

“Desligamento de Emergência e Intertravamento Operacional de Reatores Nucleares Realizados com Controladores Lógicos Programáveis”

Pedro Paulo Levi Mateus Canazio, Vicente Luz***

RESUMO

Neste artigo é proposta a utilização de Controladores Programáveis (CP's) nas funções de intertravamento e proteção de reatores nucleares através da análise da probabilidade de ocorrência de acidente sério. Este é o principal parâmetro que irá definir o quão confiável deverá ser o sistema de proteção e, portanto, que grau de redundância este deverá apresentar. É proposta uma configuração genérica para o sistema de proteção e intertravamento utilizando CP's. É empregada a técnica de análise por diagramas de blocos de contabilidade para a obtenção da taxa de falha global de cada um dos subsistemas de proteção associados aos correspondentes acidentes postulados. No trabalho é feita uma análise do sistema de proteção e intertravamento proposto, aplicado a um reator de referência, e é demonstrada a viabilidade do uso de CP's em funções de intertravamento e proteção de reatores nucleares.

INTRODUÇÃO

Os Controladores Programáveis (CPs) são computadores de controle especializados em lidar com variáveis digitais e, por isso, adequados à solução de problemas envolvendo

intertravamento, automação e seqüenciamento de operações em plantas e processos industriais. Eles surgiram no final da década de sessenta como alternativa para a substituição dos sistemas de intertravamento baseados em relés na indústria automobilística norte-americana. O seu surgimento se deu em função da freqüente necessidade de reconfiguração da lógica de intertravamento das linhas de montagem,

*Departamento de Engenharia Elétrica – IME.

**Departamento de Engenharia de Sistemas – IME.

para a produção de novos modelos de automóveis da General Motors. Os custos de modificação/sucateamento dos controles convencionais a relés destas linhas de montagem era elevado.

Os CPs atuais apresentam inúmeras vantagens em relação aos sistemas baseados em relés. Entre elas podem ser destacadas:

- Elevada disponibilidade. O tempo de reparo é extremamente curto devido à construção compacta e modular dos CPs;
- O porte do CP independe da lógica de intertravamento, devido à existência de relés virtuais;
- Facilidades de auto-diagnóstico contínuo e flexibilidade, entre outras.

Os sistemas envolvendo funções associadas à segurança de reatores nucleares, **como** intertravamento e proteção têm feito uso de tecnologias inteiramente baseadas em relés. Essa preferência se deve a algumas características específicas deste tipo de componente. Dentre as principais, podem ser citadas sua elevada contabilidade, devida à sua simplicidade e à possibilidade, sob certas condições, de que ele obedeça ao princípio da falha segura. Um determinado componente, equipamento ou sistema apresenta falha segura quando a condição ou o estado que estes assumem enquanto falhos é previsível [1,2,3]. Assim, os relés e os sistemas por eles constituídos podem ser projetados e dimensionados de modo que seja possível afirmar, com grande margem de segurança, que os relés, quando falharem, permanecerão no estado correspondente ao existente com a bobina desenergizada.

Equipamentos de complexidade bem maior, principalmente aqueles que envolvem um número grande de componentes eletrônicos como os controladores programáveis não obedecem ao princípio da falha segura. Não é possível, por exemplo, prever em que estado ou condição ficarão os barramentos de um microprocessador, que é o coração de um CP, quando ocorrer uma falha. O número de componentes integrados neste dispositivo bem como o de combinações de diferentes tipos de defeitos como curtos, falhas, etc., que podem ocorrer entre eles é enorme. O que pode ser feito pelos CPs é, uma vez detectada uma falha, manter todas as saídas nos estados em que se encontravam antes da ocorrência desta falha.

Este trabalho é um extrato da tese de mestrado intitulada: "*Utilização de Equipamentos Digitais em Funções de Intertravamento e Proteção de Reatores Nucleares*", defendida em dezembro de 1992, no Instituto Militar de Engenharia, no Rio de Janeiro [1] e disponível para consulta na Biblioteca da Comissão Nacional de Energia Nuclear – CNEN, do Rio de Janeiro.

