

BR8306791

PROGRAMA DE ENGENHARIA NUCLEAR - COPPE/UF RJ
Ilha do Fundão - Centro de Tecnologia - Bl.G S/206
C.P.68509 - CEP - 21944 - Rio de Janeiro - RJ-Brasil

**ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA:
UM NOVO MÉTODO DE LICENCIAMENTO DE
CENTRAIS NUCLEARES**

LUIZ FERNANDO SEIXAS DE OLIVEIRA

UF RJ -
COPPE - PEN-114

ABRIL/82

ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA:
UM NOVO MÉTODO DE LICENCIAMENTO DE CENTRAIS NUCLEARES

S U M Á R I O

~~Neste trabalho,~~ Após uma breve retrospectiva da aplicação da Análise Probabilística de Segurança na área nuclear, as diferenças fundamentais entre o método determinístico de licenciamento, atualmente em uso, e o método probabilístico são explicadas. Em seguida, as duas principais propostas (a do AIF e a do ACRS) relativas ao estabelecimento dos objetivos quantitativos da segurança ("safety goals") são separadamente apresentadas e depois comparadas em seus aspectos mais fundamentais. Finalmente, algumas aplicações recentes e possibilidades futuras são discutidas. (autor).

PROBABILISTIC SAFETY ANALYSIS:
A NEW NUCLEAR POWER PLANTS LICENSING METHOD

A B S T R A C T

~~In this work,~~ After a brief retrospect of the application of Probabilistic Safety Analysis in the nuclear field, the basic differences between the deterministic licensing method, currently in use, and the probabilistic method are explained. Next, the two main proposals (by the AIF and the ACRS) concerning the establishment of the so-called quantitative safety goals (or simply "safety goals") are separately presented and afterwards compared in their most fundamental aspects. Finally, some recent applications and future possibilities are discussed. (author).

ÍNDICE

1. INTRODUÇÃO.....	01
2. RETROSPECTIVA DA APLICAÇÃO DA ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA (APS) NA ÁREA NUCLEAR.....	03
3. A QUANTIFICAÇÃO DA SEGURANÇA.....	09
4. A PROPOSTA DO AIF.....	13
5. A PROPOSTA DO ACRS.....	19
6. BREVE COMPARAÇÃO ENTRE AS DUAS PROPOSTAS.....	29
7. A SITUAÇÃO ATUAL E ALGUMAS POSSIBILIDADES FUTURAS.....	31
APÊNDICE A: O CONCEITO DE RISCO.....	33
APÊNDICE B: AVERSÃO AO RISCO.....	36
REFERÊNCIAS.....	39

1. INTRODUÇÃO

A utilização de métodos probabilísticos na avaliação da segurança de centrais nucleares (avaliação quantitativa do risco) tem sido bastante ampliada recentemente, afirmando-se a metodologia da análise probabilística de segurança (APS) cada vez mais como um instrumento valioso nos processos de decisão, tanto nas fases de projeto e licenciamento, como também durante a própria operação das centrais.

Neste artigo, fazemos inicialmente, uma retrospectiva sumária da aplicação da APS na área nuclear, destacando somente aqueles eventos que mais contribuíram para a efetiva introdução desta nova metodologia no processo regulatório de centrais nucleares. Não se trata, portanto, de uma revisão exaustiva de todas as aplicações já realizadas até o momento. Também não estão incluídos os inúmeros empregos em outras áreas tecnológicas que não a nuclear (particularmente, nas indústrias química e aeronáutica).

Em seguida, discutimos as principais diferenças entre o método determinístico de licenciamento, atualmente em uso, e o método probabilístico. Nas seções 4 e 5, apresentamos duas propostas concretas de aplicação de critérios quantitativos de risco no processo de licenciamento, recentemente formuladas, respectivamente, pelo AIF ("Atomic Industrial Forum") e pelo ACRS ("Advisory Committee on Reactor Safeguards").

Na seção 6, fazemos uma breve comparação entre as duas propostas apresentadas, procurando ressaltar os principais pontos de discordância entre elas. Finalmente, apresentamos o status atual da utilização da metodologia probabilística nos EUA e formulamos o que nos parece ser a tendência de sua aplicação no processo de licenciamento de centrais nucleares.

Dois apêndices foram anexados a esse trabalho. O primeiro trata do conceito de risco, procurando discutir as noções de risco individual e social e os seus métodos de determinação, e o segundo introduz o conceito de aversão ao risco e os

seus efeitos na formulação das questões relacionadas com os limites quantitativos da segurança.

2. RETROSPECTIVA DA APLICAÇÃO DA ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA (APS) NA ÁREA NUCLEAR

A primeira proposta no sentido da utilização de critérios quantitativos para a avaliação do risco para a população devido à operação de reatores nucleares foi formulada por R. Farmer¹⁾ em 1967. Em seu tão citado artigo, Farmer propôs uma linha limite para as liberações acidentais de radioatividade em função das probabilidades de ocorrência destas liberações, conforme mostrado na Fig. 1. Se a avaliação quantitativa de uma dada sequência de acidente resultasse em um ponto abaixo da linha limite então a mesma seria considerada aceitável, caso contrário, o risco decorrente de tal sequência seria considerado excessivamente alto, e medidas deveriam ser tomadas visando deslocar o ponto para a região abaixo da linha limite.

Contribuições importantes para a evolução e aplicação da APS na área nuclear resultaram dos trabalhos de Starr^{2,3)} e de Otway e Erdmann⁴⁾. No entanto, o Estudo da Segurança de Reatores⁵⁾ (também conhecido como Relatório Rasmussen ou WASH-1400), publicado pela NRC ("Nuclear Regulatory Commission") em 1975, foi sem dúvida o grande marco no desenvolvimento de uma metodologia probabilística que pudesse ser aplicada de maneira sistemática no cálculo do risco devido à presença de qualquer unidade industrial de grande porte.

Devido a seus resultados finais bastante favoráveis à utilização comercial da energia nuclear, pelo menos do ponto de vista da segurança do processo, o relatório WASH-1400⁵⁾ tornou-se logo o alvo principal das críticas dos opositores da energia nuclear nos Estados Unidos, particularmente da UCS⁶⁾ ("Union of Concerned Scientists"). Em função das várias críticas e da pressão de alguns congressistas, especialmente do deputado democrata Morris Udall (Presidente do Subcomitê de Energia e Meio-Ambiente do Congresso Americano), a NRC formou em 1977 um comitê de cientistas independentes presidido pelo Dr. Harold Lewis, professor de física da Universidade da Califórnia em Santa Barbara, cuja função exclusiva era a de fazer uma revisão completa do relatório WASH-1400, buscando esclarecer as virtudes e as limita-

