



INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR

RT-IEN-08/2002

**Procedimentos para Conduzir uma Avaliação
Probabilística de Risco (APR) em Centrais Nucleares
de Potência.**

por

Antonio Cesar Ferreira Guimarães

Maio/2002

**NOTA
ESTE RELATÓRIO É PARA USO EXCLUSIVO DO
INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR**

O direito a utilização de informações relacionadas ao trabalho de pesquisa realizado no IEN é limitado aos servidores da CNEN e pessoal de organizações associadas, nos limites dos termos contratuais que regem os respectivos convênios. O conteúdo dos relatórios não pode ser separado ou copiado sem autorização escrita do IEN



INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR

Título: Procedimentos para Conduzir uma Avaliação Probabilística de Risco em Centrais Nucleares de Potência.

Autor(es): Antonio Cesar Ferreira Guimarães, D.Sc.

e-mail: tony@ien.gov.br

Identificação:
RT-IEN-08/2002

Nº de
páginas:
10

Tipo de Divulgação:
Irrestrita (x) Restrita ()

Divulgar para:
IEN

Localização: DIRE/SETER

Publicação externa associada (congresso/periódico):

Palavras chave:

Confiabilidade, Avaliação Probabilística de Risco – APR, APS.

Resumo:

Este relatório apresenta uma descrição conceitual das etapas necessárias para a realização de um estudo probabilístico para centrais nucleares de potência conhecido como Avaliação Probabilística de Risco (APR). A APR é considerada hoje em dia como uma das mais completas ferramentas de apoio ao procedimento convencional de engenharia para determinação da confiabilidade de sistemas e para análise de incertezas, bem como para o cálculo de risco ambiental devido a ocorrência de acidentes na instalação.

Abstract:

This work presents a conceptual description of the steps needed to accomplish a probabilistic study for nuclear power plant well-known as Probabilistic Risk Assessment (PRA). It is considered today as one of the most complete support tools to the conventional engineering procedure for the determination of system reliability and for uncertainty analysis, as well as for the calculation of environmental risk due to occurrence of accidents in the nuclear installations.

Emissão		Nome	Rubrica	Data
Data: 29/05/2002	Elaboração:	Antonio C. F. Guimarães		29/05/2002
Divisão: DIRE	Revisão:	Orlando Gonçalves Filho		29/05/2002
Serviço: SETER	Aprovação :	Orlando Gonçalves Filho		29/05/2002

Instituto de Engenharia Nuclear:

Via 5 s/n, Cidade Universitária, Ilha do Fundão, CEP 21945-970, CP 68.550, Rio de Janeiro – RJ - Brasil .

Tel.: 00 55 21 2560-4113

Internet: www.ien.gov.br

1. INTRODUÇÃO

Os primeiros estudos realizados em APR – Avaliação Probabilística de Risco, surgiram em 1975 dirigidos à Segurança de Reatores Nucleares (WASH-1400) da Comissão Reguladora Nuclear dos Estados Unidos da América do Norte (NRC USA). Desde então, inúmeras metodologias foram desenvolvidas, e as técnicas de APR passaram a ser adotadas como uma ferramenta fundamental de suporte na avaliação de segurança em instalações nucleares de potência. Os principais benefícios da APR são: fornecer recomendações para o projeto da instalação no sentido de evitar o acidente, melhorar a eficiência dos sistemas de engenharia para mitigar o efeitos do acidente e minimizar o impacto ambiental. Inclui a identificação dos fatores que contribuem para o risco dominante e condições alternativas para reduzi-lo. A APR fornece um modelo consistente e integrado da segurança da instalação nuclear de potência facilitando uma tomada de decisão. Mudanças ou alternativas em diferentes áreas do projeto e da engenharia para minimizar o risco podem ser comparadas. Possibilita a estimativa numérica do risco em instalações de engenharia em geral. Permite quantificar as incertezas nestas estimativas e posteriormente a sua redução.

