



INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Autarquia associada à Universidade de São Paulo

INCIDENTES EM REATORES NUCLEARES DE PESQUISA EXAMINADOS POR
ANÁLISE DE PROBABILIDADE DETERMINÍSTICA E ANÁLISE PROBABILÍSTICA
DE SEGURANÇA

VALDIR MACIEL LOPES

Tese apresentada como parte dos requisitos
para obtenção do grau de Doutor em
Ciências na Área de Tecnologia Nuclear
Aplicações.

Orientador:
Dr. Gian Maria A. A. Sordi

SÃO PAULO

2010

INCIDENTES EM REATORES NUCLEARES DE PESQUISA EXAMINADOS POR ANÁLISE DE PROBABILIDADE DETERMINÍSTICA E ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA

Valdir Maciel Lopes

RESUMO

O presente trabalho tem o objetivo de avaliar os riscos potenciais apresentados pelos incidentes em reatores nucleares de pesquisa. Para o desenvolvimento do trabalho, duas bases de dados do Organismo Internacional de Energia Atômica, OIEA, foram usadas, o Incident Report System for Research Reactor e Research Reactor Data Base. Para este tipo de avaliação fez-se uso de Análise Probabilística de Segurança (APS), dentro de um limite de confiança de 90% e, Análise de Probabilidades determinística (APD). Para obtenção dos resultados dos cálculos de probabilidades por APS, utilizou-se a teoria e as equações sugeridas em documento da IAEA TECDOC - 636. O desenvolvimento dos cálculos das probabilidades por APS utilizou-se o Programa Scilab versão 5.1.1, de livre acesso, executável nas plataformas do Windows, Linux. Um programa específico para obter os resultados das probabilidades foi desenvolvido dentro do programa principal Scilab 5.1.1., para duas distribuições Fischer e Chi-quadrado, ambas no limite de confiança de 90%. Fazendo uso das equações de Sordi e do programa Origin 6.0, foram obtidas as doses máximas admissíveis relacionadas às probabilidades que satisfazem os limites de riscos estabelecidos pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica, CIPR e, pode-se também obter estas doses máximas graficamente com a figura 1 resultante dos cálculos de probabilidades x doses máximas admissíveis. Verificou-se que a confiabilidade nos resultados das probabilidades está relacionada com a experiência operacional (reator x ano e fração) e, que quanto maior ela for, maior é a confiabilidade no resultado. Finalizando, sugere-se uma lista de futuros trabalhos que complementam este.

INCIDENTS IN NUCLEAR RESEARCH REACTOR EXAMINED BY DETERMINISTIC PROBABILITY AND PROBABILISTIC SAFETY ANALYSIS

Valdir Maciel Lopes

ABSTRACT

This study aims to evaluate the potential risks submitted by the incidents in nuclear research reactors. For its development, two databases of the International Atomic Energy Agency, IAEA, were used, the Incident Report System for Research Reactor and Research Reactor Data Base. For this type of assessment was used the Probabilistic Safety Analysis (PSA), within a confidence level of 90% and the Deterministic Probability Analysis (DPA). To obtain the results of calculations of probabilities for PSA, were used the theory and equations in the paper IAEA TECDOC - 636. The development of the calculations of probabilities for PSA was used the program Scilab version 5.1.1, free access, executable on Windows and Linux platforms. A specific program to get the results of probability was developed within the main program Scilab 5.1.1., for two distributions Fischer and Chi-square, both with the confidence level of 90%. Using the Sordi equations and Origin 6.0 program, were obtained the maximum admissible doses related to satisfy the risk limits established by the International Commission on Radiological Protection, ICRP, and were also obtained these maximum doses graphically figure1 resulting from the calculations of probabilities x maximum admissible doses. It was found that the reliability of the results of probability is related to the operational experience (reactor x year and fractions) and that the larger it is, greater the confidence in the outcome. Finally, a suggested list of future work to complement this paper was gathered.

AGRADECIMENTOS

Ao “Organismo Internacional de Energia Atômica”, por permitir o acesso ao IRSRR, através da CNEN, de suas publicações em forma de relatórios onde estão descritos os incidentes com reatores de pesquisa, já ocorridos e relatados obedecendo ao sistema de códigos de apresentação dos relatórios destes incidentes, sem os quais não seria possível a realização deste trabalho.

Ao Dr. Gian Maria A. A. Sordi, orientador do Trabalho de Doutorado, pela paciência e sabedoria na condução desta tese.

Ao Dr. Mauricio Morales, pelo conhecimento e ajuda no complemento do programa Scilab 5.1.1., possibilitando o cálculo das probabilidades.

Ao Dr. Tufic Madi Filho, pelo conhecimento, incentivo e consultoria, em parte do trabalho desta tese.

Agradecimento especial à minha amiga e especialista em programas de tabulação como Excel utilizado neste trabalho, Sra. Sanny Aparecida Novaes Cavalheiro.

Aos amigos e colegas de trabalho pelo incentivo e colaboração.

À minha Família.

ÍNDICE DE TABELAS

Página

TABELA 1 - Intervalos de probabilidades por ano, a partir do qual podem ser selecionadas as restrições de acordo com a probabilidade de cada evento ⁽¹¹⁾	17
TABELA 2 - Probabilidade de risco (Dose x Probabilidade).....	19
TABELA 3 - Tipos de incidentes de acordo com a experiência operacional e agrupamento de acordo com a classificação em quatro categorias.	31
TABELA 4 - Tipo de reator nuclear de pesquisa, a experiência operacional parcial dos reatores sem incidentes e com incidentes, sua somatória e o número total dos incidentes ^(1,2,3)	36
TABELA 5 - Probabilidades Determinísticas por tipo de reator em ordem decrescente de probabilidades.	38
TABELA 6 - Probabilidade determinística por tipo de incidentes.	39
TABELA 7 - Probabilidades (P_{Li} e P_{Ls}) por categoria de Incidentes usando Distribuição de Fischer e Chi-quadrado, no Programa Scilab 5.1.1.....	39
TABELA 8 - Probabilidades (P_{Li} e P_{Ls}) por categoria de Incidentes usando Distribuição de Fischer no Programa Scilab 5.1.1., e a média das Probabilidades.....	40
TABELA 9 - Probabilidades (P_{LiChi} e P_{LsChi}) por categoria de Incidentes usando Distribuição Chi-quadrado no Programa Scilab 5.1.1., e a média das Probabilidades.....	40
TABELA 10 - Probabilidades (P_{Li} e P_{Ls}) por APS, usando a distribuição de Fischer e Chi-Quadrado(P_{LiChi} e P_{LsChi}) no programa Scilab 5.1.1, por tipo de reator.....	41
TABELA 11 - Resultados das probabilidades por APS pela distribuição de Fischer para os níveis inferior, superior e médio por tipo de reator nuclear de pesquisa.	42
TABELA 12 - Resultado de probabilidade por APS pela distribuição Chi-quadrado para os níveis inferior, superior e médio por tipo de reator nuclear de pesquisa.	42
TABELA 13 - Probabilidades e doses máximas admissíveis a partir da TAB.5.....	43
TABELA 14 - Probabilidades e doses máximas admissíveis por tipo de incidentes a partir da TAB.6.	44

TABELA 15 – Doses máximas admissíveis, calculadas pela Pmédia, distribuição de Fischer.....	44
TABELA 16 - Doses máximas admissíveis, calculadas pela média, por categoria de incidentes pela distribuição Chi-quadrado.....	45
TABELA 17 - Doses máximas admissíveis da distribuição de Fischer para as Pmédi­as, por tipo de reator nuclear de pesquisa da Tabela 11.....	45
TABELA 18 - Doses máximas admissíveis calculadas pela P _{Chi} ­média, da distribuição Chi-quadrado, por tipo de reator nuclear de pesquisa, da Tabela 12.....	46
TABELA 19 - Colocou-se o tipo de reator nuclear de pesquisa, a experiência operacional total dos reatores com incidentes, o número de incidentes, o fator Experiência Operacional relacionado aos incidentes e, o número total dos reatores nucleares de pesquisa ^(1,2,3) sob controle regulatório, até março de 2008, com sua taxa de incidentes em porcentagem.	53

ÍNDICE DE FIGURAS

	Página
FIGURA 1 - Probabilidade de risco (Dose x Probabilidade).	19
FIGURA 2 - Probabilidade de risco (Dose x Probabilidade).	20
FIGURA 3 - Gráfico - Tipos de Incidentes	35

SUMÁRIO

	Página
1. INTRODUÇÃO	10
1.1. Histórico.....	10
1.2. Finalidade do Trabalho	12
1.3. Objetivos do presente trabalho	12
1.4. Justificativa do presente trabalho.....	13
1.5. Contribuição do trabalho- Originalidade	14
2. BASES TÉCNICAS E TEÓRICAS PARA A REALIZAÇÃO DO TRABALHO.....	16
2.1. Limites de Risco	16
2.2. Riscos associados a exposições potenciais	20
2.3 Bases para determinação das Probabilidades fazendo uso da Análise de Probabilidade Determinística (APD) e a Análise Probabilística de Segurança (APS).....	23
2.4 Avaliação de dados por APS.	24
2.5. Limites de confiança e parâmetros de falhas que foram usados nos cálculos de probabilidades pelas distribuições de Chi-quadrado e Fischer.....	25
2.5.1. Equações da distribuição Chi-quadrado.	25
2.5.2. Equações da distribuição de Fischer.....	27
3. METODOLOGIA	29
4. RESULTADOS	31
4.1 Reordenamento e a classificação dos incidentes	31
4.2. Resultados das probabilidades determinísticas por tipo de reator.	37
4.3. Resultado das probabilidades determinísticas por tipo de incidentes.....	39
4.4. Resultados das Probabilidades por categoria de Incidentes e por Tipo de Reator Nuclear de Pesquisa usando APS.	39
4.5. Determinação das doses máximas admissíveis que cada tipo de Incidente pode apresentar.	43
4.5.1. Doses máximas a partir do Resultado de Probabilidades por APD, singulares, por tipo de reator e categoria de incidentes.....	43
4.5.2 Doses máximas admissíveis, obtidas dos resultados de probabilidades por APS, distribuições de Fischer e Chi-quadrado, respectivamente.....	44
5. DISCUSSÃO DE RESULTADOS	47
5.1. Introdução	47
5.2. Comparação das experiências operacionais das Tabelas 3 e 4.	47