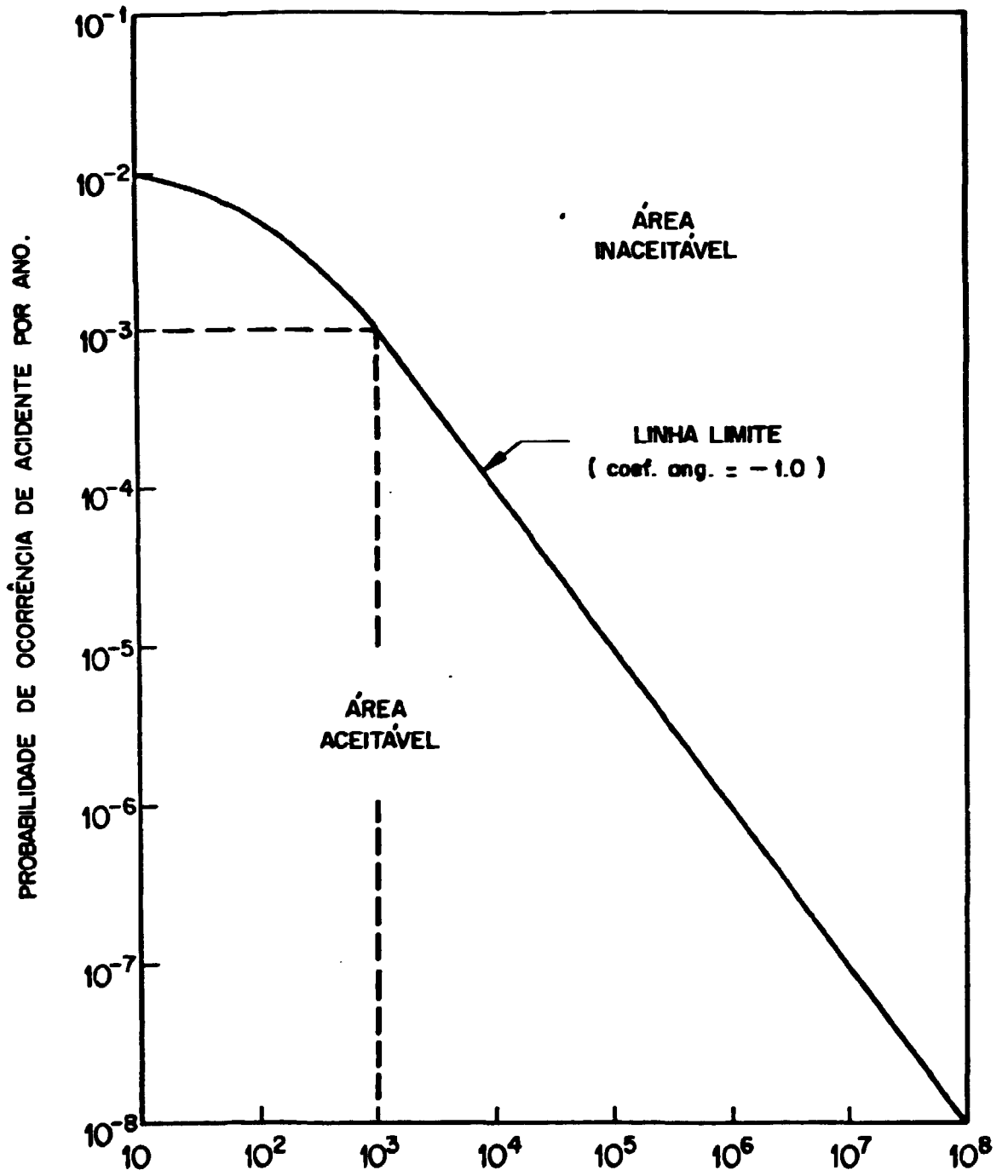


Figura 1 : Liberação Equivalente ao Nível do Solo de Iodo-131 em Curies.

ções do documento. Este grupo revisor ficou conhecido como Comitê Lewis, e seu relatório, publicado em setembro de 1978, como Relatório Lewis⁷⁾.

As principais conclusões e recomendações deste relatório foram as seguintes:

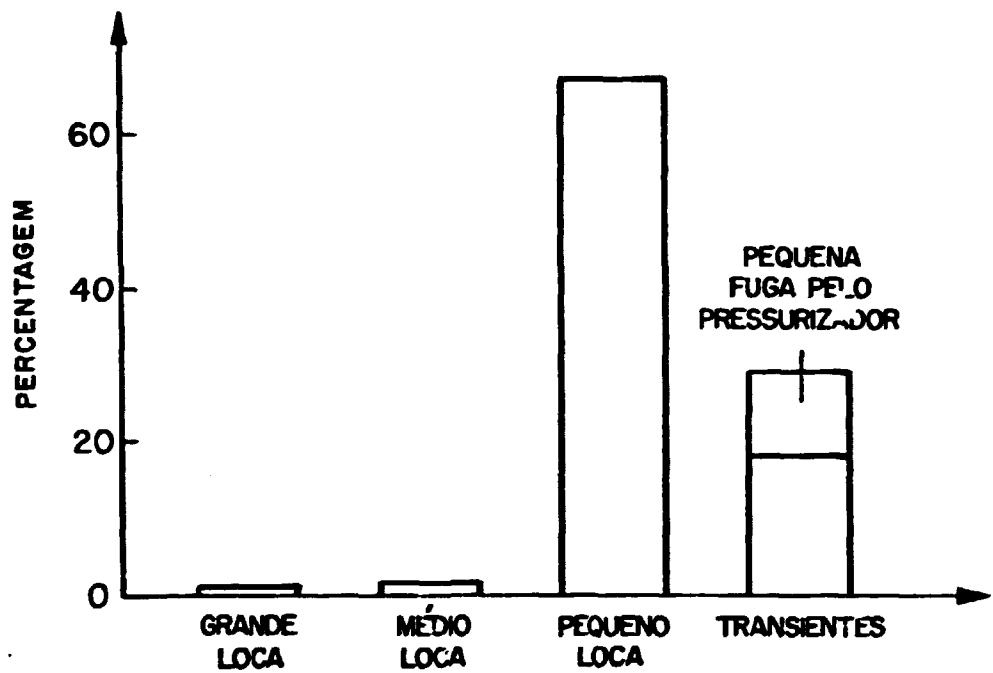
- 1) WASH-1400 teve muito sucesso em sua tarefa de tornar o estudo da segurança de reatores mais racional, em estabelecer a topologia de muitas sequências de acidente e em indicar o caminho para a análise quantitativa de riscos;
- 2) WASH-1400 é muito difícil de ser lido (inescrutável), de modo que frequentemente torna-se inviável a determinação precisa de como um certo cálculo foi feito, e isto tornou a revisão bastante complicada;
- 3) Há várias fontes tanto de conservatismo como de não-conservatismo no WASH-1400, e o comitê não teve meios de determinar suas magnitudes relativas na avaliação probabilística contida no relatório. O comitê não foi, portanto, capaz de determinar se as probabilidades absolutas das sequências de acidente estão muito altas ou muito baixas, mas acredita que as margens de erro destes valores estão bastante subestimados.
- 4) A metodologia usada no WASH-1400 é adequada, e deveria ser mais amplamente usada pela NRC.

Uma outra conclusão do Comitê Lewis foi a de que o Sumário Executivo⁸⁾ do WASH-1400, que é, de longe, a parte mais lida do relatório, não indica adequadamente a completa extensão das consequências dos acidentes envolvendo reatores nucleares; e também não enfatiza suficientemente as incertezas envolvidas nos cálculos, possibilitando, assim, a sua utilização errônea na discussão dos riscos de acidentes. Em função desta conclusão, a NRC

retirou publicamente⁹⁾ em janeiro de 1979 o seu reconhecimento ao Sumário Executivo, o qual contém, sob a forma de perguntas e respostas simplificadas, as principais informações a respeito da preparação e dos resultados do WASH-1400. Este ato foi interpretado por alguns como desabonador ao relatório como um todo, e que a metodologia de análise probabilística jamais seria utilizada no processo de licenciamento de centrais nucleares nos E.U.A. No entanto, o que se presencia no momento é exatamente o oposto.

A partir da divulgação do Relatório Rasmussen, a quantidade de trabalhos publicados nas principais revistas técnicas internacionais sobre os mais diversos aspectos relacionados com a análise quantitativa de riscos tem aumentado significativamente. Fica cada dia mais claro que só através de um enfoque racional de comparação dos riscos impostos à população pelas diversas tecnologias, particularmente as de geração de energia, e dos seus benefícios é que será possível a formulação de uma resposta adequada às pressões oriundas do público.

Em 1979, foram publicados os resultados de um estudo dos riscos decorrentes da operação de centrais nucleares na Alemanha¹⁰⁾. Neste estudo (conhecido como "German Risk Study") foram usadas as mesmas técnicas probabilísticas que no WASH-1400, obviamente adaptadas quando necessário para levar em consideração as condições particulares das centrais nucleares alemãs. Analogamente ao relatório americano, uma das conclusões do estudo alemão foi a de que os principais contribuintes para o risco devido à operação de uma central nuclear moderna são os acidentes do tipo "pequeno LOCA" e os "transientes", e não o "grande LOCA". Esta conclusão está claramente mostrada na Fig. 2., e deveria ter resultado numa mudança na ênfase atual da análise de segurança conduzida durante o processo de licenciamento. O fato é que a contínua incorporação de modificações e de novos sistemas de segurança aos projetos das novas centrais, destinados fundamentalmente a prevenir e mitigar as consequências do tão temido "grande LOCA", acabou por torná-lo uma fonte de riscos menor do que aqueles acidentes cujas evoluções não são tão espetaculares mas cujas frequências de ocorrência são certamente bem maiores. A situação ideal seria sem dúvida aquela em que as contri-



**Figura 2 : Contribuição Relativa de Eventos Iniciadores de Acidentes que Levam à Fusão do Núcleo .
(Ref. German Risk Study)**

buições de todos os tipos de acidente fossem da mesma ordem de grandeza.