Recentemente, a Divisão de Reatores (DIRE) obteve uma versão oficial do programa computacional denominado SAPHIRE – *Systems Analysis Programs for Hands-On Integrated Reliability Evaluations*, para criar e analisar árvore de falhas e de eventos. Para a análise do comportamento termohidráulico no interior do reator, o programa computacional MELCOR1.8.5 – *A Computer Code for Analyzing Severe Accidents in Nuclear Power Plant and Other Facilities*, é o mais utilizado pela comunidade científica internacional e a DIRE está mantendo contato com a NRC no sentido de se obter uma cópia autorizada. Para a fase de impacto ambiental, a DIRE já dispõe do programa em versão DOS, denominado MACCS - MELCOR *Accident Consequence Code System*, obtido através de convênio entre a NRC e a CNEN, e ainda neste ano será liberado pela NRC uma nova versão para Windows.

Desta forma, o IEN através da DIRE, poderá contar com um pacote de programas para avaliação probabilística de Risco.

O objetivo deste relatório foi descrever de forma conceitual os procedimentos necessários a uma Avaliação Probabilística de Risco, e para tal detalhes serão

apresentados no item 2 a seguir. No item 3, são apresentadas algumas aplicações com o uso desta técnica APR.

2. DESCRIÇÃO DAS ETAPAS

Diferentemente da análise de segurança convencional, a APR fornece uma metodologia para identificar sequências de acidentes que são caracterizadas por eventos iniciadores incluindo uma determinação realística e sistemática de frequências de acidentes e consequências. A grande vantagem da APR é permitir a quantificação de incertezas na avaliação de segurança simultaneamente à opinião e/ou julgamento do especialista da área.

Basicamente, três níveis são definidos para a APR:

Conceito Inicial

Nível 1: A identificação das possíveis falhas da instalação que conduza à determinação de frequências de danos causados ao núcleo do reator.

Nível 2: A avaliação da resposta da contenção do reator conduzindo, junto com os resultados do nível 1, à determinação de frequências de falhas da contenção.

Nível 3: A avaliação das consequências ambientais externas ao reator de potência conduzindo, junto com os resultados da análise do nível 2, a estimativa dos riscos ao público em geral.

Conceito com detalhes

No nível 1, os resultados dos estudos feitos, fornecem uma visão dos pontos fracos na instalação e as formas de se evitar possíveis danos ao núcleo, principal causa de formação de precursores de acidentes conduzindo a grandes liberação de radioatividade para o meio ambiente [1].

No nível 2, a APR fornece uma compreensão sobre a importância relativa das sequências de acidentes que causam dano ao núcleo em termos da severidade das liberações radioativas causadas, da fragilidade dos sistemas de segurança em recuperar o funcionamento normal da central, e das formas de mitigar as consequências ambientais e gerenciar a evolução do acidente de dano ao núcleo [2].

No nível 3, a APR permite avaliar as consequências ambientais adversas causadas em trabalhadores da central e do público vizinho a central, e a contaminação do solo, da água e alimentos em geral. Neste nível, os resultados permitem uma compreensão quanto aos aspectos de gerenciamento de acidente relacionados ao planejamento de emergência desenvolvido para a instalação analisada [3].

Ainda no nível 1, o uso da APR fornece informações iniciais e adicionais quanto às decisões sobre (i) projeto, (ii) operação, (iii) análise de segurança e pesquisa e (4) processo regulatório da central analisada. Já no nível 2, alguns métodos já foram propostos para a análise: (i) uso de árvore de eventos e/ou falhas; (ii) método de Markov; e (iii) métodos direto de propagação de incertezas.

Um modelo integrado para o nível 2, foi proposto anteriormente [2], no qual são obtidos a distribuição de probabilidades para os parâmetros de incertezas e os intervalos de valores para os resultados. As técnicas de simulação direta são utilizadas para propagar incertezas e reduzir os intervalos de valores finais. Existem diversos códigos computacionais para esta etapa de cálculo [2].

A Figura 1, fornece os principais elementos envolvidos durante a elaboração de um APR. No nível 1, durante a fase inicial é definido um número pequeno de estados de danos da planta (EDP) de acordo com as características do acidente e as características de resposta da contenção para várias sequências de acidentes. Após a identificação dos EDP's de baixa frequência, a evolução do acidente e o impacto sobre o comportamento da contenção são avaliados probabilisticamente com a árvore de eventos.