5.3. Discussão relacionada à Tabela 5 onde estão colocados a experiência operacional parcial e o número de eventos por tipo de reator nuclear de pesquisa e o resultado de probabilidade por APD.	48
5.4. Discussão relacionada à Tabela 6 onde estão colocados a experiência operacional total e o número de eventos por categoria de incidente em reatores nucleares de pesquisa e o resultado da probabilidade por APD.....	49
5.5. Discussão relacionada à Tabela 7, decomposta em duas 8 e 9, acrescentando a Probabilidade média para as distribuições de Fischer e Chi-quadrado por APS.....	49
5.6. Discussão relacionada à TAB. 10, decomposta em duas TAB. 11 e 12, acrescentando a Probabilidade média para as distribuições de Fischer e Chi-quadrado por APS.....	50
5.7. Discussão relacionada à Tabela 13, onde estão colocados os resultados de probabilidades por APD da Tabela 5 por tipo de reator nuclear de pesquisa e a dose máxima admissível.	50
5.8. Discussão relacionada à TAB. 14, onde estão colocados os incidentes suas probabilidades calculadas por APD e as doses máximas admissíveis a partir da TAB. 6...51	51
5.9. Discussão relacionada à TAB. 15 e 16, onde estão colocados os incidentes suas probabilidades médias calculadas por APS, distribuições de Fischer e Chi-quadrado e, as doses máximas admissíveis a partir das TAB. 8 e 9, respectivamente.	51
5.10. Discussão relacionada à TAB. 17, onde estão colocados os tipos de reatores suas probabilidades médias calculadas por APS, distribuição de Fischer e, as doses máximas admissíveis a partir da TAB. 11.....	52
5.11. Discussão relacionada à TAB. 18, onde estão colocados os tipos de reatores suas probabilidades médias por APS, distribuição Chi-quadrado e, as doses máximas admissíveis a partir da TAB. 12.....	52
5.12. Discussão de resultado relacionado à taxa de incidentes e a experiência operacional dos reatores nucleares de pesquisa que tiveram incidentes.	53
6. CONCLUSÕES	55
7. TRABALHOS FUTUROS	56
8. REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	57
9. ANEXOS	61
9.1. Escala OIEA	61
9.2. Programa Scilab-5.1.1.....	62

1. INTRODUÇÃO

1.1. Histórico

Por mais de 50 anos de funcionamento, os reatores nucleares de pesquisa tornaram-se importantes no desenvolvimento da ciência e tecnologia nuclear. Eles realizaram grandes contribuições em um grande número de disciplinas bem como em programas educacionais e de pesquisa em torno de 70 países ao redor do mundo. Aproximadamente 675 reatores de pesquisas foram construídos até o ano de 2007, dos quais 278 estão em operação (86 destes reatores em Países em desenvolvimento) ⁽¹⁾. Durante este período foi acumulada uma experiência operacional de mais de 17400 “reatores x ano e suas frações (meses, dias)” (somatória da operação de cada reator vezes o número de anos, e suas frações) levando em consideração todos os reatores que ainda encontram-se sob controle regulatório ^(1,2), isto é, em operação, fora de operação por diversos motivos (políticos, sociais, incidentes, acidentes, reformas e outros), em descomissionamento ou para descomissionamento futuro. (Descomissionamento: é o termo técnico usado para desmontar o reator inteiro, no intuito de liberar a área onde ele se encontra instalado para uso irrestrito.) Exemplificando, o IEA-R1 teve 51 anos de experiência operacional até o mês de março do ano de 2008.

Da experiência operacional acumulada, apresentada em “reatores x anos, mais frações” ⁽¹⁾ e, do conhecimento de eventos anormais ⁽²⁾, pode-se prever a probabilidade de Incidentes e/ou acidentes radiológicos que causam a exposição de um trabalhador qualquer, ou do público, considerando o reator e as atividades desenvolvidas nas instalações de pesquisa, como uma fonte de risco potencial.

Os incidentes ocorridos em reatores nucleares de pesquisa relatados no Incident Report System for Research Reactor (IRSRR)^(2,3), são classificados até o nível **3** de significância de segurança na Escala Internacional de Eventos Nucleares, (INES)⁽⁴⁾, Anexo 9.1, do OIEA. O número total destes incidentes é de 154 ocorrências, atualizados até o mês de março de 2008. Estas informações e a experiência operacional total por categoria de incidentes e a parcial por tipo de reator, foram usadas para calcular as probabilidades de ocorrência dessas anormalidades que causam a exposição de um Indivíduo Ocupacionalmente Exposto (IOE): operadores, pesquisadores, alunos, em áreas críticas dos reatores nucleares e em suas instalações anexas, tais como: laboratórios de pesquisa, celas blindadas para manuseio de material nuclear e/ou radioativo, levando-se em conta que estas atividades desenvolvidas representam uma fonte de risco potencial.

Em virtude dos malefícios à saúde dos indivíduos que podem advir da radiação ionizante, na operação dos reatores, torna-se importante a proteção e segurança do pessoal de operação e dos indivíduos que se encontram na vizinhança.

Quando se aplica o princípio, “As Low as Reasonable Achievable” (ALARA), isto é, tão pequena quanto razoavelmente exequível também conhecido como, princípio de otimização da proteção radiológica em caso de ocorrência de um incidente em função da operação de um reator nuclear, considerando-o como fonte de radiação ionizante, deve-se também considerar as *situações potenciais* ^(5,6).

Os malefícios à saúde dos indivíduos, advindos da radiação ionizante, na operação dos reatores nucleares de pesquisa, são minimizados quando existe uma proteção radiológica dedicada a eles.

Considerando a proteção radiológica em condições normais de trabalho, devem ser tomados cuidados com relação aos trabalhadores e membros do público, em relação à operação do reator, e também em relação às atividades desenvolvidas na instalação.

Desta maneira devem ser atendidas as exigências de proteção radiológica nacionais, da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN)⁽⁷⁾, que estão baseadas nas recomendações internacionais da “International Atomic Energy Agency”(IAEA)^(8,9) e da “International Commission of Radiation Protection”(ICRP)^(10,11).

Todo indivíduo ocupacionalmente exposto tem a possibilidade de se envolver em situações anormais e receber doses de radiação diferentes das previstas nas situações normais. No sentido de evitar ou diminuir a frequência destas situações anormais ou ainda detectar o seu início deve-se fortalecer a segurança tanto radiológica como física na instalação.

As doses previstas nestas situações anormais, que podem nunca ocorrerem, são definidas como *exposições potenciais* e as situações que as geram como *situações potenciais*.

Considerando a segurança radiológica, dedicada à situação potencial, a proteção é realizada, aplicando o conceito de defesa em profundidade, isto é, interpondo-se uma série de barreiras a diferentes distâncias da fonte de radiação. Por exemplo, para o reator (IEA-R1) do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN), a primeira barreira é a piscina onde está inserido o núcleo do reator; a segunda barreira é o vaso de contenção da piscina; a terceira barreira são as paredes do prédio onde está contido o reator; a quarta barreira é o cercado delimitando o prédio do reator e laboratórios anexos e a quinta barreira é o cercado limitando o IPEN, localizado na Universidade de São Paulo

(USP). Nesta condição devem ser obedecidas as exigências de proteção radiológica, da CNEN⁽⁷⁾, considerando também os casos de acidente envolvendo indivíduos do público.

A determinação de probabilidades de ocorrência de incidentes e de falhas de componentes que ocorreram em reatores nucleares de potência já foi discutida, por vários autores e entidades: as referências, da “Nuclear Regulatory Commission” (NRC) **wash-1400**, **NUREG-1150** e, **NUREG-1345**⁽¹²⁻¹⁴⁾, formam os primeiros estudos dirigidos à Análise Probabilística de Risco.

Porém no caso de reatores nucleares de pesquisa existe unicamente uma relação do IAEA⁽²⁾ atualizada até março de 2008, dos incidentes ocorridos.

1.2. Finalidade do Trabalho

Catalogar os diferentes tipos de incidentes em reatores nucleares de pesquisa de acordo com suas principais causas de ocorrência no contexto mundial, seguindo o IRSRR⁽²⁻³⁾ e determinar as suas probabilidades totais de ocorrência e a probabilidade parcial dos incidentes para cada tipo de reator, aplicando para tanto a Análise de Probabilidade Determinística (APD) e a Análise Probabilística de Segurança (APS)⁽¹⁵⁻³⁴⁾. Além disso, estimar as doses máximas admissíveis para estes eventos, com a finalidade de que sejam obedecidos os limites de risco anuais apresentados pela CIPR⁽¹¹⁾ e desta maneira seja evitado o desligamento do reator nuclear de pesquisa em causa ou de todos os tipos similares.

Para alcançar estas finalidades devem ser conseguidos os seguintes objetivos.

1.3. Objetivos do presente trabalho

1.3.1. Utilizando os dados das referências, RRDB⁽¹⁾ e IRSRR^(2,3), deve-se obter o número dos reatores nucleares de pesquisa e, a somatória das experiências operacionais em (reator x anos e frações), ou seja, o tempo de operação de cada reator nuclear de pesquisa desde a data da primeira operação quando o reator ficou crítico pela primeira vez até o mês de março de 2008, de todos os reatores nucleares de pesquisa sob controle regulatório.

1.3.2. Utilizando os dados das referências IRSRR^(2,3) deve-se obter a relação e causas de todos os incidentes ocorridos em reatores nucleares de pesquisa desde a data da primeira operação quando o reator ficou crítico pela primeira vez até o mês de março de 2008, de todos os reatores nucleares de pesquisa sob controle regulatório.

1.3.3. Devem-se inserir os dados obtidos nos itens 1.3.1 e 1.3.2 em uma planilha eletrônica, para análise e identificação das informações pertinentes aos reatores nucleares de pesquisa que tiveram incidentes.

1.3.4. Os dados da planilha eletrônica devem ser colocados em uma matriz dividida em nove categorias e, em várias subcategorias.

1.3.5. Pelo fato da matriz ser muita extensa em relação ao número de reatores nucleares de pesquisa que tiveram os incidentes, teve-se que reformular a matriz em um número menor de categorias. Os dados foram reordenados em quatro categorias, as quais dentro da classificação do IRSRR⁽²⁾ são os eventos mais importantes, a saber: erro humano, falha mecânica e erro humano, falha eletromecânica e outras causas.

Esses dados são apresentados em Tabelas referentes aos incidentes por categorias e por tipo de reator nuclear de pesquisa, respectivamente.

1.3.6. Teve-se que estudar as duas teorias probabilísticas aplicáveis, isto é, Análise de Probabilidade Determinística e Análise Probabilística de Segurança⁽³⁵⁾ e suas respectivas confiabilidades para aquelas ocorrências.