Esta importante constatação, tornada possível unicamente devido à aplicação da metodologia de avaliação quantitativa de riscos, somente obteve a merecida atenção após a ocorrência do acidente de Three Mile Island em março de 1979. Foi a partir das recomendações de duas comissões independentes (Kemeny¹¹⁾ e Rogovin¹²⁾) as quais procederam a investigações cuidadosas do acidente, que a análise probabilística ganhou o impulso que a converteu no grande tema do momento em questões de segurança nuclear. Segundo as palavras do Dr. Robert M. Bernero¹³⁾, diretor da Divisão de Análise Probabilística da Comissão Reguladora Nuclear dos E.U.A. (NRC), "o acidente de Three Mile Island parece ter convertido muita gente em adeptos dos métodos de avaliação probabilística de riscos. Muitos crêem hoje, que se tivéssemos prestado mais atenção aos resultados do WASH-1400 teríamos passado a nos concentrar mais na análise de transientes, pequenas rupturas e erros humanos, desde 1975, e provavelmente teríamos evitado TMI".

3. A QUANTIFICAÇÃO DA SEGURANÇA

O processo de licenciamento de uma central nuclear consiste na verificação, por um órgão governamental competente, de que a construção e operação da central em questão não acarreta um risco indevido para o público, ou seja, de que a mesma pode operar com segurança. Até o presente momento, este processo tem sido realizado com base num método convencionalmente chamado de determinístico, sendo empregado com ligeiras variações em todos os países produtores de energia elétrica de origem nuclear.

O método determinístico começa com a fixação dos chamados acidentes de base de projeto ("Design Basis Accidents" - DBA). Também conhecidos na literatura especializada americana como acidentes de classe 8, eles devem ser minuciosamente analisados pelos proprietários das centrais nucleares, sendo que os resultados devem constar do chamado Relatório Final de Análise de Segurança ("Final Safety Analysis Report" - FSAK), o qual deve ser submetido ao órgão licenciador. No caso brasileiro este órgão é a CNEN, Comissão Nacional de Energia Nuclear. Dentre os DBAs, o acidente de perda de refrigerante, também conhecido como LOCA (do inglês "Loss Of Coolant Accident") é o que tem recebido maior atenção até o presente momento. A análise dos DBAs é feita com base em modelos matemáticos do comportamento neutrônico e termo-hidráulico da central para cada situação específica, modelos estes que são implementados em códigos de computador altamente sofisticados. Para obter do órgão licenciador a concessão da licença de operação da central, a concessionária é obrigada a demonstrar que determinados parâmetros previamente estabelecidos, tais como, a temperatura do revestimento do combustível, a pressão no interior da contenção e outros, não ultrapassam certos valores fixados em normas e considerados seguros. Para garantir a consecução destes objetivos é que todo projeto de reator nuclear incorpora uma série de sistemas de segurança, os quais devem satisfazer ainda a um outro critério determinístico denominado critério de falha única. Assim, por exigência das normas atuais, nenhuma falha de um único componente ativo de um sistema de segurança pode ser capaz de impedir a devida ação protetora ao nível do sistema, quando esta ação for necessária.

Portanto, todo componente ativo (bombas, válvulas a motor ou manuais, sensores e outros) é redundante, ou seja, existem sempre dois (pelo menos) componentes com funções idênticas, implicando na necessidade de que haja a falha de pelo menos dois componentes ativos para que ocorra a falha do sistema.

Sem dúvida, a aplicação dos critérios determinísticos acima mencionados tem garantido à indústria nuclear de geração de energia elétrica um recorde de segurança colocado entre os melhores da indústria moderna. O mais grave acidente envolvendo uma central nuclear comercial ocorrido até agora foi o de Three Mile Island, em março de 1979. Este acidente, embora não tenha causado nenhuma vítima, provocou grandes prejuízos financeiros para a empresa proprietária do reator. Por outro lado, já bem antes de TMI um forte movimento de oposição à utilização comercial da energia nuclear começara a se estabelecer principalmente nos EUA. Um dos principais aspectos levantados pelos opositores estava relacionado com a segurança do público. Surgiram então os primeiros questionamentos quanto à possibilidade de não-funcionamento de qualquer dos sistemas de segurança, particularmente, do sistema de refrigeração de emergência do núcleo, e do risco decorrente desta possibilidade. Apareceram também as questões relacionadas com a não-inclusão na análise de segurança determinística de certos tipos de acidentes, chamados de classe 9, todos eles envolvendo a fusão do núcleo do reator. No atual processo de licenciamento, considera-se que a ocorrência desses acidentes é tão improvável que não se justifica a inclusão no projeto de qualquer dispositivo destinado especialmente a mitigar as consequências dos mesmos. Para fins de licenciamento, tais acidentes seriam considerados impossíveis. Na realidade, porém, embora bastante improváveis, eles são perfeitamente possíveis, caracterizando-se ainda pela possibilidade de ocorrência de um grande número de vítimas. Tendo em vista que, como mostrado no apêndice A, o conceito de risco envolve o produto da probabilidade de ocorrência pelas consequências do evento, surgiram, então, as primeiras dúvidas sobre o risco residual imposto pela não-consideração dos acidentes de classe 9 na análise de segurança.

Por sua vez, o critério de falha única, por ser de terminístico (basta que sejam colocados dois componentes redundantes para que o mesmo seja satisfeito) é completamente omisso no que diz respeito ao valor da probabilidade de falha do sistema, probabilidade esta que existirá sempre por mais cuidadoso que seja o projeto, resultando portanto na existência de um risco residual não considerado.

Com a publicação em 1975 do Relatório Rasmussen, ficou evidenciado que a análise probabilística de segurança estava se aproximando da condição de poder ser utilizada como uma ferramenta adicional no processo de licenciamento. A grande vantagem da APS está em que todos os cenários de acidente podem ser explicitamente incluídos, obtendo-se valores numéricos globais para o risco decorrente da operação da central, sendo que a contribuição de cada tipo de acidente pode ser facilmente explicitada. Tais valores fornecem uma visão bastante precisa dos fatores que mais contribuem para o risco, o que pode ser usado para indicar onde devem ser feitos investimentos no sentido de se melhorar a segurança da instalação. Uma outra vantagem está em que os valores quantitativos do risco para o caso nuclear podem ser comparados aos valores obtidos para tecnologias não-nucleares de maneira explícita e com um grau de objetividade muito maior do que antes.

Contudo, a utilização da APS de maneira decisiva no processo regulatório esbarra numa grande dificuldade: a necessidade da estipulação dos valores numéricos das probabilidades de falha e dos riscos (social e individual) a serem obedecidos pelos requerentes da licença. A fixação desses valores limites, atualmente chamados de objetivos de segurança ("Safety goals"), implica em se responder a uma pergunta que vem sendo colocada há algum tempo: quão seguro é suficientemente seguro? ("how safe is safe enough?"). O problema está em que a resposta a tal pergunta não obedece a aspectos estritamente técnicos, envolvendo aspectos sociais e políticos, além de uma forte dose de subjetivismo (o que é considerado seguro para uma pessoa não o é necessariamente para outra).

Para responder à pergunta acima, a NRC vem patrocinando uma série de estudos sobre o que seriam riscos aceitáveis para a sociedade americana. Paralelamente um grande esforço vem sendo feito visando uma definição dos objetivos da segurança a serem usados no licenciamento.

Nas seções seguintes apresentaremos duas das principais propostas de valores quantitativos já formuladas, respectivamente, pelo Atomic Industrial Forum (AIF) e pelo Advisory Committee on Reactor Safeguards (ACRS).

4. A PROPOSTA DO AIF

O Atomic Industrial Forum (AIF), uma associação englobando as indústrias americanas ligadas à área nuclear, tem manifestado sua posição favorável¹⁴⁻¹⁵⁾ à introdução da metodologia probabilística no processo de licenciamento de reatores desde o surgimento das primeiras idéias neste sentido.