SISTEMA DE PROTEÇÃO E INTERTRAVAMENTO EMPREGANDO CPs

Existem no País inúmeros exemplos de aplicações de CPs em funções de intertravamento e proteção de processos industriais perigosos. Isso caracteriza a existência de um "*know how*" nacional no campo do uso de CPs em sistemas de proteção totalmente

digitalizados fora da área nuclear, onde os requisitos de segurança são menos rígidos. Dados sobre o uso de CPs em aplicações na área nuclear não estão disponíveis. Por isso, e pelo fato de a proposta do trabalho supracitado incluir em seu bojo a aquisição de “confiança” nos CPs para uso em reatores nucleares que, sabidamente, inexistem no País, foi considerado conveniente e prudente optar por um sistema de proteção duplo, onde um emprega CPs e o outro emprega relés. Os dois sistemas executariam exatamente as mesmas funções, porém com limiares de atuação ligeiramente diferentes, de tal forma que o sistema relés somente atuaria em caso de falha do sistema com CPs. A configuração assumida pelo sistema para uma variável ϕ qualquer, que requeira uma ação de deligamento de emergência (SCRAM) caso venha a sair dos limites estabelecidos (variável de segurança), é mostrada na figura 1. O comportamento da variável ϕ em caso de uma anomalia, por exemplo, durante a partida do reator, juntamente com a atuação do sistema de proteção principal, o SPP, com CPs e do sistema de proteção de emergência, o SPE, a relés é mostrado na figura 2.

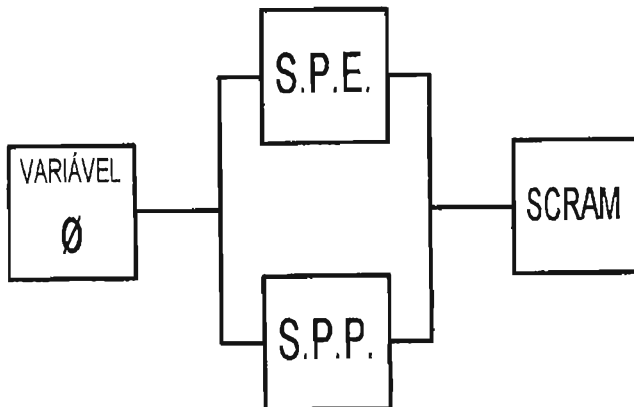
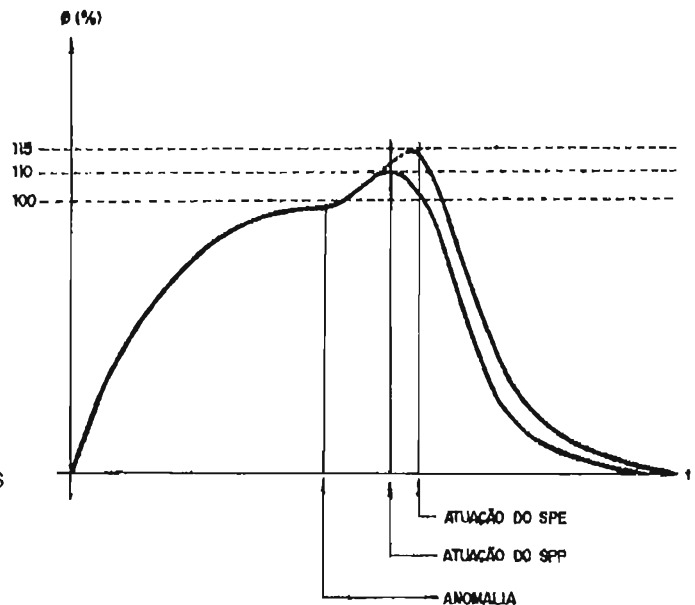


Figura 1 – Configuração do Sistema.

Figura 2 – Atuação dos dois sistemas



Desta forma, é possível avaliar isoladamente e com segurança o SPP quando o sistema estiver em operação.

FUNDAMENTOS UTILIZADOS

O que é preciso levar em consideração? Que condições precisam ser atendidas para que um determinado sistema de proteção possa ser instalado em um reator nuclear? Qual ou quais os parâmetros irão nortear a topologia, a configuração, o grau de redundância deste sistema? Uma resposta a estas perguntas encontra-se claramente definida na referência [2], onde está estabelecido que:

“Um determinado projeto de sistemas de proteção pode ser considerado satisfatório se o risco resultante for aceitável pela sociedade. “

Assim sendo, o dimensionamento dos sistemas de proteção de um reator nuclear depende de valores oriundos de uma análise de risco [3,4] que, por sua vez, depende de parâmetros fornecidos por uma análise de acidentes para a instalação em questão. Desta análise de acidentes, resultam, entre outras, informações como:

- quais são os acidentes postulados para o reator;
- quais são as frequências esperadas de ocorrência dos eventos inicializadores, de cada um deles, ou seja, a “*frequência de demanda*”, FDD, de cada subsistema de proteção associado;
- quais seriam as conseqüências de cada acidente ou “*conseqüências de falha de performance*”, CFP, dos subsistemas de proteção associados.