Os diversos estados finais da árvore de eventos são reunidos em categorias de liberação nas quais os termos fontes são estimados. As categorias de liberação definem as condições para estimar as consequências condicionais. A determinação do risco do acidente em reatores utiliza o produto de cada frequência de categoria de liberação e sua consequência condicional, somada sobre todas as categorias de liberação possíveis.

É importante ressaltar que os elementos descritos na Figura 1, não são os únicos e que eles dependem fortemente da abordagem selecionada para o nível 2 da APR.

Retornando ao nível 1, a preocupação quanto ao trabalho começa:

- (i) No gerenciamento e na organização das atividades necessárias à avaliação. Isto inclui a definição de objetivos, o escopo e o esquema de gerenciamento do projeto APR, a seleção dos métodos e o estabelecimento de procedimentos, a seleção do pessoal envolvido e a organização do grupo desenvolvedor, treinamento, preparação de um cronograma, estimativa de recursos necessários, e o estabelecimento de um programa de garantia de qualidade (GQ) e o procedimento para revisão posterior;
- (ii) Na identificação de fontes de liberação de radiação e iniciadores de acidentes. A maior parte da definição do problema é incluída nesta fase;
- (iii) No estabelecimento de um conjunto de sequência de ocorrências que servirá para construir um modelo que simule o evento iniciador de um acidente e a resposta da planta. Deve consistir de combinações de eventos iniciadores, tais como falhas de sistemas e erros humanos, possivelmente eventos considerados externos a central podem ser considerados;
- (iv) Na documentação da análise, que compreende apresentação e interpretação dos resultados.

Os principais itens necessários à análise no nível 2 da APR, são descritos em 7 seções basicamente:

- (i) controle de qualidade e revisão para todas as seções;
- (ii) gerenciamento e organização;
- (iii) familiarização com os sistemas de engenharia e a identificação de aspectos importantes para a análise de acidentes severos;
- (iv) interface com o nível 1 da APR e grupamento das sequências de acidentes;
- (v) análise da evolução do acidente e do comportamento da contenção na ocorrência do acidente;
- (vi) análise do termo fonte para acidentes considerados severos;
- (vii) documentação da análise.

No nível 3 da APR, três seções basicamente são necessárias:

- (i) uma completa análise sobre como as consequências econômicas e a saúde decorrentes da liberação radioativa são calculadas;
- (ii) as principais etapas para determinar os resultados do nível 3;

(iii) o gerenciamento.

Os elementos básicos de uma avaliação probabilística de consequência, podem ser resumidamente definidos como:

- (i) os dados meteorológicos;
- (ii) a amostragem de dados meteorológicos;
- (iii) os dados sobre a liberação de radionuclídeos;
- (iv) a dispersão e deposição atmosférica;
- (v) a avaliação de dose para caminho de exposição;
- (vi) a definição de fatores de conversão de doses;
- (vii) as medidas de contadores;
- (viii) os dados de população e agricultura;
- (ix) os fatores de conversão de risco;
- (x) a estimativa de efeitos a saúde;
- (xi) os dados econômicos;
- (xii) a estimativa da consequências econômicas.

A Figura 2 apresenta esquematicamente estes itens numa forma gráfica.

3. CONCLUSÃO

A importância desta técnica já pode ser comprovada em estudos recentes realizados pela NUCLEN, para central nuclear de Angra – I, e encaminhados à Diretoria de Radioproteção e Segurança (DRS da CNEN-Sede) em forma de relatórios para avaliação.

No período de 1984 a 1987, a DRS, através do grupo de análise probabilística de segurança (GAPS), hoje extinto, teve sua primeira experiência com o uso desta metodologia ao desenvolver um projeto APR patrocinado pela Agência Internacional de Energia Atômica – IAEA. Este projeto contava com a participação de pesquisadores e especialistas da universidade UFRJ/COPPE/NUCLEAR e de engenheiros de Furnas. Hoje, conforme citado anteriormente, este estudo foi novamente conduzido por especialistas da NUCLEN e em breve poderá, após uma completa revisão, servir de suporte as análises convencionais desenvolvidas para Angra – I. Espera-se que para Angra – II, e futuramente para Angra – III, estudos

semelhantes possam ser desenvolvidos para auxiliar alterações no projeto da central.