Recentemente, o Sub-comitê de Avaliação Probabilística de Riscos do AIF¹⁶⁾ formulou uma proposta concreta para o estabelecimento dos objetivos quantitativos de segurança a serem usados pela NRC, baseada nos seguintes princípios:

1. Os objetivos devem garantir um nível de proteção ao público, tal que nenhum indivíduo seja submetido a um risco excessivo.
2. Os valores quantitativos de segurança para o caso de centrais nucleares devem ser compatíveis com aqueles aplicados na regulamentação de outras tecnologias. Os objetivos devem ser estabelecidos no sentido de se tentar assegurar que quaisquer riscos sociais adicionais sejam comparados aos benefícios sociais advindos da tecnologia em análise.
3. Os objetivos devem promover uma alocação racional dos gastos sociais em programas de diminuição de riscos visando alcançar a otimização dos benefícios para um dado custo.

De acordo com esses princípios básicos, a proposta do AIF estabelece qualitativamente dois tipos de critérios a serem adotados: primários e secundários. Os critérios primários fixam limites para o risco radiológico para os indivíduos e para a sociedade como um todo, e os secundários tratam da alocação de recursos para obtenção de reduções marginais do risco, e da prevenção de acidentes que poderiam causar um número elevado de vítimas.

Tabela 1 - Comparação do Objetivo da Segurança (Risco Individual) proposto pelo AIF e os Riscos Individuais de Morte Existentes nos Estados Unidos (Ref. 16)

	Risco Individual de Morte/ano	Percentagem do Total do Risco de Morte para a População
Objetivo Proposto	1×10^{-5}	0,01 ^{a)}
Níveis de Risco Individual Existentes^{b)}		
Todas as Causas	1×10^{-2}	100,0
Câncer	2×10^{-3}	20,0
Todos os Acidentes	6×10^{-4}	6,0
Acidentes com Veículos a motor	$2,5 \times 10^{-4}$	2,5
Violência	2×10^{-4}	2,0
Incêndios	3×10^{-5}	0,3
Câncer Induzido pela Radiação Natural ^{b)}	1×10^{-5}	0,1
Acidentes de Aviação	9×10^{-6}	0,09
Queda de Objetos	6×10^{-6}	0,06
Eletocução	6×10^{-6}	0,06

a) Baseado numa capacidade nuclear instalada igual a 200 MWe.

b) Valores baseados numa população de 200 milhões de habitantes.

c) Baseado em valores da função linear dose-mortalidade fornecidos pelo BEIR III.

Critério do Risco Individual

O incremento máximo do risco de efeitos adversos, induzidos pela radioatividade, para a saúde de um indivíduo nas vizinhanças de uma central nuclear não deve resultar em um aumento significativo do risco de morte anual do indivíduo.

Limite Quantitativo Sugerido

O risco de morte para o indivíduo mais exposto deve ser menor que 10^{-5} /ano.

Critério do Risco Social

O incremento do risco (acumulado) de efeitos adversos, induzidos pela radioatividade, para a saúde da população exposta, por 1000MWe de potência nuclear, considerando a frequência anual e as consequências dos eventos integrados sobre o espectro de acidentes potenciais, não deve ser maior do que uma pequena fração da incidência média dos efeitos adversos para a saúde causados por todas as outras fontes de risco.

Limite Quantitativo Sugerido

A frequência estatisticamente estimada de vítimas (fatais), por 1000MWe, deve ser menor que 1/ano.

Segundo o AIF, o valor do risco individual proposto (menor que 10^{-5} /ano) é consistente com o critério mencionado uma vez que o valor limite, 10^{-5} /ano, corresponde a uma pequena fração adicional do risco existente. Isto pode ser visto, observando-se os valores da tabela 1, que mostra ser o risco de morte para um indivíduo médio igual a 10^{-2} /ano, todas as causas incluídas. Assim, 10^{-5} /ano representa em média um aumento de 0,1% no risco de morte existente. Relativamente ao risco devido apenas a acidentes (aproximadamente 6×10^{-4} /ano), o valor proposto representa apenas 1 a 2% deste risco. Outras comparações são

citadas: a primeira mostra que o limite estipulado para o risco individual é da ordem do risco de morte existente devido ao "background" natural de radiação, e a segunda sugere que outras instalações, como usinas a carvão, indústrias químicas e hidroe-létricas, podem apresentar valores de risco individual significativamente maiores que 10^{-5} , conforme determinado em vários estudos.

Quanto ao limite máximo proposto para o risco social, é assumido que o mesmo pode ser medido em termos do risco médio integrado sob uma curva de probabilidade de acidente versus consequências, sem nenhuma consideração especial para o caso dos eventos de baixa probabilidade e grandes consequências.

O fato de que o limite é função da potência da central fornece um mecanismo de balanceamento entre o risco social e o benefício social, com a potência sendo usada como a expressão do benefício.

Em relação ao número total de mortes anuais na sociedade americana e ao número de mortes acidentais, o valor proposto corresponde, respectivamente, a 0,01% e 0,2%, sendo, assim, consistente com o mencionado critério do risco social, na opinião do AIF.

É importante observar que nenhuma distinção é feita entre morte imediata e morte retardada na proposta do AIF, e, portanto, ambos os casos estão incluídos nos limites sugeridos. No entanto, com base em estudos probabilísticos anteriores, conclui-se que o risco de morte retardada é a componente dominante dos riscos individual e social.

Por sua vez, os critérios secundários implicam no estabelecimento de dois outros limites: um envolvendo a relação custo-benefício de uma dada redução no risco para a população, e o outro referente a probabilidade de um acidente de fusão do núcleo. Esses critérios e os objetivos quantitativos a eles associados foram formulados pelo AIF para serem usados no processo regulatório após terem sido cumpridas as exigências impostas pelos

critérios primários.

Critério do Custo-Benefício

Medidas propostas para se conseguir reduções marginais no risco residual além daquelas implementadas para se satisfazer aos critérios primários, devem ser avaliadas com base numa análise de custo-benefício. O benefício, em termos da redução do risco para o público, proporcionado por uma mudança no projeto ou nos procedimentos operacionais de uma central, deve ser comparável ao que seria conseguido através do investimento alternativo do custo da mudança na redução do risco para o público devido a outras causas.

Limite Quantitativo Sugerido

US\$ 100./man-rem (equivalente a US\$ 1 milhão por morte evitada, estatisticamente avaliada)

Critério da Fusão do Combustível em Grande Escala

A probabilidade de acidentes envolvendo fusão do combustível em grande escala deve ser suficientemente baixa de modo que, dado o número esperado de reatores, o intervalo de recorrência de tais acidentes seja da ordem de várias décadas. A condição de fusão do combustível em larga escala é definida por um conjunto de estados de equipamentos ou sistemas tal que o núcleo fique descoberto por um tempo suficiente para fundir a maior parte do combustível.

Limite Quantitativo Sugerido

10^{-4} /reator-ano para a probabilidade de fusão do combustível em larga escala

O critério do custo-benefício é equivalente ao critério ALARA ("As Low As Reasonably Achievable") atualmente em uso

pela NRC para consideração de exigências adicionais de segurança a serem incorporadas pelas centrais nucleares americanas. Em outras palavras, este critério implica em que toda e qualquer medida que ocasione uma dada redução no risco social a um custo abaixo de determinado limite deve ser implementada. No entanto o limite quantitativo interinamente em uso pela NRC é de US\$1000./man-rem, o que é equivalente a US\$ 10 milhões por vida salva (usando o coeficiente de mortalidade da dose linear do BEIR III⁽¹⁷⁾), enquanto o valor proposto pelo AIF é dez vezes menor. O argumento utilizado para justificar um valor menor é o de que existe uma grande variabilidade no tratamento das questões de custo-benefício pelas várias agências reguladoras americanas, sendo que em muitas delas os valores efetivamente usados são bem menores que o proposto pelo AIF. Dessa forma, não seria razoável se exigir investimentos altíssimos pela indústria nuclear para se obter a mesma redução no custo social que poderia ser conseguida a um custo substancialmente menor em outras áreas, notadamente nos de segurança de estradas e veículos e nos programas de medicina e saúde pública.