1.3.7. Essas teorias foram aplicadas para calcular as probabilidades dos incidentes, na nova classificação por categoria e tipo de reator nuclear de pesquisa.

1.3.8. Para o método probabilístico APS, a análise da matriz reordenada de classificação dos incidentes foi efetuada para duas distribuições binomiais: Chi-quadrado e Fischer.

1.3.9. Aplicando estes métodos probabilísticos à malha reordenada de classificação dos incidentes, realizamos a avaliação das probabilidades de incidentes por tipo de reator e por tipo de incidente, tanto pela APD como APS.

1.3.10. Os resultados das probabilidades encontradas foram comparados aos limites de risco da ICRP^(11,36) o que possibilita determinar a dose máxima que aquela probabilidade poderia apresentar para aquele tipo de incidente, para evitar que aquele reator ou tipo de reator se torne inabilitado.

1.3.11. Encerrando o trabalho far-se-á uma discussão de resultados e formular-se-á uma relação de futuros trabalhos.

1.4. Justificativa do presente trabalho

Para os reatores nucleares de potência foram realizados inúmeras pesquisas a respeito dos tipos de incidentes e acidentes que poderiam ocorrer, ainda que nem todos tenham ocorrido, determinando as suas probabilidades de ocorrência por várias teorias

probabilísticas e inclusive foram montadas árvores de falhas para cada sequência de eventos que leve a um tipo de incidente ou acidente.

Para os reatores nucleares de pesquisas o OIEA solicita um relatório padrão^(2,3) de descrição da ocorrência e publicou estes, como citados na introdução deste trabalho, de circulação restrita, mas não houve nenhum exame probabilístico de incidência destes incidentes e acidentes.

Sem sombra de dúvida os reatores nucleares de potência em caso de incidente ou acidente apresentam consequências mais graves do que os reatores nucleares de pesquisa em virtude de suas relativas potências de operação. Porém como os reatores nucleares de potência são destinados à produção de eletricidade, durante as operações sofre poucas modificações. As suas paradas justificam-se pelas manutenções, descarga e recarga dos elementos combustíveis. Por causa do exposto as probabilidades de eventos anormais são pequenas.

No caso dos reatores nucleares de pesquisa ainda que as consequências sejam menos graves, em caso de eventos anormais, do que para os reatores nucleares de potência, as suas probabilidades de ocorrência são bem maiores, pois o reator pode sofrer, a título de pesquisa, as maiores modificações, como mudanças de configuração do núcleo, mudanças em seus sistemas primários e secundários como em seus sistemas de irradiação.

Em virtude destes fatos se acredita justificar o presente trabalho de determinar as probabilidades de ocorrência de incidentes que já ocorreram com eles e verificar de acordo com os limites de risco estabelecidos pela CIPR⁽¹¹⁾, quais seriam as consequências máximas admissíveis em termos de doses previsíveis para cada tipo de incidente.

1.5. Contribuição do trabalho- Originalidade

Mostrar-se-á as partes originais do presente trabalho usufruindo-se dos itens relacionados e apresentados na seção 1.3 “Objetivos do presente trabalho”.

São todos originais os itens dos objetivos, a saber:

Itens 1.3.1, 1.3.2, 1.3.3, 1.3.7 e 1.3.8 no que se refere à classificação e o uso das duas distribuições binomiais.

Itens 1.3.9 e 1.3.10 no que se refere à comparação com as doses máximas.

O item 1.3.11 referente à discussão de resultados.

Não são originais os itens 1.3.4 e 1.3.5, pois as matrizes divididas em nove categorias e quatro tipos de incidentes foram retiradas dos relatórios do OIEA citados^(2,3).

As teorias probabilísticas mencionadas no item 1.3.6 e as duas distribuições binomiais mencionadas no item 1.3.8 já existem e foram estudadas via compêndios de estatística^(37,38).

As doses máximas em função da probabilidade de ocorrência no item 1.3.10 foram tiradas da literatura, “Limites de Risco”⁽¹¹⁾.

2. BASES TÉCNICAS E TEÓRICAS PARA A REALIZAÇÃO DO TRABALHO.

2.1. Limites de Risco

As evidências de ocorrências anormais, incidentes, em reatores nucleares de pesquisa são derivados de estudos de pesquisa dirigidos, fazendo uso de modelos e, de acordo com normas apropriadas para este fim, usando computadores e instrumentação dentro de padrões de calibração, exigidos para obtenção de resultados confiáveis⁽³⁹⁾.

Para o tratamento da exposição potencial a ICRP⁽⁶⁾ recomenda que os limites de risco tenham as mesmas dimensões do risco à saúde implícito pelos limites de dose para exposições normais, isto é, para o trabalhador, corpo inteiro 20 mSv/ano média sobre 5 anos e 50 mSv máximo em 1 ano e, para o público 1,0 mSv/ano. No entanto, os próprios limites de dose não são aplicáveis a situações de exposição potencial, pois as exposições potenciais podem não ser recebidas se as situações anormais não ocorrerem e, por outro lado, pode ser recebida na íntegra, em caso de sua ocorrência.

A publicação da ICRP⁽¹¹⁾ apresenta um quadro conceitual para proteção advinda da exposição potencial, informa que: em níveis de dose efetiva abaixo de 0,1 Sv, somente os efeitos estocásticos podem ocorrer e a probabilidade de sua ocorrência, assume-se ser diretamente proporcional a dose efetiva. A relação da probabilidade do dano para a dose é, entretanto, linear sem limiar neste intervalo. Para as exposições potenciais entre 0,1 Sv e 0,5 Sv supõe-se que exista uma relação quadrática da dose efetiva com relação à probabilidade de ocorrência para o detrimento estocástico.

Para doses absorvidas maiores do que aproximadamente 0,5 Sv, recebidas num curto período de tempo, alguns efeitos determinísticos podem começar a ocorrer junto com os efeitos estocásticos. Supõe-se para os efeitos determinísticos que ocorrem entre 0,5 Sv e os 2,0 Sv exista uma relação com uma curva sigmóide entre a probabilidade de ocorrência e a dose, com um amplo intervalo linear entre as extremidades, embora a forma exata dependa de vários fatores, como, a taxa de dose e a distribuição da dose no tempo.

A partir de 2,0 Sv considera-se a probabilidade de morte sem o tratamento médico e que uma dose de corpo inteiro de aproximadamente 3,0 Sv, a probabilidade de morte é em torno de 0,5 e para doses agudas maiores que 6,0 Sv, recebidas num curto período, praticamente todos os indivíduos irradiados irão sofrer a síndrome da radiação aguda, e provavelmente morrerão como consequência da radiação.

Aquela publicação informa também que os limites são usados na segurança à radiação para controlar o risco aos indivíduos advindo de todas as fontes de exposição estipuladas. A diminuição dos riscos individuais resultantes de situações de exposição potencial pode ser obtida restringindo a probabilidade desta exposição em cenários específicos ou numa sequência de eventos que resulta na exposição ou por restrição da magnitude da exposição, ou ambos, isto é, limitando a probabilidade de doses recebidas ou as próprias doses. A própria ICRP⁽¹¹⁾ sugere um intervalo de probabilidades em um ano a partir do qual pode ser selecionada a restrição.

O quadro é apresentado a seguir:

TABELA 1 - Intervalos de probabilidades por ano, a partir do qual podem ser selecionadas as restrições de acordo com a probabilidade de cada evento⁽¹¹⁾.

Sequência de eventos:	Intervalo de Probabilidade
Levam as doses tratadas como parte de exposições normais,	10^{-1} a 10^{-2}
Levam a doses no campo dos efeitos estocásticos, mas, somente acima do limite de dose,	10^{-2} a 10^{-5}
Levam a doses onde alguns efeitos da radiação são determinísticos,	10^{-5} a 10^{-6}
Levam a doses onde geralmente o resultado é a morte,	$<10^{-6}$

Sordi⁽³⁶⁾, determinou as equações que relacionam as probabilidades das ocorrências anormais com as doses satisfazendo a Tabela 1 e as curvas sugeridas pela ICRP, fornecendo desta maneira os valores limites das probabilidades e das doses que satisfazem os limites de risco. Apresentar-se-á aqui sucintamente estas equações.

Até 0,1 Sievert(Sv) de dose efetiva a relação da probabilidade do dano para a dose é linear sem limiar e, então a dose efetiva atribuída ao risco é a dose prevista multiplicada pela probabilidade de ocorrência. O valor obtido por essa multiplicação nunca alcançam o limite de risco para trabalhadores e público, como iremos mostrar agora. Na pior situação para os trabalhadores nós iremos ter a dose efetiva prevista de 0,1 Sv e a probabilidade de 10^{-2} por ano, lembrando que as probabilidades que excedem 10^{-2} por ano a situação não é considerada como exposição potencial. Neste caso, o risco de dose atributável será de $0,1\text{Sv} \times 10^{-2}/\text{ano} = 1.10^{-3} \text{ Sv/ano}$, este resultado é menor que 50 mSv/ano, que é o limite anual para trabalhadores. Da mesma maneira para o público iremos ter o mesmo valor de 1.10^{-3} Sv/ano , que é o nosso limite anual para o público.

De acordo com o trabalho de Sordi⁽³⁶⁾, temos a equação proposta no intervalo quadrático para trabalhadores, isto é, no intervalo de doses efetivas de 0,1 Sv a 0,5 Sv será:

$$\text{Equação: } (a.D + b.D^2). P = 50 \text{ mSv} \quad (1)$$

Onde:

a e b são constantes da equação quadrática (1)

D é a dose efetiva em mSv, isto é, variável na equação (1), (2) e (3) a seguir.

P é a probabilidade de ocorrência de uma exposição potencial, também variável na equação (1), (2) e (3) a seguir.

E para o público será escrita como:

$$(a.D + b.D^2).P = 1 \text{ mSv} \quad (2)$$

No desenvolvimento do trabalho Sordi⁽³⁶⁾ comprovou que o Limite de Dose pode ser escrito pela equação a seguir:

$$(D^2 - 100.D) . P = 2 \quad (3)$$

Valendo tanto para o público como para o trabalhador.

No intervalo de doses de 0,5 Sv a 2,0 Sv será considerado o efeito determinístico e que a gravidade do efeito crescerá linearmente com a dose. Com esta hipótese a equação torna-se:

Equação:

$$(3D - 1) \times 10^7 P = \text{Risco de dose atribuída para trabalhador por ano e} \quad (4)$$

Equação:

$$(3D - 1) \times (2.10^5) \times P = \text{Risco de dose atribuída para o público por ano.} \quad (5)$$

Comparando a equação 4 e 5, podemos ver que a diferença é o número que multiplica a probabilidade de risco por um fator de 50 que é a diferença entre o limite de dose para trabalhadores e público. Desta maneira se for conhecida a probabilidade de uma ocorrência anormal, pelas equações pode-se determinar a dose máxima prevista que satisfaça os limites de risco.