Este último fator, as CFPs, são de obtenção difícil e complexa, dependendo de burn-up, condições meteorológicas, demográficas, etc.

Do ponto de vista do projetista de sistemas de proteção de reatores, é mais conveniente e objetivo lidar com um outro parâmetro fornecido por algumas normas e guias de projeto que é o valor numérico máximo admissível para a probabilidade de ocorrência de qualquer acidente sério por ano. Este valor depende apenas de dois fatores: da frequência esperada de ocorrência dos eventos inicializadores de cada um dos acidentes sérios postulados para o tipo de reator em questão (FDD) e das taxas de falha, $\lambda(t)$, de cada subsistema de proteção associado. O primeiro pode ser encontrado na literatura ou obtido como resultado final da análise de acidentes, se esta já estiver disponível. O segundo é função da configuração do sistema de proteção e das características dos equipamentos que o constituem. Isto é mostrado a seguir.

A confiabilidade, $R(tm)$, de qualquer item, cuja operação seja contínua durante seu tempo de missão, tm , é dada por:

$$R(tm) = \exp \left[- \int_0^{tm} \lambda(t) dt \right] \quad (1)$$

Através do uso da bem conhecida técnica de análise por diagramas de blocos de confiabilidade, é possível obter a confiabilidade global de qualquer subsistema ou sistema constituído de equipamentos com taxas de falha constantes. Uma vez feito isto, é possível calcular a taxa de falha global do sistema através de [1,3]:

$$\lambda(t) = -\frac{R'(t)}{R(t)} \quad (2)$$

Um acidente i ocorrerá se houver falha no subsistema de proteção (evento B_i) quando ocorrer o evento inicializador deste acidente (evento A_i). Assim a probabilidade de ocorrência deste acidente, $P(Ac_i)$, supondo independência dos eventos A_i e B_i , será dada por [1]:

$$P(Ac_i) = P(A_i) \times P(B_i), \quad (3)$$

Onde os valores de $P(A_i)$ e $P(B_i)$ são dados, respectivamente, por:

$$P(A_i) = F.D.D. \times t_m \quad (4)$$

e

$$P(B_i) = 1 - \exp\left[-\int_0^{t_m} \lambda_i(t) dt\right] \quad (5)$$

$\lambda_i(t)$ é a taxa de falha global, **dependente** do tempo, do subsistema de proteção associado ao acidente i .

A probabilidade global de ocorrência de qualquer acidente sério, $P(Ac)$, será a união das probabilidades de cada um dos acidentes i , $P(Ac_i)$. Caso estes acidentes possam ser considerados independentes, $P(Ac)$ será dada por:

$$P(Ac) = 1 - \prod_{i=1}^n [1 - P(Ac_i)] \quad (6)$$

Esta probabilidade, $P(Ac)$, cresce com o tempo, como mostram as equações (3), (4) e (5). E é ela também que tem seu valor anual máximo admissível disponível nas normas e guias de projeto. Este parâmetro irá nortear a definição do grau de redundância e do valor do intervalo de teste periódico de todo o sistema de proteção. Desta forma, haverá um valor de tempo, contado do início da operação ininterrupta de todos os sistemas envolvidos na proteção do reator, além do qual a probabilidade de ocorrência de um acidente sério qualquer será maior do que o valor máximo admissível. Assim, este valor de tempo não poderá ser ultrapassado sem que algum procedimento seja adotado no sentido de levar novamente todo o

sistema de proteção o mais próximo possível de suas condições apresentadas no início da operação do reator. Tal procedimento é denominado *Teste Periódico*. Após cada evento de teste periódico, que inclui reparos, se necessários, o sistema pode ser considerado “*tão bom quanto novo*” (*as good as new*). Esta suposição é totalmente aceita e empregada em toda a literatura sobre manutenção de equipamentos e sistemas [1]. A figura 3 ilustra o comportamento da taxa de falhas de um sistema qualquer sem teste periódico e com testes a cada t_2 e t_1 horas.