Segundo o AIF, o limite quantitativo sugerido para a probabilidade de fusão do núcleo em grande escala (10^{-4} /reator-ano) é consistente com o critério formulado, pois mesmo assumindo que tal limite seja alcançado, o intervalo de recorrência para acidentes dessa natureza seria da ordem de 30 a 50 anos para uma população de 200 a 300 reatores.

Em síntese, pela proposta do AIF, para que uma dada central seja licenciada, a concessionária deve demonstrar através de uma análise probabilística que a mesma satisfaz aos limites quantitativos dos riscos individual e social. Uma vez satisfeitas essas duas condições, a NRC deve demonstrar a possibilidade de se realizar uma mudança qualquer (no projeto ou nos procedimentos operacionais) dentro do limite imposto pelo critério custo-benefício. Em caso afirmativo, a modificação deve ser executado. Como uma restrição adicional, a concessionária deve demonstrar que a probabilidade de ocorrência de um acidente envolvendo a fusão de parcela significativa do núcleo é menor do que 10^{-4} /reator-ano para a central em questão.

5. A PROPOSTA DO ACRS

A principal função do ACRS (Advisory Committee on Reactor Safeguards) consiste em rever todos os relatórios relacionados com a segurança das diversas instalações nucleares americanas e fazer as devidas recomendações à NRC. Este comitê é constituído de cientistas das várias áreas, tanto da indústria como do meio acadêmico, em número máximo de quinze, os quais não são funcionários regulares da NRC.

Em outubro de 1980, foi publicado um relatório¹⁸⁾ do ACRS contendo uma proposta concreta para a formulação dos objetivos quantitativos da segurança e introdução da análise probabilística no processo de licenciamento. O que apresentamos a seguir é um sumário dessa proposta.

Segundo o ACRS, a avaliação da segurança de cada central nuclear seria baseada em um conjunto de regras de decisão referentes aos seguintes aspectos: frequência de ocorrência de certas condições perigosas no reator, risco individual, risco social e análise custo-benefício. Cada regra de decisão consiste em um par de números: um valor superior, chamado limite de não-aceitação, e um valor inferior, chamado objetivo da segurança ("safety goal"). A observância do limite superior é estritamente exigida para que seja permitido o funcionamento da central por um período de tempo prolongado; caso contrário, a central deve ser modificada dentro de um certo período de tempo (a ser determinado), dependendo da magnitude do risco envolvido. Por outro lado, um valor do risco abaixo do nível do objetivo da segurança atenderia à regra de decisão correspondente. No entanto, os riscos devem ser reduzidos além do limite inferior sempre que o custo dos melhoramentos atendam aos critérios de custo-benefício também estabelecidos na proposta. Entre um limite e outro, seriam feitas, para cada caso, considerações sobre as incertezas da análise, a necessidade regional de potência elétrica e os riscos alternativos. Só então seria decidido se a central poderia funcionar por um período prolongado de tempo sem efetuar modificações. Esse processo de decisão está ilustrado na Fig. 3.

Melhoramentos na segurança da central devem ser realizados dentro de certo período de tempo

————— LIMITE SUPERIOR
(p.ex: 10^{-5} /ano)

————— Considerações caso a caso sobre: incertezas, necessidade regional de energia elétrica, riscos alternativos, após o que, seria decidido se a central teria ou não permissão para funcionar por um período prolongado sem modificações de projeto.

————— LIMITE SUPERIOR
(p.ex: 10^{-6} /ano)

A central atende à regra de decisão correspondente. Modificações poderiam ser exigidas de acordo com o critério de custo-benefício.

Fig. 3 - Ilustração das considerações a serem feitas de acordo com os limites estipulados em cada regra de decisão
Obs.: Os valores numéricos são apenas exemplos ilustrativos

REGRAS DE DECISÃO

1^a) Estados Perigosos

Entendendo que a ocorrência de certos acidentes causadores de danos à central (como o de TMI, por exemplo), são possíveis precursores de acidentes mais severos, envolvendo a população circunvizinha, o ACRS formulou um conjunto de limites para a taxa de ocorrência dos chamados estados perigosos conforme mostrado na Tabela 2. Os limites estabelecidos para os dois primeiros estados dão ênfase ao aspecto de prevenção de acidentes, e o limite na frequência de ocorrência de uma grande liberação de radioatividade para o ambiente dado que ocorreu a fusão do núcleo enfatiza fundamentalmente o aspecto de mitigação das consequências de um acidente sério.

A base para o valor numérico fixado como objetivo para a frequência de danos significativos ao núcleo fundamenta-se na idéia de que um acidente de magnitude aproximadamente igual ao de TMI deve ter uma probabilidade de ocorrência menor do que 1 em 100 durante toda a vida do reator (considerada da ordem de 30 anos). Esta exigência coloca uma grande ênfase na prevenção de acidentes e serve para diminuir o trauma social e as perdas financeiras.

2^a) Risco Individual

Nos Estados Unidos, garotas na faixa de 10 a 14 anos constituem o grupo etário que tem a menor taxa de mortalidade, aproximadamente 10^{-4} /pessoa-ano, que é devida principalmente a acidentes. Este valor é típico de muitos riscos ocupacionais, e é cerca de duas ordens de magnitude maior do que aquele resultante de causas que são normalmente consideradas desprezíveis (p.ex: raios, furacões).

O limite do risco individual para os indivíduos residindo o mais próximo possível do local do reator foi fixado num nível bem abaixo da soma de todos os outros riscos para qualquer grupo etário e também menor que o risco imposto pelas outras formas (competitivas) de geração de energia elétrica. Os

TABELA 2
LIMITES NA OCORRÊNCIA DE ESTADOS PERIGOSOS

Estado Perigoso	Objetivo	Valor Superior
Dano Significativo ao Núcleo (mais que 10% do inventário de gases nobres passando para o primário)	$f_{ed} < 3 \times 10^{-4}$ por reator-ano	$f_{ed} < 1 \times 10^{-3}$ por reator-ano
Fusão do Combustível em Grande Escala (fusão de mais que 30% do óxido com combustível) [LSFM]	$f_m < 1 \times 10^{-4}$ por reator-ano	$f_m < 5 \times 10^{-4}$ por reator-ano
Grande liberação Atmosférica não-controlada dado que ocorreu fusão do núcleo (mais que 10% do inventário de iodo e 90% dos gases nobres)	$f_{R/M} < 1 \times 10^{-2}$ por fusão do núcleo [LSFM]	$f_{R/M} < 1 \times 10^{-1}$ por fusão do núcleo [LSFM]

LSFM significa "Large Scale Fuel Melt" (Fusão do Combustível em Grande Escala)

f_{ed} é a frequência de ocorrência de dano significativo ao núcleo por reator-ano

f_m é a frequência de ocorrência de fusão do núcleo em grande escala [LSFM] por reator-ano

$f_{R/M}$ é a frequência de uma grande liberação atmosférica dado que ocorreu a fusão do núcleo em grande escala.

valores sugeridos pelo ACRS estão mostrados na Tabela 3, onde se vê que o limite do risco de morte imediata é menor (por um fator de cinco) que o de morte retardada causada por câncer muitos anos após o acidente. Isto reflete o fato que o público em geral dá muito mais importância à morte imediata do que aquela que venha a ocorrer muitos anos mais tarde. É importante observar que os valores da Tabela 3 referem-se aos indivíduos mais expostos, ou seja, aqueles que residem o mais próximo possível da central. Portanto, a grande maioria da população passível de sofrer os efeitos de um acidente nuclear estará sujeita a níveis de risco bem menores que os valores fixados.

Nas duas últimas colunas da Tabela 3 estão apresentados os limites para o risco individual dado que ocorreu a fusão do núcleo (LSFM). Esses valores exigem que uma atenção especial seja dispensada à mitigação de acidentes e aos planos de emergência.

3ª) Risco Social

Conforme mostrado no Apêndice A, o risco social pode ser escrito como:

$$\text{Risco Social} = \sum_{\text{acidentes}} \text{Frequência} \times \text{Consequências}, \quad (1)$$

o que fornece o número total de mortes por ano entre a população exposta, devido a todas as sequências de acidentes possíveis a partir de uma certa fonte de risco. No nosso caso, a fonte é a central nuclear e a soma é feita sobre todos os possíveis acidentes envolvendo liberação de radioatividade.