A TAB. 2 apresenta os valores de dose dos Limites de risco (Y) e as probabilidades de ocorrer o risco (X)^(11,36).

Os gráficos figuras 1 e 2 foram ajustados pelo programa Origin 6.0[®], usando a equação 6, cuja função é uma hipérbole com os dados da TAB. 2.

$$Y = a - \frac{b}{(1+c.X)^{1/d}} \tag{6}$$

TABELA 2 - Probabilidade de risco (Dose x Probabilidade)

Y (Dose mSv)	X (Probabilidade do incidente)
100	1,0x10 ⁻²
110	1,5x10 ⁻³
120	8,0x10 ⁻⁴
150	2,6x10 ⁻⁴
200	1,0x10 ⁻⁴
500	1,0x10 ⁻⁵
1000	2,5x10 ⁻⁶
2000	1,0x10 ⁻⁶

Fonte: Sordi⁽³⁶⁾

Usando os valores de limite mínimo de dose efetiva, D = 100 mSv/ano com probabilidade 10⁻² e, limite máximo 500 mSv/ano com probabilidade 10⁻⁵ na equação (1) de Sordi⁽³⁶⁾, vem: (24,875.D² - 2437,5.D).P = 50, onde a e b são constantes e com valores mostrados na FIG.1:

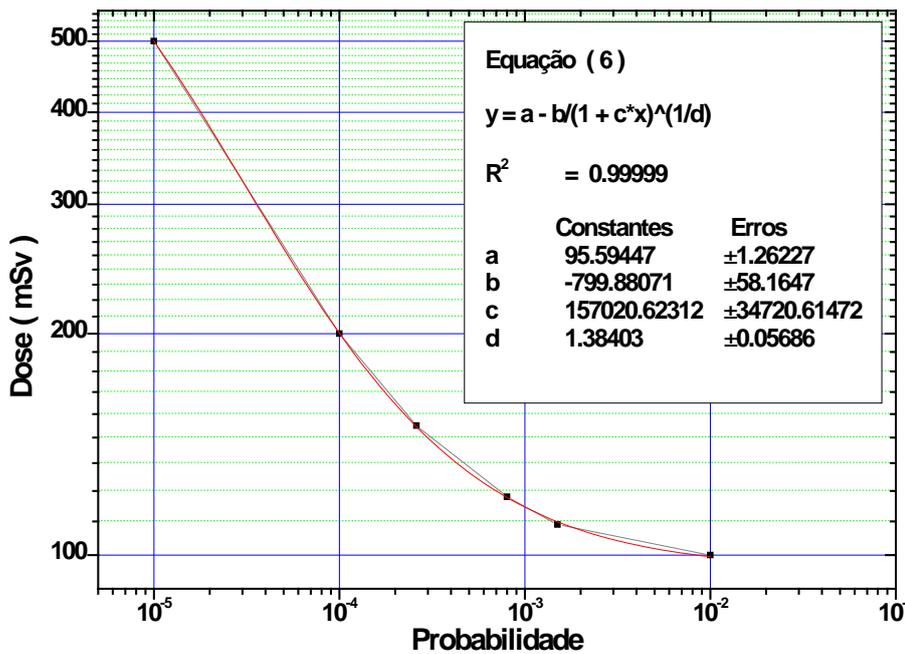


FIGURA 1 - Probabilidade de risco (Dose x Probabilidade).

Usando os valores do limite de dose efetiva, $D = 50$ mSv/ano com probabilidade mínima 10^{-2} conforme o CIPR⁽¹¹⁾ e um valor máximo de dose efetiva para o incidente de 140 mSv/ano fornecendo uma probabilidade 10^{-4} na equação (1) de Sordi⁽³⁶⁾, foi montada a FIG. 2.

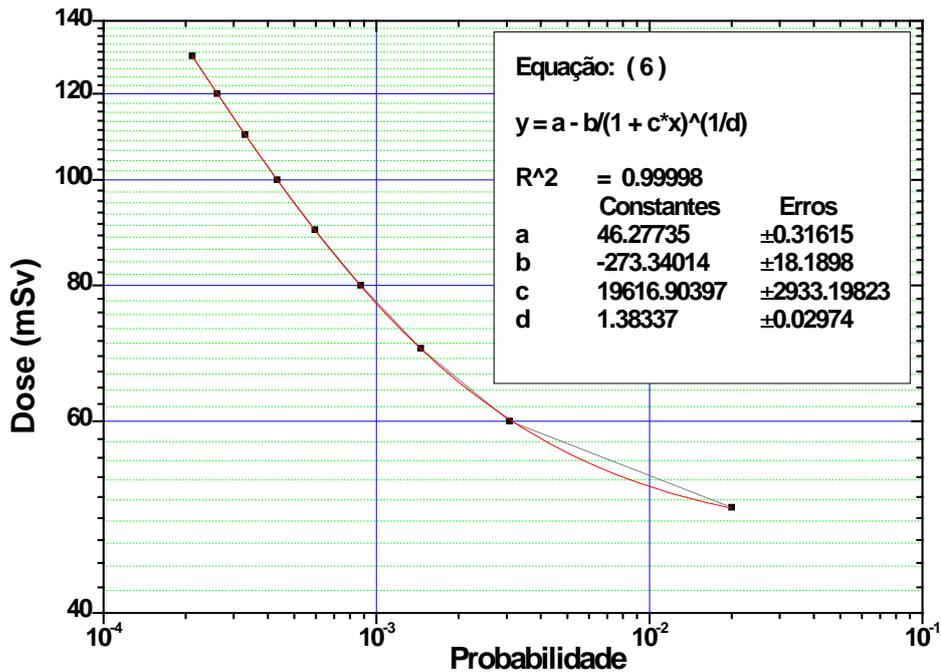


FIGURA 2 - Probabilidade de risco (Dose x Probabilidade).

2.2. Riscos associados a exposições potenciais⁽⁵⁻⁶⁾

Os riscos individuais originados de situações de exposição potencial podem ser obtidos por meio da diminuição da probabilidade proveniente de cenários de incidentes ou acidentes específicos de exposição potencial ou de seqüências de eventos que causem a exposição ou por meio da redução na magnitude da exposição ou ainda por ambas, isto é, pela limitação das probabilidades de Risco, relacionadas às doses recebidas e/ou das próprias doses.

Se o intervalo de probabilidade estocástica ou determinística, TAB.1⁽¹¹⁾, resultar em morte, em função da exposição resultante, mais precisamente da dose efetiva, E, então, a probabilidade de morte causada pela exposição potencial ocorrida em um tempo T é dada por $P_T \cdot f(E)$, onde $f(E)$ é a probabilidade de morte causada pela dose efetiva E. Este produto, isto é, o risco à saúde causado pela exposição potencial deve ser no máximo igual ao limite anual para situações normais que no caso da exposição potencial

chamaremos de limite de risco (L) ou no caso de igualá-lo à restrição de dose a um risco referência que designaremos de R, equacionado resulta:

$$P_T \cdot f(E) \leq L \quad (7)$$

e

$$P_T \cdot f(E) \leq R \quad (8)$$

respectivamente.

Onde:

“L” - limite de risco anual para situações normais

“R” - risco referência

$P_T \cdot f(E)$ probabilidade de morte em função da exposição potencial de dose (E)

Neste contexto o risco referência, R, pode ser relacionado à restrição de risco para uma fonte de radiação.

Se for possível mais do que um tipo de incidente, onde cada um deles produz uma dose individual (E_i), e i é o i -ésimo tipo de incidente, somando-se os riscos à saúde, para os diferentes tipos de eventos independentes, que devem ser comparados com o risco referência, o critério formal de aceitação torna-se:

$$\sum_i [P_{Ti} \cdot f(E_i)] \leq R \quad (9)$$

Se supusermos que a probabilidade de morte em função da dose recebida é certa, isto é, $f(E) = 1$ nós teremos que o limite de risco, equivalente ao risco provocado ao trabalhador, em situações normais de trabalho, será, para a dose de 50 mSv ($5 \cdot 10^{-2}$ Sv) em 1 ano e pelo coeficiente de risco de morte por câncer fornecido pela ICRP⁽¹⁰⁾ para a exposição laboral de $4 \cdot 10^{-2}$ /Sv, uma probabilidade máxima (P_m) de:

$$P_m = 4 \cdot 10^{-2} \cdot 5 \cdot 10^{-2} = 2 \cdot 10^{-3} \text{ por ano.}$$

E, para a dose média sobre 5,0 anos ($20 \text{ mSv/ano} = 2 \cdot 10^{-2} \text{ Sv/ano}$) resulta em:

$$P_m = 4 \cdot 10^{-2} \cdot 2 \cdot 10^{-2} = 8 \cdot 10^{-4} \text{ por ano, média sobre cinco anos.}$$

No caso do público, o limite anual de dose é de 1,0 mSv ($1 \cdot 10^{-3}$ Sv) e, o coeficiente de risco de morte por câncer fornecido pela ICRP⁽¹⁰⁾ é de $5 \cdot 10^{-2}$ /Sv, o que fornece uma probabilidade máxima de ocorrência de acidente, de acordo com o resultado:

$$P_m = 5 \cdot 10^{-2} \cdot 1 \cdot 10^{-3} = 5 \cdot 10^{-5} \text{ por ano.}$$

No caso do risco de referência poderíamos usar para o trabalhador uma restrição de dose de 5,0 mSv ($5 \cdot 10^{-3}$ Sv) por ano, uma vez que é considerada uma dose aceitável e que dispensa o processo de otimização. Neste caso o valor do risco de referência seria:

$$P_m = 4 \cdot 10^{-2} \cdot 5 \cdot 10^{-3} = 2 \cdot 10^{-4} \text{ por ano.}$$

No caso do público a dose aceitável e que dispensa o processo de otimização é igual ou inferior a 0,1 mSv ($1 \cdot 10^{-4}$ Sv) e, a probabilidade de Risco Referência seria:

$$P_m = 5 \cdot 10^{-2} \cdot 1 \cdot 10^{-4} = 5 \cdot 10^{-6} \text{ por ano.}$$

