE, F.J., SMITH, J.E., "Development of a reliable single-Channel direct digital reactor control system", Proc. of a Symposium on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation, IAEA - 1978.
- [ 2 ] PEARSON, A., "Control and Instrumentation on Canadian Nuclear Power Plants", Proc. of a Working Group Meeting on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation, IAEA-1972.
- [ 3 ] MONTA, K., et alii, "Computerized operator support system with new man-machine interface for BWR power plants", Proc. of a Symposium on Operational Safety of Nuclear Power Plants, IAEA-1983.
- [ 4 ] IAEA, "Nuclear power plant instrumentation and Control, a guidebook", IAEA Technical Reports Series n° 239.
- [ 5 ] ASANI, K., et alii, "Development of high-reliability control system for nuclear power plants", Proc. of a Symposium on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation, IAEA-1982.
- [ 6 ] MOORE, V.A., "Experience in the review of utility control room design review and safety parameter display system programs", IEEE Transactions on Nuclear Science, vol NS - 32, n° 1, Fev, 1985.
- [ 7 ] CORCORAN, W.R., et alii, "The operator's role and safety functions", workshop on licensing and Technical Issues - Post TMI, Atomic Indl Forum, Washington, TIS-6555 (1980).
- [ 8 ] MACHADO, E.L., "Modos alternativos de visualização das variáveis críticas" relatório de trabalho R242020012-(1984).
- [ 9 ] ASCHENBRENNER, J. F., TETREAU, F., COLLING, J.M., "Control for N4 nuclear Steam supply system", Nucl. Eng. Intl. vol 32, n° 400, pp. 61-67, (nov. 1987).
- [ 10 ] ASCHENBRENNER, J. F., "N4 PWR makes full use of distributed processing and local networks", Nucl. Eng. Intl. vol 33, n° 402, pp 33-36 (jan-1988).
- [ 11 ] FOURNIER, D., " PROTROL: Digital protection and control from AECL", Nucl. Eng. Intl, vol 33, n° 406, pp.34-35 (mai 1988),
- [ 12 ] PEPPER, J.W., REMLEYS, G.W., "The Westinghouse integrated reator protection system", The Nuclear Engineer, vol 27, n° 5, pp. 138-143.
- [ 13 ] DENMIS, U.E., "Digital instrumentation for retrofit application", EPRI Seminar: Power Plant Digital Control and Fault-Tolerant Microcomputers (1985).

[14 ] TETREAU, F., PARRY, A., "Framatome proposes a package approach to revamping", Nuclear Eng. Intl, vol 33, n° 406, pp. 25-29 (mai- 1988).