Na proposta do ACRS, uma grande diferença é feita entre o tratamento do risco social de morte retardada e o de morte imediata. No primeiro caso, o cálculo é feito utilizando-se a Eq. (1), mas no caso de mortes imediatas um expoente ($\alpha > 1$) é introduzido no fator de consequências. Como mostrado no Apêndice B, este expoente é introduzido para se levar em consideração a tendência de aversão ao risco, que segundo alguns trabalhos citados pelo ACRS, existe na sociedade americana. Dessa forma, definiu-se um custo social equivalente

TABELA 3
LIMITES DO RISCO PARA O INDIVÍDUO MAIS EXPOSTO

Objetivo Probabilístico	Frequência Média por Local-Ano		Frequência Média por LSFM	
	Objetivo	Limite Superior	Objetivo	Limite Superior
Probabilidade de morte retardada por câncer devido a todos os reatores num mesmo local integrada sobre o tempo de vida do indivíduo $< 5 \times 10^{-4}$	$f_d < 5 \times 10^{-6}$ por local-ano	$f_d < 2,5 \times 10^{-5}$ por local-ano	$f_{d/M} < 1 \times 10^{-2}$ por LSFM	$f_{d/M} < 5 \times 10^{-2}$ por LSFM
Probabilidade de morte imediata devido a um acidente no reator integrada sobre o tempo de vida do indivíduo $< 1 \times 10^{-4}$	$f_{ed} < 1 \times 10^{-6}$ por local-ano	$f_{ed} < 5 \times 10^{-6}$ por local-ano	$f_{ed/M} < 2 \times 10^{-3}$ por LSFM	$f_{ed/M} < 1 \times 10^{-2}$ por LSFM

LSFM significa "Large Scale Fuel Melt" (Fusão do Combustível em Grande Escala)

f_d é o risco individual de morte retardada por câncer por local-ano

f_{ed} é o risco individual de morte imediata por local-ano

$f_{d/M}$ é o risco individual de morte retardada por câncer por LSFM

$f_{ed/M}$ é o risco individual de morte imediata por LSFM

$$\text{Custo Social Equivalente} = \sum_{\text{acidentes}} \text{Frequência} \times \text{Consequências}^{\alpha} \quad (2)$$

onde: $\alpha = 1$ para mortes retardadas,
e $\alpha = 1,2$ para mortes imediatas.

A introdução de um expoente $\alpha > 1$ faz com que o custo social equivalente dos acidentes de grandes consequências seja muito maior do que o número real de mortes. Os efeitos de vários valores de α estão apresentados e discutidos mais detalhadamente no Apêndice B. O valor $\alpha = 1,2$ foi sugerido como um valor para início de discussão, baseado unicamente no julgamento dos autores do relatório.

Para o caso de mortes retardadas, é opinião do ACRS que a sociedade não distingue os pequenos acidentes que ocorrem frequentemente dos grandes acidentes de baixa frequência e sugere $\alpha = 1$ para esse caso.

Os limites estabelecidos para o risco social estão apresentados na Tabela 4. Segundo Hamilton e Mane¹⁹⁾, o domínio estimado para o número de pessoas que morrem devido aos efeitos da poluição originária de uma central térmica a carvão (que gera 10^{10} KWh) varie de 10 a 200. O valor 10 por 10^{10} KWh é proposto pelo ACRS como o limite de não-aceitação para o número de mortes retardadas (câncer) devido a uma central nuclear; o objetivo é que ocorram menos que duas mortes por câncer por 10^{10} KWh. Os limites estabelecidos para o número médio equivalente de mortes imediatas são cinco vezes menores que os seus correspondentes para mortes retardadas.

É importante lembrar que 10^{10} KWh corresponde à energia gerada por uma central nuclear de 1200 MWe funcionando a plena capacidade durante um ano, ou à de uma central de 1000MWe operando a 75% de potência durante 1,5 anos.

4^a) Redução do Impacto Social

O ACRS propõe ainda a utilização de um critério cus

TABELA 4
LIMITES PARA O RISCO SOCIAL.

Medida do Risco	Regras de Decisão - Risco Social	
	Objetivo	Limite Superior
$E_d = \sum_{\text{acidentes e op. normal}} (\text{Frequência}) (\text{Mortes Retardadas por câncer})$	$E_d < 2$ por 10^{10} KWh	$E_d < 10$ por 10^{10} KWh
$E_{ed} = \sum_{\text{acidentes}} (\text{Frequência}) (\text{Mortes Imediatas})^{1,2}$	$E_{ed} < 0,4$ por 10^{10} KWh	$E_{ed} < 2$ por 10^{10} KWh

E_d é o número médio de mortes retardadas (de câncer) por 10^{10} KWh de eletricidade gerada

E_{ed} é o número médio equivalente (custo social equivalente) de mortes imediatas por 10^{10} KWh

10^{10} KWh é a quantidade de eletricidade gerada por uma grande central (1200MWe) operando a plena capacidade durante um ano.

to-benefício (tipo ALARA - "As Low As Reasonably Achievable") para julgar se uma redução adicional do risco deve ser exigida além do nível de segurança requerido para satisfazer as regras de decisão anteriores. O custo de um melhoramento qualquer seria comparado à diminuição combinada do risco de morte retardada, do risco de morte imediata equivalente e das perdas econômicas.

Os limites do custo marginal das despesas com uma dada modificação em uma central foram fixados pelo ACRS em US\$1. milhão por morte retardada evitada e US\$5. milhões por morte imediata equivalente evitada, quando o número dessas últimas é calculada usando-se $\alpha = 1,2$. É ainda proposto que o limite do custo das despesas para reduzir as perdas econômicas advindas de acidentes seja fixado em duas vezes o valor esperado da redução do impacto. Assim, uma dada modificação seria exigida quando o seu custo fosse menor ou igual à soma de: US\$1. milhão vezes a redução do número de mortes retardadas, mais US\$5. milhões vezes a redução do número de mortes imediatas equivalentes, mais duas vezes o valor das perdas econômicas evitadas. A Tabela 5 apresenta um resumo do critério de custo-benefício formulado acima.

Os valores propostos para o custo por morte evitada são bem maiores que aqueles utilizados atualmente pela maioria das agências reguladoras de outras atividades tecnológicas nos Estados Unidos, mas na opinião do ACRS, a sociedade americana está disposta a empregar mais recursos para reduzir o risco decorrente de centrais nucleares do que os de outras causas. O valor fixado para o caso das perdas econômicas dá mais ênfase à prevenção do que à reparação dos danos possíveis.

TABELA 5
CRITÉRIO DE CUSTO-BENEFÍCIO (ALARA)

Limites das Despesas para Redução dos Impactos	
US\$ 1.milhão por morte retardada (câncer) evitada	US\$ 1.milhão/ ($\Delta E_d \times L$)
US\$ 5.milhões por morte imediata evitada	US\$ 5.milhões/ ($\Delta E_{ed} \times L$)
2 vezes as perdas econômicas evitadas	$2/ (\Delta E_r \times L)$
Um dado melhoramento é "custo-efetivo" e exigido quando: Custo < $\left[\$ 1.milhão \times \Delta E_d + \$ 5.milhões \times \Delta E_{ed} + 2 \Delta E_r \right] \times L$	

ΔE_d é a diminuição (devido ao melhoramento proposto) no valor de
 \sum (Frequência) x (Mortes Retardadas)
 acidentes
 e op. normal

ΔE_{ed} é a diminuição (devido ao melhoramento proposto) no valor de
 \sum (Frequência) x (Mortes Imediatas)^{1, 2}
 acidentes

ΔE_r é a diminuição (devido ao melhoramento proposto) no valor de
 \sum (Frequência) x (Perdas Econômicas)
 acidentes

L é o tempo restante da vida da central em unidades de 10^{10} KWh de energia a ser gerada, e as frequências são calculadas por 10^{10} KWh de energia gerada.