A IAEA⁽⁸⁾ recomenda que as práticas ou as fontes usadas em uma prática possam ser isentas de qualquer ulterior consideração, desde que a dose efetiva a qualquer membro do público seja da ordem de $\mu\text{Sv/ano}$ ou inferior e a dose coletiva comprometida durante um ano de atividade seja menor do que 1,0 Sv.pessoa. Como se considera que o número de pessoas afetadas é inferior a 10^5 não são necessárias maiores considerações a respeito da dose coletiva. Esta dose de $1 \mu\text{Sv/ano}$ ($1 \cdot 10^{-5}$ Sv/ano) implica num risco de probabilidade de morte fatal por câncer de $1 \cdot 10^{-5} \text{ Sv} \cdot 5 \cdot 10^{-2} / \text{Sv} = 5 \cdot 10^{-7}$ por ano, e este risco isenta ulteriores esforços em ações de proteção. Para as exposições potenciais, o risco depende da estocasticidade do evento causador e da dose resultante do evento. Se vários cenários de acidentes (i) são possíveis, o risco seria considerado trivial se a condição de aceitação, usando a equação (9) for satisfeita e neste caso o valor do risco trivial será:

$$\sum_i [P_{T,i} \cdot f(E_i)] \leq 5 \cdot 10^{-7} \quad (10)$$

Uma maneira simples de usar a expressão é supor uma contribuição ao risco igual para cada cenário. Por exemplo, se supusermos que o número de cenários seja no entorno de cinco e, que o pior cenário (mais restritivo) tenha a mesma probabilidade dos demais, a condição de aceitação para cada cenário será:

$$P_{T,i} \leq 10^{-7} / f(E_i) \quad (11)$$

Como já mencionado $f(E_i)$ é uma função da dose resultante, e se a dose for grande o valor de $f(E_i)$ se aproximará, mas nunca ultrapassará a unidade. Portanto, as probabilidades anuais de eventos $P_{T,i}$ da ordem de 10^{-7} ou menores devem ser aceitas, ainda que a dose seja muito grande. Assim, se supusermos uma consistência com as boas práticas de trabalho em operações normais, uma probabilidade anual de um único cenário

acidental menor que 10^{-7} não justifica qualquer ulterior redução ou esforço analítico. Nas avaliações de suas doses individuais vão aparecer incertezas relativamente grandes e que deverão ser quantificadas. Com esta finalidade os cálculos serão desenvolvidos dentro de um intervalo de confiança de 90% nas avaliações APS⁽³⁵⁾.

2.3 Bases para determinação das Probabilidades fazendo uso da Análise de Probabilidade Determinística (APD) e a Análise Probabilística de Segurança (APS).

Nas análises dos incidentes dirigidos aos reatores de pesquisa, publicados no Incident Report System for Research Reactor (IRSRR)⁽²⁾, ocorridos mundialmente, o conceito de uma distribuição deles surge de dois contextos principais, com extensão para um terceiro^(34,35). São eles:

Distribuição Tipo 1:

Quando for considerada a incerteza, em uma estimativa de incidentes em reatores de pesquisa, que é derivada a partir de um modelo de cálculo, geralmente, é interpretada como probabilidade, de modo que se podem fazer declarações como: a probabilidade de um incidente, em um reator nuclear de pesquisa, ocorrer com o decorrer do tempo, ou outro parâmetro qualquer especificado não exceda 10/ano é de 0,95. Estas distribuições determinam ponderações nas probabilidades, nos intervalos para os quais os incidentes podem ocorrer e a distribuição quantifica a percepção do analista com relação à incerteza que afeta a estimativa. Esta distribuição é conhecida como APS.

Distribuição Tipo 2:

Quando são feitas estimativas por Análise de Probabilidade Determinística (APD) de incidentes singulares e, de todo o conjunto de incidentes (ou por categoria de incidentes com um número conhecido destes, ou estimado para cada categoria), a ponderação de cada intervalo de incidentes pode ser a fração destes, do conjunto total, que define o incidente dentro daquele intervalo. Distribuições deste tipo podem ser úteis na quantificação de um guia dos limites de incidentes que deve ser aplicada à grande maioria destes.

Distribuição Tipo 3:

Quando se combina a 1 e 2. Este tipo de distribuição, não será considerado, por existir mais incertezas associadas ao método, ou seja, um aumento das incertezas, e são de difícil solução. Poderá ser deixada para um estudo posterior com a finalidade de comparar os seus resultados com os dois métodos anteriores.

2.4 Avaliação de dados por APS⁽³⁵⁾.

Conforme documento técnico da IAEA⁽³⁵⁾, mencionado anteriormente, estas probabilidades podem ser utilizadas na forma descrita a seguir, fazendo uso da metodologia de avaliação de dados, introduzido na teoria de probabilidade, dividindo-as em distribuições específicas com uma determinada confiabilidade e consequentemente na APS.

A distribuição binomial é uma distribuição de probabilidade pertinente usada em situações onde um evento poderá ter um resultado entre dois possíveis, a falha ocorre numa determinada tentativa ou no início do evento.

A densidade da função binomial descreve a probabilidade de obter k falhas em n tentativas, isto resulta em que a probabilidade de falha em uma tentativa individual é igual para todas tentativas e que o resultado de uma tentativa é independente do resultado de muitas outras.

Isto pode ser escrito como:

$$P_n(X = k) = p(k) = \binom{n}{k} \theta^k (1 - \theta)^{n-k} \quad (12)$$

Onde: $k = 0, 1, 2, \dots, n$, é o número de falhas e;

$n = n^\circ$ de tentativas;

$\theta =$ é a probabilidade de falha em alguma outra tentativa independente.

Obviamente, $p(k) > 0$. Desde a aparição destas probabilidades como membros da expansão binomial de $[\theta + (1 - \theta)]^n = 1$, as distribuições são chamadas *Binomiais*.

O coeficiente combinatório é dado por:

$$\frac{n}{k} = \frac{n!}{k!(n-k)!} \quad (13)$$

Quando a soma de todas integrais não-negativas é menor ou igual a k , não se encontra dificuldade para computar as probabilidades binomiais se n é pequeno.

Entretanto, para n grande, encontram-se tabelas, de coeficientes combinatórios tabulados para alguns valores do coeficiente de confiabilidade (α), 0.1, 0.05, 0.01, em livro texto de estatística^(37,38).

2.5. Limites de confiança e parâmetros de falhas que foram usados nos cálculos de probabilidades pelas distribuições de Chi-quadrado e Fischer⁽³⁵⁾.

Neste trabalho estabeleceu-se um limite de confiabilidade de 90%, para uma operação de um reator nuclear de pesquisa, onde as Probabilidades (P_{Li}) e (P_{Ls}) de falhas representam os Limites Inferior e Superior, respectivamente.

A seguir são apresentadas as suas equações para as distribuições Chi-quadrado e Fischer.

2.5.1. Equações da distribuição Chi-quadrado⁽³⁵⁾.

Esta distribuição é usada para cálculos de probabilidades quando ocorrem falhas durante a operação sob demanda.

A aproximação usual a respeito da taxa de falhas dos reatores em operação é considerar que ocorrem aleatoriamente a uma taxa constante por unidade de tempo.

No caso considera-se a operação total, isto é, reatores x anos e suas frações de operação.

Neste caso, reator x ano e suas frações de operação, é o tempo de experiência operacional de cada reator, desde a primeira criticalidade, para reatores ainda sob controle regulatório, até o mês de março de 2008, data da última atualização dos dados deste trabalho por expirar a senha de acesso restrito, concedida pelo OIEA.

Quando n é o número de falhas e T é o tempo de operação de um componente (reator de pesquisa) dados em (reator x ano), as respectivas probabilidades P_{Li} e P_{Ls} para as taxas de falhas são:

Probabilidade no limite inferior desta distribuição é dada pela equação:

$$P_{Li} = \frac{\chi^2\left[\left(\frac{\alpha}{2}\right)\right]}{2T} \quad (14)$$

A equação (14) é válida para $\left(\frac{\alpha}{2}\right)$, quando tem $(2n)$ graus de liberdade.

Para calcular a probabilidade no limite superior desta distribuição usa-se a equação:

$$P_{Ls} = \frac{\chi^2\left[\left(\frac{1-\alpha}{2}\right)\right]}{2T} \quad (15)$$

A equação (15) é válida para $\left(\frac{1-\alpha}{2}\right)$, quando existirem $(2n + 2)$ graus de liberdade.

Os parâmetros das equações 14 e 15 são:

χ^2 = símbolo que representa a distribuição Chi-quadrado,

n = é o número de falhas,

T = é o tempo de operação de um componente

$\alpha = 0.10$ para o intervalo de confiança de 90%; índice de confiança.

$2n$ graus de liberdade, obtidos das tabelas padrões com os respectivos níveis de confiança especificados $\left(\frac{\alpha}{2}\right)$ para equação 14 e,

$2n+2$ graus de liberdade, obtidos das tabelas padrões com os respectivos níveis de confiança especificados $\left(\frac{1-\alpha}{2}\right)$, para a equação 15.

Os valores da distribuição Chi-quadrado são tabelados até 100 graus de liberdade, isto é, 49 falhas. Para dados com mais de 49 falhas pode ser usada uma aproximação para o valor do Chi-quadrado, com as equações seguintes⁽³⁵⁾:

$$\chi^2(5\%) = \frac{\left(\left(-1,645 + (4n-3)\frac{1}{2}\right)^2\right)}{2}, e \quad (16)$$

$$\chi^2(95\%) = \frac{\left(\left(+1,645 + (4n-1)^{\frac{1}{2}} \right)^2 \right)}{2} \quad (17)$$

Nas equações 16 e 17, 5% e 95% representam o intervalo, inferior e superior, da distribuição com 90% de confiabilidade.

2.5.2. Equações da distribuição de Fischer⁽³⁵⁾:

Esta distribuição binomial é uma relevante função de distribuição de probabilidade importante que descreve falhas por demandas de componentes (reator nuclear de pesquisa) quando ocorre uma falha por início de demanda.

$$P(n_d) = \frac{d!}{n_d!(d-n_d)!} \cdot p^{n_d} \cdot (1-p)^{d-n_d} \quad (18)$$

Onde:

P é a probabilidade de n_d falhas por demanda de uma amostra e,

d é a dimensão da amostra (número total de eventos por demanda);

n_d é o número de falhas por demanda;

A distribuição binomial descreve a probabilidade(P) de n falhas (n° de incidentes) de uma amostra com uma determinada dimensão. Neste caso, a probabilidade é dada pelo número de falhas por início de demanda (reator x ano, mais frações) da distribuição de Fischer, para os Limites inferiores e Superiores obtidas por meio das seguintes equações:

A probabilidade P_{Li} para o limite inferior de confiança para esta distribuição com n_d falhas por demanda de uma amostra é:

$$P_{Li} = \frac{1}{\frac{1 + [(d - n_d + 1)]}{n_d} \times F_{Li} \times \left[\left(\frac{\alpha}{2} \right) \right]} \quad (19)$$

Onde os parâmetros desta equação são:

$\alpha = 0.10$ para o limite confiança de 90%.

d é a dimensão da amostra (n° total de eventos por demanda).