Recentemente, o IEN iniciou sua participação em APR, através dos trabalhos feitos para Análise de Acidentes do Circuito de Irradiação a Água fervente (CAFE MOD 1), um projeto desenvolvido pelo CTM-SP, Centro Tecnológico da Marinha de São Paulo, para teste de uma cápsula de irradiação com uma vareta de combustível nuclear, contribuindo para definição das sequências de acidente, utilizando os conhecimentos da área de APR.

E, finalmente, é importante ressaltar que este tipo de avaliação pode ser empregado em outras instalações de engenharia para cálculo de risco. Estudo recente [4], faz uso dos resultados de um APR para, baseados no conceito de “componentes importantes para o risco” (*Risk-Importance Components*), identificar e priorizar para manutenção, subcomponentes e localizações nestes componentes.

4. REFERÊNCIAS

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessment of Nuclear Power Plants (level 1), Safety Series No. 50-P-4, IAEA, Vienna (1992).
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessment of Nuclear Power Plants (level 2), Safety Series No. 50-P-8, IAEA, Vienna (1992).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessment of Nuclear Power Plants (level 3), Safety Series No. 50-P-12, IAEA, Vienna (1992).
- [4] T.V.Vo, H.K.Phan, B.F.Gore, F.A Simonsen, S.R.Doctor, “A Pilot Application of Risk-Informed Methods to Establish Inservice Inspection Priorities for Nuclear Components at Surry Unit 1 Nuclear Power Station”, NUREG/CR-6181, Ver.1, PNNL-9020, Ver.1, February 1997.