6. BREVE COMPARAÇÃO ENTRE AS DUAS PROPOSTAS

Através de uma análise comparativa pode-se observar claramente o maior conservatismo da proposta do ACRS em relação à do AIF, fato este que se expressa não apenas pelos valores numéricos mais conservativos (limites mais baixos para os vários riscos), mas também, pelo maior detalhamento dos objetivos formulados pelo ACRS.

Para o caso do risco individual, o limite proposto pelo ACRS é quase duas vezes mais baixo do que o do AIF (6×10^{-6} /ano para 10^{-5} /ano, somando-se os valores dos riscos de mortes imediata e retardada fornecidos pelo ACRS). Além disso, o ACRS sugere também o estabelecimento de um limite para o risco individual no caso da ocorrência de fusão do núcleo em grande escala (LSFM), limite este que não está presente na proposta do AIF. Esta exigência adicional serve para dar ênfase ao aspecto de mitigação das consequências de um acidente, evitando que todo o esforço seja colocado sobre o aspecto de prevenção. Segundo o ACRS, esta divisão entre prevenção e mitigação é importante, porque é muito difícil de se demonstrar com um alto grau de confiança que uma frequência de fusão do núcleo muito menor que o limite fixado (10^{-4} /ano) possa ser alcançada em vista das complexidades introduzidas pela consideração de questões tais como terremotos, sabotagem e outros cenários potenciais de falhas múltiplas.

A diferença mais marcante entre as duas propostas no que se refere ao risco social está em que o aspecto de aversão ao risco é considerado na proposta do ACRS mas não o é no AIF. Isto revela uma maior sensibilidade do ACRS em relação a um aspecto meramente social da questão, qual seja o da percepção dos riscos pelo público. Por sua vez, o AIF preconiza que este aspecto deve ser tratado através de extensas campanhas de esclarecimento público, mas não deve influir no estabelecimento dos objetivos da segurança, pois limites extremamente conservativos levariam a um dispêndio muito grande dos recursos da sociedade para melhorar a segurança de uma atividade cujo risco já seria bem menor que os de outras atividades.

Quanto ao critério de custo-benefício, a formulação do ACRS é também mais conservativa que a do AIF, pois inclui um valor bem maior para o caso da redução do número de mortes imediatas, fazendo ainda considerações a respeito das perdas econômicas decorrentes de acidentes, as quais não estão presentes na proposta do AIF. Enquanto o ACRS nada menciona sobre de quem seria a responsabilidade da demonstração de que uma dada modificação satisfaz ao critério de custo-benefício, o AIF deixa bastante claro que esta responsabilidade deveria caber ao órgão regulador, no caso, a NRC.

Uma vantagem da proposta do AIF reside em sua maior simplicidade, o que a torna bem mais fácil de ser aplicada, mas os valores propostos pelo ACRS têm muito mais chance de ser adotados pela NRC por serem politicamente mais aceitáveis pelo público americano.

7. A SITUAÇÃO ATUAL E ALGUMAS POSSIBILIDADES FUTURAS

Algumas aplicações da análise probabilística de segurança (APS) já vinham sendo realizadas mesmo antes do acidente de TMI, mas foi realmente a partir das conclusões das várias análises desse acidente que a APS passou a ser utilizada com uma intensidade realmente significativa.

O principal usuário da APS até o momento tem sido a NRC (Nuclear Regulatory Commission"), a qual criou internamente a Divisão de Análise Probabilística para realizar estudos probabilísticos visando auxiliar o pessoal do licenciamento na execução das revisões de segurança das várias centrais em processo de licenciamento. Entre os principais estudos já executados destacam-se os seguintes²⁰⁾:

- 1) Ordenação por risco de questões genéricas da segurança;
- 2) Confiabilidade dos sistemas de água de alimentação auxiliar;
- 3) Análise da perda de todas as fontes AC de energia elétrica para a central.

Em 1980 a NRC lançou um programa intitulado IREP ("Interin Reliability Evaluation Program"), pelo qual seriam realizadas análises probabilísticas em seis centrais especialmente selecionadas entre as 72 atualmente em operação. O escopo das análises do IREP seria menos abrangente que o do WASH-1400, restringindo-se ao estudo da confiabilidade dos sistemas de segurança, das probabilidades de ocorrência das várias seqüências de acidente e do comportamento da contenção. Não seriam, portanto, analisadas as conseqüências dos acidentes, isto é, não seriam obtidos os valores dos riscos para o público. No entanto, os proprietários de duas das centrais escolhidos (Zion e Indian Point, respectivamente, Commonwealth Edison Company of Chicago e Consolidated Edison of New York) resolveram patrocinar a realização de análises probabilísticas completas visando determinar os riscos a que estão submetidas as populações circunvizinhas às

centrais. Esses estudos, bem como os do IREP, já estão concluídos, e no momento estão sendo revistos por várias equipes de especialistas de alguns laboratórios nacionais americanos sob contrato com a NRC.

Ao que tudo indica, após a conclusão do IREP a NRC lançará um programa semelhante, porém muito mais abrangente, denominado NREP ("National Reliability Evaluation Program") o qual envolverá todas as centrais nucleares atualmente em operação nos Estados Unidos.

Com relação à utilização da metodologia probabilística no processo de licenciamento das novas centrais, dois passos importantes estão sendo dados atualmente nessa direção, a saber: a conclusão do chamado Guia de Procedimentos²¹⁾ ("Procedures Guide") e o estabelecimento dos objetivos da segurança ("safety goals"). O Guia está sendo desenvolvido pela ANS ("American Nuclear Society") sob contrato com a NRC, e consiste na apresentação e discussão dos principais métodos da análise probabilística de segurança de centrais nucleares. Um relatório preliminar ("draft") já foi concluído e distribuído para comentários. A versão final deverá estar pronta em junho de 82. Quanto aos objetivos numéricos, espera-se para este ano ainda a fixação dos mesmos pela NRC, após o que deverá a NRC passar a exigir a realização de uma análise probabilística de segurança de cada central em fase de licenciamento. No entanto, pelo menos durante os próximos dois ou três anos, o processo probabilístico será usado em paralelo com o atual processo determinístico de licenciamento, provavelmente apenas de forma suplementar. O que virá depois desse período de experiência depende, obviamente, dos resultados do período experimental.

A P Ê N D I C E A

O CONCEITO DE RISCO

A.1. INTRODUÇÃO

O risco devido a uma determinada atividade ou tecnologia pode ser entendido como o potencial para a ocorrência de consequências indesejadas decorrentes da realização da atividade ou tecnologia considerada.

O conceito de risco está intimamente ligado ao de segurança. De fato, uma atividade é tanto mais segura quanto menor for o risco acarretado por ela.

De uma maneira qualitativa, os riscos a que estamos sujeitos enquanto membros da sociedade tecnológica moderna variam desde muito pequenos até muito grandes. No entanto, em qualquer processo de tomada de decisão em que a segurança (e, portanto, o risco) é um fator importante, estas simples idéias qualitativas não são suficientes, sendo necessário o estabelecimento de critérios quantitativos que permitam uma comparação mais objetiva dos níveis de risco das diversas atividades.

A.2. RISCO SOCIAL

Do ponto de vista quantitativo, o risco devido a um determinado evento (por exemplo, um acidente qualquer) pode ser definido como o produto da frequência de ocorrência do evento por um fator que expressa as consequências do evento. Este fator de consequências pode ser escrito em função do número de mortes, ferimentos ou danos materiais causados pelo evento em questão. Portanto, segundo esta definição temos:

$$\text{Risco} = \text{frequência do evento} \times \text{consequências por evento.} \quad (\text{A.1})$$

Assim, no caso específico do risco anual de morte por acidente, pode-se escrever:

$$\text{Risco} = \frac{\text{n}^\circ \text{ de acid.}}{\text{ano}} \times \frac{\text{n}^\circ \text{ de mortes}}{\text{acidente}}, \quad (\text{A.2})$$

e, portanto:

$$\text{Risco} = \text{número de mortes/ano}$$

O valor acima expressa o risco (em termos do número esperado de mortes por ano) a que está sujeita toda a população exposta, sendo, por isso, denominado risco social.