F_{Li} = é o número de Fischer para esta distribuição que varia de acordo com o grau de liberdade de cada equação do cálculo de probabilidade em seu limite inferior.

$F_{Li} \times \left(\frac{\alpha}{2}\right)$, é válida quando o valor da distribuição de Fischer tem os graus de liberdade $2(d-n_d+1)$ e $2n_d$.

A probabilidade P_{Ls} no limite superior de confiança para esta distribuição com n_d falhas por demanda de uma amostra é:

$$P_{Ls} = \frac{1}{1 + \frac{d - n_d}{n_d + 1} \times \frac{1}{F_{Ls} \times \left[\left(\frac{\alpha}{2}\right)\right]}} \quad (20)$$

Onde os parâmetros desta equação são:

$\alpha = 0.10$ para o limite confiança de 90%.

d é a dimensão da amostra (n° total de eventos por demanda);

F_{Ls} = é o número de Fischer para esta distribuição que varia de acordo com o grau de liberdade de cada equação do cálculo de probabilidade em seu nível superior.

$F_{Ls} \times \left(\frac{\alpha}{2}\right)$ é válida quando o valor da distribuição de Fischer tem os graus de liberdade $2(n_d + 1)$ e $2(d - n_d)$;

3. METODOLOGIA

A metodologia será descrita obedecendo aos itens que foram colocados como objetivos do presente trabalho.

3.1. Para obter a experiência operacional em reator x ano e suas frações, verificou-se o número de anos de operação de cada reator nuclear de pesquisa e efetuou-se a somatória destas experiências operacionais para todos eles. Sendo o tempo contabilizado, aquele da operação de cada reator nuclear de pesquisa desde a data da primeira operação quando o reator ficou crítico pela primeira vez até o mês de março de 2008, de todos os reatores nucleares de pesquisa sob controle regulatório;

3.2. Do IRSRR^(2,3) obteve-se o número dos incidentes com seus relatórios atualizados até março de 2008 e correlacionados com a experiência operacional em reator x ano e suas frações de operação;

3.3. De posse dos dados dos itens 3.1 e 3.2 da metodologia montamos uma planilha no programa Excel;

3.4. Usando a planilha eletrônica verificou-se em que categoria das nove poderia ser colocada, cada um dos dados nela contido;

3.5. As nove categorias de eventos são:

Categoria do relatório - neste encontra-se a descrição do incidente na forma geral, identificando o incidente.

Status da planta na ocorrência do incidente- mostrar-se-á nos cálculos que este parâmetro não influencia sobre os dados de probabilidade, se a falha ocorreu em potência ou no início da operação.

Falha e sistemas afetados do reator.

Falha e componentes afetados do reator.

Causas principais do evento.

Efeitos sobre a operação - o cálculo das probabilidades do incidente tornou-se sem importância.

Características do incidente - será associada às causas principais do incidente.

Natureza da falha ou erro - será associada às causas principais do incidente, no contexto da classificação do incidente.

Natureza das ações de reconversão do incidente - desnecessário para este trabalho.

Como existem nos relatórios da base de dados IRSRR⁽²⁾, um total de 154 incidentes, teríamos uma média de 17,1 incidentes por categoria, o que resulta em um número muito pequeno e uma estatística pobre. Então se optou reordenar as nove categorias em quatro de acordo com a causa principal do incidente, desta maneira o número de incidentes por categoria passou para 38,5;

3.6. Para se obter os conhecimentos especificados neste item, cursou-se a disciplina, Tópicos Especiais de Estatística Aplicada à Tecnologia Nuclear, carga horária de 150 horas, oferecida pela pós-graduação IPEN/USP com 10 créditos. Esta disciplina ofereceu o conteúdo teórico básico de estatística e direcionou o trabalho a bom termo. Além disso, forneceu noções do programa Scilab versão 5.1.1. (ANEXO 9.2). Para complemento dos conhecimentos, estudaram-se vários compêndios da literatura de estatística^(37,38);

3.7. O conhecimento adquirido no item anterior e descrito no item 2.6 deste trabalho permitiu formular um programa específico direcionado a APS para as distribuições Chi-quadrado e Fischer incluindo as equações, 14, 15, 19 e 20 tiradas do TECDOC-636⁽³⁵⁾ do OIEA no programa principal Scilab versão 5.1.1. (ANEXO 9.2);

3.8. Os conhecimentos do item anterior serviram para efetuar os cálculos das probabilidades por tipo de incidente e por tipo de reator nuclear de pesquisa por APS;

3.9. Os resultados das probabilidades foram colocados em Tabelas, tanto pela APD como APS;

3.10. Fazendo uso do trabalho de Sordi⁽³⁶⁾ pode-se calcular as doses máximas admissíveis admitidas pela CIPR⁽¹¹⁾ em função dos resultados das probabilidades encontradas;

3.11. Com base aos resultados encontrados verificou-se que fazem jus discussões que a nosso ver são as mais importantes;

3.12. Em função do trabalho realizado constatou-se que ele pode dar origem a outros em áreas correlatas; relacionados em trabalhos futuros.

4. RESULTADOS

4.1 Reordenamento e a classificação dos incidentes

Na TAB. 3 colocaram-se o tipo de reator, sua experiência operacional, o número de incidentes ocorridos, tipo de falha e outras causas de eventos na classificação em quatro categorias. Com isto obteve-se uma média de 38,5 incidentes por categoria.

Observação: Outras causas de eventos na classificação da TAB. 3 estão associadas a vários fatores, como: problemas externos ambientais (terremotos, fortes chuvas, calor, frio, fogo, inundações, tempestades), erro de projeto, programa de computador (software), gerenciamento, comunicação, cultura de segurança, idade da planta, manutenção, testes ou inspeções preventivas, controle de qualidade.

Informa-se que na coluna referente à experiência operacional, onde aparece reator x ano e suas frações, os anos em sua parte decimal indica a fração em anos referente à soma dos meses e dias daqueles reatores relacionados que não completaram o último ano, até a data considerada neste trabalho, março de 2008.

Informa-se ainda que onde consta 0,0 de experiência operacional, significa que o incidente é do próprio reator que esta acima da indicação 0,0 no qual consta a experiência operacional diferente de 0,0. Exemplo TAB.3 onde consta o tipo de reator Água pesada 50,2 de experiência operacional, logo abaixo 0,0.

TABELA 3 - Tipos de incidentes de acordo com a experiência operacional e agrupamento de acordo com a classificação em quatro categorias.

Tipo de reator	Experiência Operacional (Reator x Ano)	Nº de Incidentes	Erro Humano	Falha Mecânica e Erro Humano	Falha Eletro-Mecânica	Outras Causas de Eventos
Unidade Critica	17,2	1	▲			
Piscina	39,8	1	▲			
Piscina (em constr.)	0,0	1			▲	
Piscina (em constr.)	0,0	1	▲			
Água Pesada	50,2	1	▲			
Água Pesada	0,0	1			▲	
Triga Mark II	46,2	1				▲
Triga Mark II	0,0	1				▲
Triga Mark II	0,0	1	▲			
Triga Mark II	0,0	1				▲
Triga Mark II	0,0	1				▲
Grafite	51,9	1		▲		
Piscina em Tanque	46,9	1	▲			
Piscina em Tanque	0,0	1		▲		
Piscina em Tanque	0,0	1		▲		

Tipo de reator	Experiência Operacional (Reator x Ano)	Nº de Incidentes	Erro Humano	Falha Mecânica e Erro Humano	Falha Eletro-Mecânica	Outras Causas de Eventos
Piscina em Tanque	0,0	1			▲	
Piscina em Tanque	0,0	1	▲			
Piscina em Tanque	0,0	1	▲			
Piscina em Tanque	0,0	1			▲	
Piscina em Tanque	0,0	1			▲	
Piscina em Tanque	0,0	1		▲		
Piscina em Tanque	0,0	1		▲		
Piscina em Tanque	0,0	1			▲	
Piscina em Tanque	0,0	1			▲	
Piscina em Tanque	0,0	1			▲	▲
Piscina em Tanque	0,0	1	▲			
Piscina em Tanque	0,0	1			▲	
Água Pressurizada	24,9	1				▲
Piscina	50,6	1			▲	
Piscina	27,9	1			▲	
Piscina	0,0	1			▲	
Piscina	0,0	1	▲			
Piscina	49,0	1		▲		
Água Pesada	50,4	1		▲		
Água Pesada	45,7	1				▲
Piscina	33,5	1			▲	
Piscina em Tanque	28,3	1		▲		
Piscina em Tanque	0,0	1			▲	
Piscina	10,3	1	▲			
Piscina	0,0	1	▲			
Triga Mark II	46,0	1			▲	
Argonauta	46,7	1	▲			
Unidade Crítica	23,3	1	▲			
Água Pesada	36,8	1		▲		
Piscina	41,6	1		▲		
Piscina	0,0	1	▲			
Piscina	29,7	1				▲
Piscina	34,7	1				▲
Piscina	0,0	1				▲
Piscina	0,0	1				▲
Piscina	34,3	1			▲	
Piscina	37,3	1			▲	
Tanque WWR	49,0	1			▲	
Tanque WWR	0,0	1	▲			
Água Pesada	47,8	1			▲	
Água Pesada	0,0	1			▲	
Água Pesada	0,0	1			▲	
Água Pesada	22,7	1				▲
Água Pesada	0,0	1		▲		
Água Pesada	0,0	1			▲	
Piscina	40,4	1			▲	
Piscina	0,0	1		▲		
Piscina	0,0	1			▲	
Piscina	0,0	1			▲	