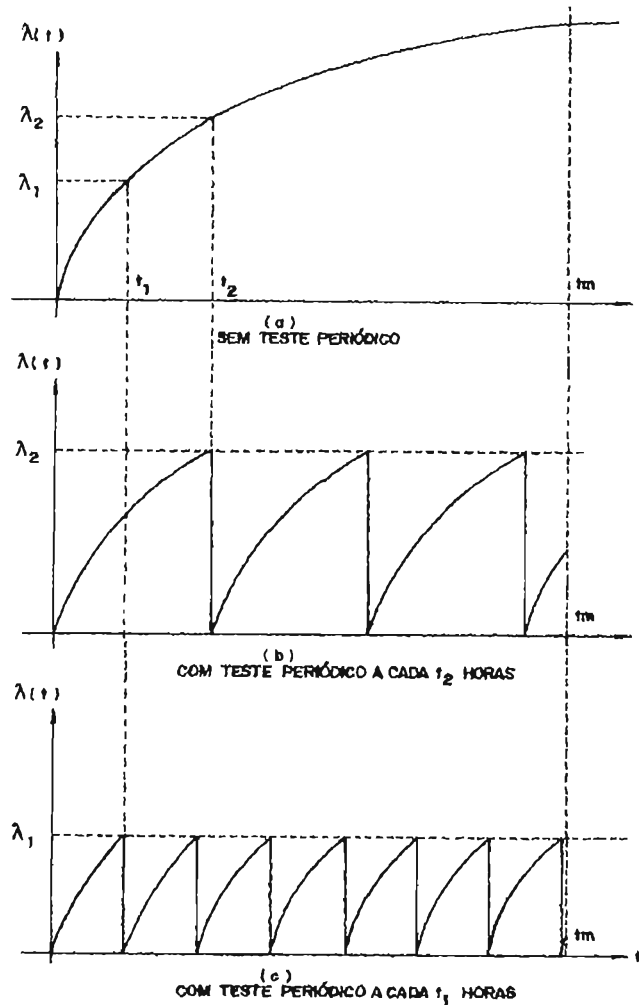


Figura 3: Taxa de falha e testes periódicos.

Para o dimensionamento e análise dos sistemas de proteção do RER, foram desenvolvidos programas computacionais que, a partir de dados de entrada, como taxas de falha dos diversos equipamentos que compõem o sistema de proteção, sua configuração e os valores de FDD, geram as funções periódicas mostradas na figura 3 e calculam os valores de $P(Ac)$ por ano em função dos intervalos de testes periódicos do sistema de proteção.

ANÁLISE DOS SISTEMAS DE PROTEÇÃO E INTERTRAVAMENTO DO REATOR DE REFERÊNCIA – RER

Para o reator de referência (RER) foram postulados três acidentes sérios, que são: Incêndio (INC), Ruptura de Elemento Combustível (REC) e Retirada Descontrolada de Barras Absorvedoras (RDB). Todos estes acidentes requerem uma ação de desligamento de emergência do reator (SCRAM) e puderam ser considerados como sendo independentes entre si [5]. A tabela 1 mostra os valores de FDD e as variáveis envolvidas na detecção dos eventos inicializadores previstos para cada acidente postulado para o RER.

Tabela 1: Características do RER.

Acidente	FDD Mediana	FDD Máxima	Variável de Segurança
INC	10^{-3} /ano	$3 \cdot 10^{-3}$ / ano	Emissão de CO_2
REC	10^{-2} / ano	$3 \cdot 10^{-2}$ / ano	Dose no Circuito de Refrigeração
RDB	10^{-2} / ano	$3 \cdot 10^{-2}$ / ano	Período

A descrição detalhada do sistema de proteção proposto para o RER, bem como as características de taxas de falha de todos os equipamentos e componentes que o constituem, encontram-se na referência [1].

A figura 4 apresenta os resultados obtidos para o SPE e para o SPP nas configurações 2-de-3 e 2-de-4 isoladamente e em conjunto empregando os valores medianos de FDD e os valores recomendados para as taxas de falha dos diversos equipamentos e componentes que constituem os canais de segurança.

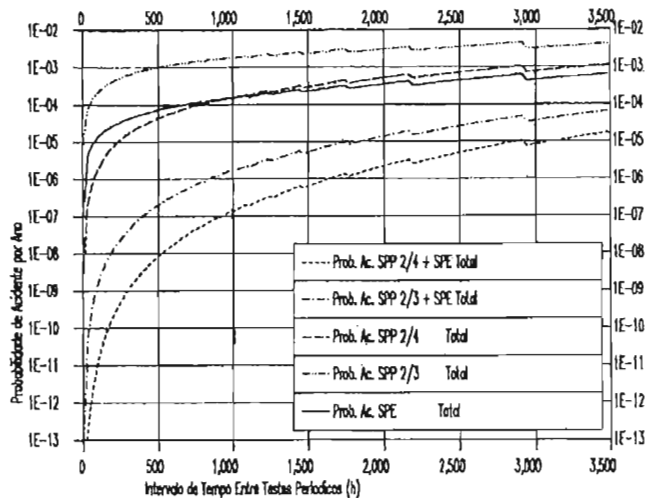


Figura 4 – Probabilidades de acidente por ano totais em função do intervalo de teste periódico

A figura 5 mostra os resultados obtidos para o sistema de intertravamento nos casos de sistema equivalente a relés, com 1 CP, e com CPs nas configurações 2-de-3 e 2-de-4.