Na avaliação do risco social através de uma análise probabilística de segurança, muitas vezes a causa fundamental do risco pode ser dividida em subconjuntos de causas, cada um deles caracterizado por uma frequência de ocorrência e um fator de consequências. O risco total, portanto, é calculado fazendo-se a soma dos produtos frequência x consequência de cada subconjunto, ou seja, nesse caso o risco social deve ser expresso:

$$\text{Risco Social} = \sum_{\substack{\text{todos os} \\ \text{subconjuntos} \\ \text{de causas}}} \text{Frequência} \times \text{Consequências} \quad (\text{A.3})$$

Na avaliação do risco devido a uma central nuclear, os subconjuntos são as várias sequências de acidente possíveis.

A.3. RISCO INDIVIDUAL

O risco médio a que está sujeito um indivíduo qualquer da população considerada pode ser calculado dividindo-se o risco social pelo número de pessoas da população:

$$\text{Risco Individual (R.I.)} = \frac{\text{Risco Social}}{\text{População}} \quad (\text{A.4})$$

No caso de morte por uma causa (acidente, doença, violência etc...) pode-se escrever:

$$R.I. = \frac{\text{n}^\circ \text{ de mortes/ano}}{\text{População}} = \text{probabilidade de morte/pessoa-ano.} \quad (A.5)$$

Assim, o R.I. traduz a probabilidade de um indivíduo médio de uma população exposta a determinado risco vir a morrer em consequência do mesmo o período de um ano.

A P Ê N D I C E B

AVERSÃO AO RISCO

B.1. INTRODUÇÃO

Embora a definição do risco social como o produto da frequência de ocorrência pelas consequências (conforme apresentado no Ap. A) seja amplamente utilizada, o seu uso como medida de risco para a comparação de opções diferentes apresenta algumas dificuldades. Suponhamos que uma certa atividade tenha uma frequência de ocorrência de acidentes igual a 10^{-6} por ano, como uma consequência média de 10^6 mortes por acidente. Uma segunda atividade tem uma frequência de ocorrência de acidentes igual a 10^{-1} por ano, com média de 10 mortos por acidente. Pela definição acima, o risco de ambas as atividades é o mesmo, pois

risco da 1ª atividade = $10^{-6} \times 10^6 = 1$ morte/ano,
e
risco da 2ª atividade = $10^{-1} \times 10 = 1$ morte/ano.

No entanto, segundo vários estudos sobre percepção de riscos²²⁻²³⁾, a maioria das sociedades parece preferir a segunda atividade à primeira, quando a comparação é feita unicamente em termos do risco de cada uma. Em outras palavras, um único acidente envolvendo um grande número de vítimas é visto como mais significativo que muitos acidentes pequenos envolvendo o mesmo número de vítimas. Uma sociedade (ou um indivíduo) que se comporta como tal é dita aversa ao risco.

B.2. UM MODELO SIMPLES

A incorporação da aversão ao risco na quantificação do risco social consiste basicamente na penalização das consequências de acidentes de maiores consequências. Na proposta do ACRS, isso foi feito colocando-se os limites não em cima do risco social definido na Eq. (A.3) mas em função de um custo social

equivalente definido como

$$\text{Custo Social Equivalente} = \sum_{\substack{\text{todas as} \\ \text{sequencias de} \\ \text{acidente}}} (\text{Frequência} \times \text{Consequências})^\alpha \quad (\text{B.1})$$

onde $\alpha > 1$. Se $\alpha = 1$, então o custo social equivalente de um acidente envolvendo um grande número de vítimas é igual ao de muitos acidentes pequenos com o mesmo total de mortes. Na proposta do ACRS, $\alpha = 1$ para o caso de mortes retardadas. Por outro lado, para $\alpha > 1$, o custo social equivalente dos grandes acidentes torna-se bem mais pesado que o dos acidentes com poucas vítimas, sendo tanto mais pesado quanto maior for o valor de α . Para ilustrar o modelo sintetizado na Eq. (B.1), o custo social equivalente de vários acidentes envolvendo diferentes números reais de vítimas estão apresentados na Tabela B.1, para vários valores de α . Dessa tabela ve-se que, por exemplo, para $\alpha = 3$, um único acidente que causasse 1000 vítimas seria equivalente a soma de acidentes individuais envolvendo uma parcela significativa da população da Terra. Certamente que na realidade, α não deve ser muito maior que 1,0 (talvez até 1,5), caso contrário muitas atividades atualmente consideradas aceitáveis (barragens, grandes complexos industriais, aviões de passageiros de grande porte e outras) seriam claramente inaceitáveis.

TABELA B.1
INFLUÊNCIA DO VALOR DE α SOBRE O CUSTO SOCIAL EQUIVALENTE

Acidente	Número Real de Mortes $\alpha = 1$	Número Equivalente de Mortes				
		$\alpha = 1,1$	$\alpha = 1,2$	$\alpha = 1,5$	$\alpha = 2$	$\alpha = 3$
1	5	6	7	12	25	125
2	10	13	16	32	100	1000
3	50	74	110	354	2500	125000
4	100	159	252	1000	10000	1000000
5	1000	1996	3982	31623	1000000	10^9
6	5000	11719	27464	353554	$2,5 \times 10^7$	$1,25 \times 10^{11}$

R E F E R E N C I A S

1. F.R.Farmer, Reactor Safety and Siting: A Proposed Risk Criterion, Nuclear Safety, 8 (6), 1967.
2. C. Starr, Social Benefit Versus Technological Risk, Science 165, p. 1232, 1969.
3. C. Starr, General Philosophy of Risk-Benefit Analysis, in Energy and the Environment, Ashley, Rudman and Whipple (eds.) Pergamon Press, 1976
4. H. Otway and R. Erdmann, Reactor Siting and Design from a Risk Viewpoint, Nuc. Eng. Des. 13, p. 365, 1970.
5. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400, Out. 1975.
6. Union of Concerned Scientists, Risks of Nuclear Power Reactors, Cambridge, Mass., 1977.
7. H.Lewis et al., Risk Assessment Review Group Report to the U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-0400, Set. 1978.
8. U.S. Nuclear Regulatory Commission, WASH-1400 Executive Summary (Veja Ref. 5) Out. 1975.
9. Nuclear Regulatory Commission, Policy Statement on Risk Assessment, Jan. 1979
10. Der Bundesminister für Forschung und Technologie (ed.), Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Eine Untersuchung zu dem durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachten Risiko, Verlag TÜV - Rheinland, Köln, 1979.
11. Kemeny Commission, Report of the President's Commission on the Accident at Three Mile Island, Out. 1979.
12. Rogovin Inquiry Group, Three Mile Island, A report to the Commissioners and the Public, NRC, Jan. 1980.

13. R.M.Berbero, Probabilistic Risk Studies Earn Increased Acceptance with Regulators, Nuclear Industry, 27 (4) p.14. 1980.
14. Atomic Industrial Forum, Statement on the Use of Probabilistic Risk Assessment in the Nuclear Regulatory Process, Junho, 1980.
15. Atomic Industrial Forum, Apresentação do Sub-Comitê de Avaliação Probabilística de Riscos do AIF perante o ACRS, junho, 1980.
16. Atomic Industrial Forum, A Proposed Approach to the Establishment and Use of Quantitative Safety Goals in Nuclear Regulatory Process, Maio, 1981.
17. BEIR III. The Effects on Populations of Exposure to Low Levels of Ionizing Radiation: 1980, Report of the Committee on Biological Effects of Ionizing Radiation, Academia Nacional de Ciências dos EUA, 1980.
18. Advisory Committee on Reactor Safeguards, An Approach to Quantitative Safety Goals for Nuclear Power Plants, NUREG-0739, Out. 1980.
19. L.D.Hamilton and A.S.Manne, Health and Economic Costs of Alternative Energy Sources, IAEA Bulletin, 20 (4) p. 44, 1978.
20. G.E.Edison, Probabilistic Systems Analysis in Support of Reactor Licensing, 1981 Proceedings IEEE Annual Reliability and Maintainability Symposium, p. 323.
21. American Nuclear Society, PRA Procedures Guide, NUREG/CR-2300 (Draft) Abril, 1982.
22. W.D. Rowe, An Anatomy of Risk, Wiley, New York, 1977.
23. D. Litai, A Risk Comparison Methodology for the Assessment of Acceptable Risk, Ph.D. Thesis, MIT, Jan 1980.