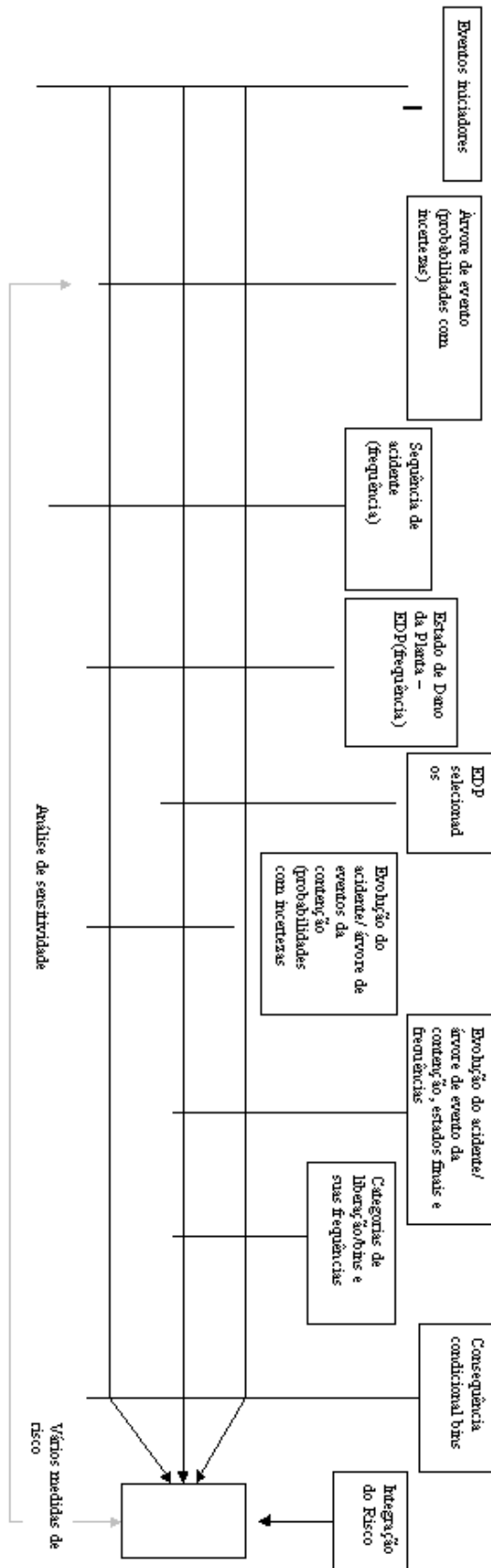


Figura 1 – Principais elementos de uma análise APR

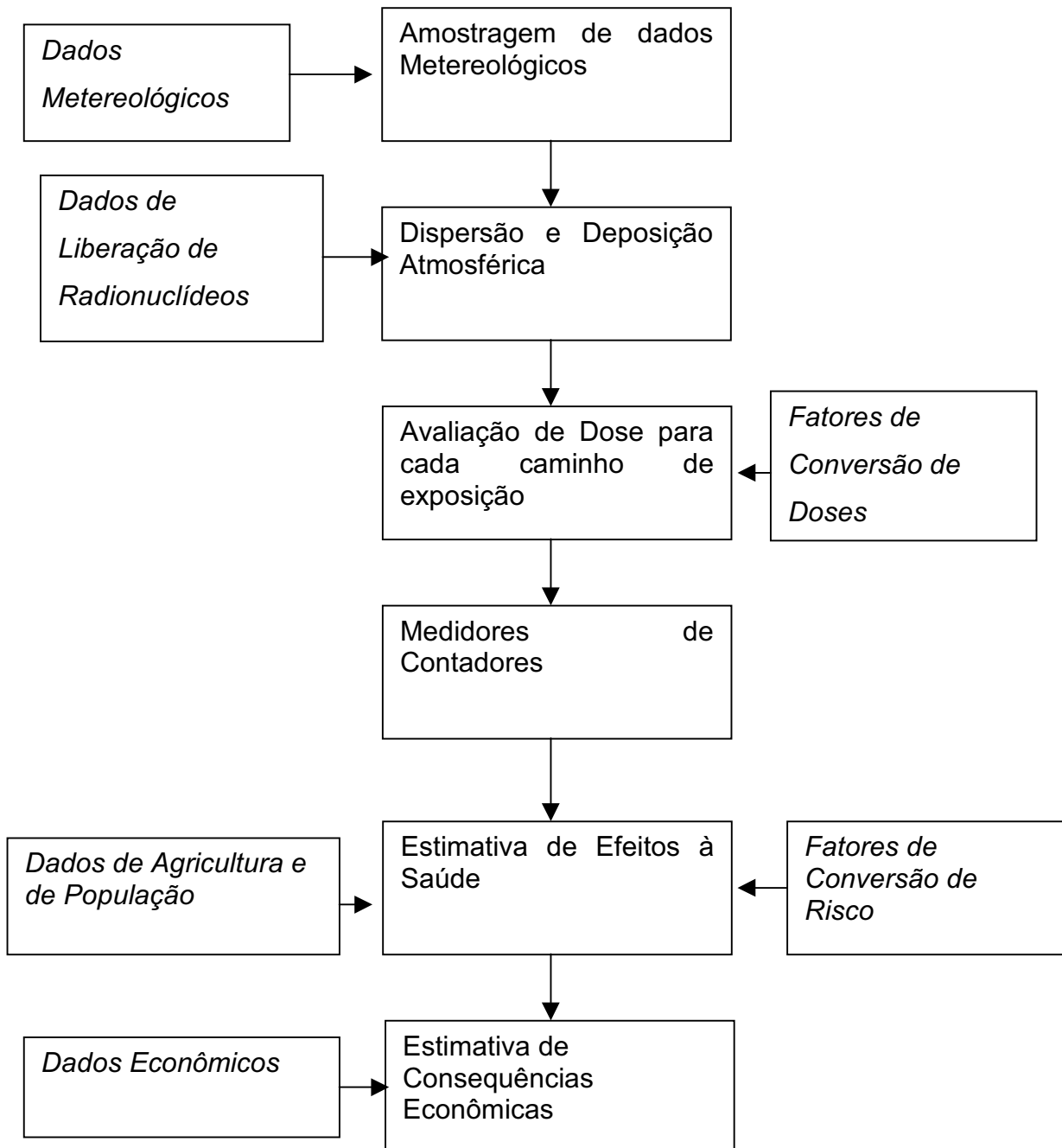


Figura 2 – Elementos básicos da análise probabilística de consequências