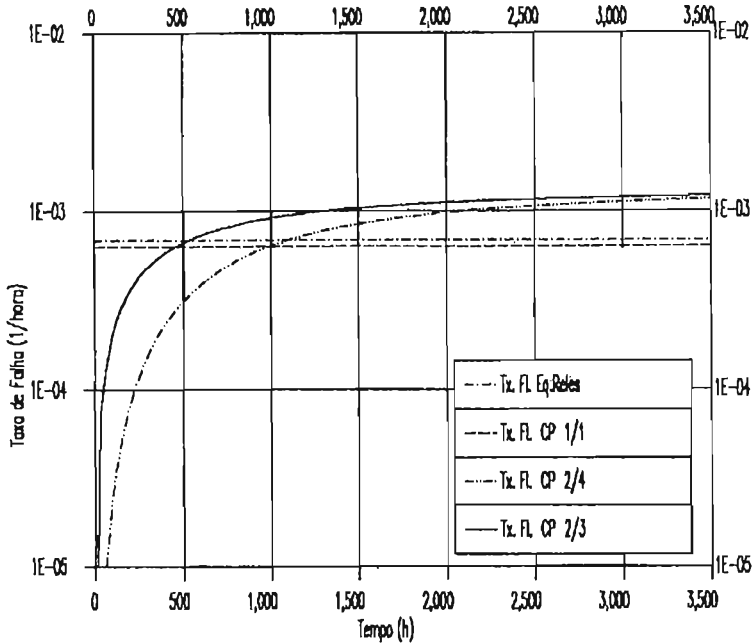


Figura 5 – Taxa de falha dos sistemas de intertravamento.

ANÁLISE DOS RESULTADOS OBTIDOS

Para o caso do RER, o valor máximo admitido para $P(Ac)$ é de 10^{-6} /ano. As tabelas 2 e 3 resumem os resultados obtidos. Na tabela 2 são apresentados os valores de tempo entre os eventos de testes periódicos necessários para manter a probabilidade de ocorrência de qualquer acidente sério. $P(Ac)$, abaixo do limite estabelecido utilizando os valores médios das taxas de falha de todos os equipamentos envolvidos nos canais de proteção (valores recomendados) e utilizando simultaneamente os valores máximos destas taxas de falha em todos os componentes e os valores máximos de FDD (piores casos).

Tabela 2: Intervalos entre testes periódicos necessários para $P(Ac) = 10^{-6}$ / ano.

Configuração do Sistema de Proteção	Intervalo entre Testes [h] Recomendado	Intervalo entre Testes [h] Pior Caso
SPE + SPP 2/3	800	300
SPE + SPP 2/4	1600	700

Tabela 3: Comparação entre os sistemas de intertravamento.

Tipo de Sistema de Intertravamento	Taxa de Falha Constante [h ⁻¹]	Tempo para Igualar o Sistema a Relés (h)	Tempo para Igualar o Sistema com 1 CP [h]
RELES	6,878. 10 ⁻⁴	–	–
1/1 CP	6,321. 10 ⁻⁴	–	–
2/3 CPs	–	520	470
2/4 CPs	–	1100	1000

CONCLUSÕES

A luz da análise realizada, apoiada nas normas vigentes e no procedimento proposto neste trabalho, conclui-se ser possível o uso de CPs nas funções de intertravamento e proteção de reatores nucleares, desde que observados os intervalos de testes periódicos adequados.

A utilização de CPs permite que seja possível atender às especificações de segurança de reatores nucleares utilizando relés de qualidade industrial facilmente encontrados no mercado nacional, em vez de relés especiais disponíveis somente através de importação ou fabricação especial.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. CANAZIO, P.P.L.M. *Utilização de Equipamentos Digitais em Funções de Intertravamento e Proteção de Reatores Nucleares*. Tese de Mestrado, Instituto Militar de Engenharia, 1992.
2. IEEE STD 352. *Guide for general principles of reliability analysis for nuclear power generating station safety systems*, New York, 1987.
3. McCORMICK, J., *Reliability and Risk Analysis*, Academic Press, Florida, 1981.
4. LEWIS, E., EUGENE, *Nuclear Reactor Safety*, John Wiley & Sons, Canada, 1977.
5. ARAÚJO, A. C., *Análise de Transientes em Reatores Ar-Grafite*. Tese de Mestrado, Instituto Militar de Engenharia, 1992.