Tipo de reator	Experiência Operacional (Reator x Ano)	Nº de Incidentes	Erro Humano	Falha Mecânica e Erro Humano	Falha Eletro-Mecânica	Outras Causas de Eventos
Piscina	0,0	1		▲		
Piscina	0,0	1		▲		
Piscina	0,0	1			▲	
Triga Mark II	42,4	1		▲		
Rápido refrig. a Na	31,0	1				▲
Piscina	0,0	1				▲
Piscina em Tanque	40,0	1			▲	
Piscina em Tanque	0,0	1			▲	
Piscina em Tanque	36,2	1	▲			
Piscina	13,1	1			▲	
Piscina	0,0	1			▲	
Triga Mark III	23,7	1				▲
Triga Mark III	0,0	1				▲
Triga Mark III	0,0	1				▲
Piscina	36,8	1				
Piscina	0,0	1			▲	
Piscina em Tanque	46,4	1				▲
Piscina em Tanque	0,0	1			▲	
Piscina em Tanque	0,0	1				▲
Piscina em Tanque	0,0	1			▲	
Piscina em Tanque	41,4	1		▲		
Piscina	42,3	1			▲	
Piscina	0,0	1		▲		
Piscina	0,0	1			▲	
Piscina	33,3	1				▲
Piscina	0,0	1				▲
Tanque WWR	36,7	1	▲			
Tanque WWR	0,0	1	▲			
Tanque WWR	0,0	1	▲			
Piscina	47,0	1			▲	
Triga Dois Núcleos	28,5	1				▲
Triga Dois Núcleos	0,0	1				▲
Triga Dois Núcleos	0,0	1				▲
Circuito Fechado	49,9	1	▲			
Circuito Fechado	0,0	1	▲			
Piscina	41,4	1			▲	
Piscina	0,0	1		▲		
Vaso Pressão	47,2	1	▲			
Tanque WWR	48,3	1			▲	
Tanque WWR	0,0	1			▲	
Tanque WWR	0,0	1			▲	
Tanque WWR	0,0	1			▲	
Tanque WWR	43,5	1			▲	
Tanque WWR	46,3	1			▲	
Água Pesada	43,3	1			▲	
Água Pesada	0,0	1		▲		
Água Pesada	0,0	1			▲	
Água Pesada	0,0	1		▲		

Tipo de reator	Experiência Operacional (Reator x Ano)	Nº de Incidentes	Erro Humano	Falha Mecânica e Erro Humano	Falha Eletro-Mecânica	Outras Causas de Eventos
Água Pesada	0,0	1				▲
Unidade Crítica	0,0	1				▲
Unidade Crítica	0,0	1				▲
Piscina	47,8	1			▲	
Piscina	0,0	1			▲	
Piscina em Tanque	47,9	1		▲		
Triga Mark III	30,4	1				▲
Piscina	13,6	1			▲	
Piscina	0,0	1				▲
Piscina	0,0	1				▲
Piscina	27,7	1		▲		
Piscina	0,0	1			▲	
Tanque WWR	47,4	1			▲	
Tanque WWR	0,0	1				▲
Multiplicação Rápida	12,1	1	▲			
Piscina em Tanque	23,3	1				▲
Piscina	50,6	1				▲
Piscina	0,0	1	▲			
Piscina	0,0	1				▲
Triga Mark III	9,0	1				▲
Triga Mark III	0,0	1			▲	
Triga Mark III	0,0	1			▲	
Homogêneo (I)	5,9	1				▲
Triga Mark II	45,5	1	▲			
Homogêneo (I)	27,9	1				▲
Piscina em Tanque	18,6	1			▲	
Piscina em Tanque	0,0	1				▲
Piscina em Tanque	29,1	1				▲
Piscina	47,1	1			▲	
Piscina	36,3	1		▲		
Piscina em Tanque	9,8	1				▲
Homogêneo (I)	22,9	1			▲	
Triga Convencional	23,6	1	▲			
Piscina	33,3	1		▲		
Argonauta	38,6	1			▲	
Piscina	38,1	1			▲	
Piscina	0,0	1				▲
Triga Convencional	47,0	1	▲			
Piscina em Tanque	4,0	1			▲	
Piscina	45,1	1			▲	
Piscina	0,0	1	▲			
TOTAL	2664,1	154	30	24	59	41

A seguir apresentamos os resultados da TAB. 3 em forma de figura para fornecer uma melhor visão do conjunto.

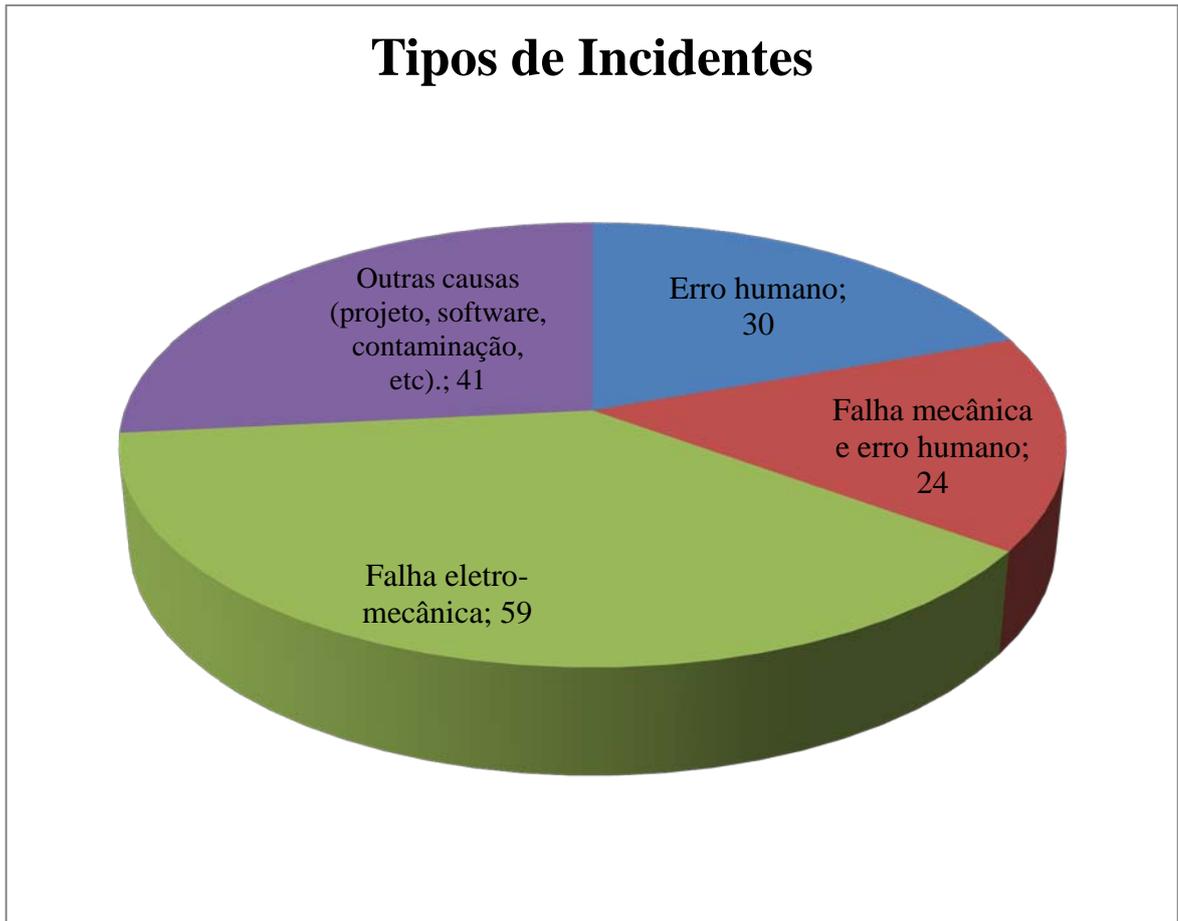


FIGURA 3 - Gráfico - Tipos de Incidentes

Na TAB. 4, colocaram-se o tipo de reator nuclear de pesquisa, a experiência operacional parcial dos reatores sem incidentes e com incidentes, sua somatória e o número total dos incidentes^(1,2,3).

TABELA 4 - Tipo de reator nuclear de pesquisa, a experiência operacional parcial dos reatores sem incidentes e com incidentes, sua somatória e o número total dos incidentes^(1,2,3).

Por tipo de reator	Experiência Operacional (Reator x Ano) Sem Incidentes	Experiência Operacional (Reator x Ano) Com Incidentes	Experiência Operacional (Reator x Ano) Total	Nº de Incidentes
Argonauta	684,2	85,4	769,6	2
Unidade Crítica	2793,6	40,5	2834,1	4
Multiplicação Rápida	166,4	12,1	178,5	1
Rápido, Refrigerado a Na	12,1	31,0	43,1	1
Grafite	284,2	51,9	336,1	1
Água Pesada	762,7	296,8	1059,6	17
Homogêneo (L)	379,7	56,6	436,3	3
Circuito Fechado	0,0	49,9	49,9	2
Piscina	3072,2	982,4	4054,6	54
Vaso de Pressão	0,0	47,2	47,2	1
Potência PWR	0,0	24,9	24,9	1
Piscina em Tanque	1298,3	371,9	1670,2	34
Tanque WWR	285,9	271,2	557,1	13
Triga Convencional	355,4	70,7	426,1	2
Triga dois núcleos	0,0	28,4	28,4	3
Triga Mark II	613,7	180,0	793,7	8
Triga Mark III	70,2	63,2	133,3	7
Total	10778,6	2664,1	13442,7	154
Outros reatores sem incidentes 95	503 reatores sem incidentes	77 reatores com incidentes	Total de 675 reatores	
Experiência operacional reatores não relacionados na Tabela, sem incidentes.	3959,5			
	14738,1	2664,1	17402,2	

A diferença entre a experiência operacional total (17402,2)⁽¹⁾, que é o resultado da soma dos anos e suas frações de operação de todos os reatores sob controle regulatório e a parcial (2664,1)^(1,2), que representa a soma dos anos de operação de todos os reatores que tiveram incidentes, significa que em 15,3% da experiência operacional dos reatores

nucleares de pesquisa, houveram 154 incidentes, considerando o período até março de 2008, data da última atualização, por expirar o prazo de acesso restrito ao IRSRR^(2,3).

A partir das TAB. 3 e 4 determinaram-se as probabilidades tanto pela teoria determinística como pela probabilística fazendo uso das equações 14, 15, 19, 20, advindas da teoria de APS⁽³⁷⁾, usadas no programa Scilab 5.1.1 (Anexo 9.2) das distribuições Chi-quadrado e Fischer, no limite de confiança de 90%.

4.2. Resultados das probabilidades determinísticas por tipo de reator.

Os resultados foram obtidos através de cálculo simples por APD considerando o número de incidentes e suas experiências operacionais totais dadas em (reator x ano e frações).

Para tanto se utilizou a equação:

$$P_{det} = nd/d \quad (21)$$

Onde: Pdet = Probabilidade determinística

nd = n° incidentes

d= demanda (experiência operacional parcial (reator x ano) para cada tipo de reator.

Os resultados encontram-se na TAB.5 intitulada:

Probabilidades Determinísticas por tipo de reator em ordem decrescente de probabilidades.

TABELA 5 - Probabilidades Determinísticas por tipo de reator em ordem decrescente de probabilidades.

Por tipo de reator	Experiência Operacional (Reator x Ano) - Sem Incidentes	Experiência Operacional (Reator x Ano) - Com Incidentes	Experiência Operacional (Reator x Ano) - Todos	Nº de Incidentes	Probabilidade Determinística (Nº Incidentes/Experiência Operacional)	Desvio Padrão (%)
Triga dois núcleos	0,0	28,4	28,4	3	$1,05 \times 10^{-1}$	1,03
Triga Mark III	70,2	63,2	133,3	7	$5,25 \times 10^{-2}$	0,72
Potencia PWR	0,0	24,9	24,9	1	$4,02 \times 10^{-2}$	0,63
Tipo Circuito Fechado	0,0	49,9	49,9	2	$4,01 \times 10^{-2}$	0,63
Tanque WWR	285,9	271,2	557,1	13	$2,33 \times 10^{-2}$	0,48
Rápido, refrigerado a Na	12,1	31,0	43,1	1	$2,32 \times 10^{-2}$	0,48
Vaso de Pressão	0,0	47,2	47,2	1	$2,11 \times 10^{-2}$	0,46
Piscina em tanque	1298,3	372,0	1670,2	34	$2,03 \times 10^{-2}$	0,45
Água pesada	762,7	296,8	1059,6	17	$1,60 \times 10^{-2}$	0,40
Piscina	3072,2	982,5	4054,7	54	$1,33 \times 10^{-2}$	0,36
Triga Mark II	613,7	180,1	793,8	8	$1,01 \times 10^{-2}$	0,32
Homogêneo (L)	379,7	56,6	436,3	3	$6,86 \times 10^{-3}$	0,26
Multiplificação rápida	166,4	12,1	178,5	1	$5,60 \times 10^{-3}$	0,24
Triga Convencional	355,4	70,7	426,1	2	$4,69 \times 10^{-3}$	0,22
Grafite	284,2	51,9	336,1	1	$2,97 \times 10^{-3}$	0,17
Argonauta	684,2	85,4	769,6	2	$2,59 \times 10^{-3}$	0,16
Unidade crítica	2793,6	40,5	2834,1	4	$1,41 \times 10^{-3}$	0,12
	10778,6	2664,1	13442,7	154		

4.3. Resultado das probabilidades determinísticas por tipo de incidentes.

Fazendo uso da equação 21 obteve-se a TAB. 6.

TABELA 6 - Probabilidade determinística por tipo de incidentes.

Tipos de Incidente	d	nd	Pdet.
Falha eletro-mecânica	17402,2	59	$3,38 \times 10^{-3}$
Outras causas (projeto, programas, contaminação)	17402,2	41	$2,35 \times 10^{-3}$
Erro humano	17402,2	30	$1,72 \times 10^{-3}$
Falha mecânica e erro humano	17402,2	24	$1,37 \times 10^{-3}$

Onde:

Pdet = Probabilidade

nd = n° incidentes

d= demanda (experiência operacional parcial (reator x ano) para cada tipo de reator.

4.4. Resultados das Probabilidades por categoria de Incidentes e por Tipo de Reator Nuclear de Pesquisa usando APS.

O programa Scilab 5.1.1 usado para calcular as probabilidades deste trabalho, foi escolhido por ser de acesso livre e também aceita as plataformas Windows e Linux para uso contínuo.

Fazendo uso das equações 14, 15, 19 e 20 no Programa Scilab 5.1.1, obteve-se a TAB.7.

TABELA 7 - Probabilidades (P_{Li} e P_{LS}) por categoria de Incidentes usando Distribuição de Fischer e Chi-quadrado, no Programa Scilab 5.1.1.

Categoria de Incidente	d	nd	F_{Li}	F_{LS}	P_{Li} $\times 10^{-3}$	P_{LS} $\times 10^{-3}$	P_{LiChi} $\times 10^{-3}$	P_{LSChi} $\times 10^{-3}$
Falha eletro-mecânica	17402,2	59	1,256	1,221	2,69	4,20	2,69	4,20
Outras causas	17402,2	41	1,320	1,267	1,78	3,05	1,78	3,05
Erro humano	17402,2	30	1,389	1,312	1,24	2,33	1,24	2,33
Falha mecânica e erro humano	17402,2	24	1,450	1,350	0,95	1,93	0,95	1,93

Onde:

d= demanda

nd=número de incidentes

F_{Li} = número de Fischer no limite inferior

F_{LS} = número de Fischer no limite superior

P_{Li} = probabilidade no limite inferior da distribuição de Fischer

P_{Ls} = probabilidade no limite superior da distribuição de Fischer

P_{LiChi} = probabilidade no limite inferior da distribuição Chi-quadrado

P_{LsChi} = probabilidade no limite superior da distribuição Chi-quadrado

Desmembramos a TAB. 7 em duas TAB. 8 e 9 para facilitar o cálculo das doses máximas admissíveis e acrescentamos a sua Probabilidade média.

TABELA 8 - Probabilidades (P_{Li} e P_{Ls}) por categoria de Incidentes usando Distribuição de Fischer no Programa Scilab 5.1.1., e a média das Probabilidades.

Categoria de Incidentes	$P_{Li} \times 10^{-3}$	$P_{Ls} \times 10^{-3}$	$P_m \times 10^{-3}$
Falha eletro-mecânica	2,70	4,20	3,45
Outras causas	1,78	3,05	2,41
Erro humano	1,24	2,33	1,78
Falha mecânica e erro humano	0,95	1,93	1,44

Onde:

P_{Li} = Probabilidade calculada no limite inferior, distribuição de Fischer

P_{Ls} = Probabilidade calculada no limite superior, distribuição de Fischer

P_m = Média das Probabilidades

TABELA 9 - Probabilidades (P_{LiChi} e P_{LsChi}) por categoria de Incidentes usando Distribuição Chi-quadrado no Programa Scilab 5.1.1., e a média das Probabilidades.

Categoria de Incidentes	$P_{LiChi} \times 10^{-3}$	$P_{LsChi} \times 10^{-3}$	$P_{mChi} \times 10^{-3}$
Falha eletro-mecânica	2,70	4,20	3,45
Outras causas	1,78	3,05	2,41
Erro humano	1,24	2,33	1,78
Falha mecânica e erro humano	0,95	1,93	1,44

Onde:

P_{LiChi} = Probabilidade calculada no limite inferior, distribuição Chi-quadrado

P_{LsChi} = Probabilidade calculada no limite superior, distribuição Chi-quadrado

P_{mChi} = Média das Probabilidades

Na Tabela 10 foram colocadas as Probabilidades (P_{Li} e P_{LS}) por APS, usando a distribuição de Fischer e Chi-Quadrado(P_{LiChi} e P_{LSChi}) resultantes dos cálculos de probabilidade no programa Scilab 5.1.1, por tipo de reator nuclear de pesquisa.

TABELA 10 - Probabilidades (P_{Li} e P_{LS}) por APS, usando a distribuição de Fischer e Chi-Quadrado(P_{LiChi} e P_{LSChi}) no programa Scilab 5.1.1, por tipo de reator.

Tipos de Reator	d	nd	F_{Li}	F_{LS}	P_{Li}	P_{LS}	P_{LiChi}	P_{LSChi}
Triga Dois Núcleos	28	3	3,750	2,129	$0,29 \times 10^{-1}$	$2,54 \times 10^{-1}$	$0,29 \times 10^{-1}$	$2,77 \times 10^{-1}$
Água Pressurizada	25	1	19,475	2,565	$2,05 \times 10^{-3}$	$1,76 \times 10^{-1}$	$2,05 \times 10^{-3}$	$1,89 \times 10^{-1}$
Circuito Fechado	50	2	5,664	2,194	$7,15 \times 10^{-3}$	$1,20 \times 10^{-1}$	$7,10 \times 10^{-3}$	$1,26 \times 10^{-1}$
Rápido Refrig, a Sódio	43	1	19,484	2,480	$1,19 \times 10^{-3}$	$1,05 \times 10^{-2}$	$1,19 \times 10^{-3}$	$1,10 \times 10^{-1}$
Vaso de Pressão	47	1	19,485	2,470	$1,09 \times 10^{-3}$	$9,70 \times 10^{-2}$	$1,09 \times 10^{-3}$	$1,09 \times 10^{-2}$
Triga Mark III	133	7	2,153	1,683	$2,49 \times 10^{-2}$	$9,66 \times 10^{-2}$	$2,47 \times 10^{-2}$	$9,88 \times 10^{-2}$
Tanque (WWR)	557	13	1,697	1,486	$1,38 \times 10^{-2}$	$3,68 \times 10^{-2}$	$1,38 \times 10^{-2}$	$3,71 \times 10^{-2}$
Piscina em Tanque	1670	34	1,362	1,297	$1,50 \times 10^{-2}$	$2,70 \times 10^{-2}$	$1,49 \times 10^{-2}$	$2,71 \times 10^{-2}$
Multiplicação Rápida	179	1	19,492	2,397	$0,28 \times 10^{-3}$	$2,62 \times 10^{-2}$	$0,28 \times 10^{-3}$	$2,65 \times 10^{-2}$
Reator de Água Pesada	1060	17	1,573	1,422	$1,02 \times 10^{-2}$	$2,39 \times 10^{-2}$	$1,02 \times 10^{-2}$	$2,40 \times 10^{-2}$
Triga Mark II	794	8	2,013	1,610	$5,02 \times 10^{-3}$	$1,81 \times 10^{-2}$	$5,01 \times 10^{-3}$	$1,81 \times 10^{-2}$
Reator Homogêneo(I)	436	3	3,673	1,949	$1,88 \times 10^{-3}$	$1,77 \times 10^{-2}$	$1,87 \times 10^{-3}$	$1,78 \times 10^{-2}$
Piscina	4055	54	1,275	1,235	$1,03 \times 10^{-2}$	$1,64 \times 10^{-2}$	$1,03 \times 10^{-2}$	$1,64 \times 10^{-2}$
Triga Convencional	426	2	5,632	2,109	$0,83 \times 10^{-3}$	$1,47 \times 10^{-2}$	$0,83 \times 10^{-3}$	$1,47 \times 10^{-2}$
Grafite	336	1	19,494	2,385	$0,15 \times 10^{-3}$	$1,40 \times 10^{-2}$	$0,15 \times 10^{-3}$	$1,41 \times 10^{-2}$
Argonauta	770	2	5,630	2,104	$0,46 \times 10^{-3}$	$8,15 \times 10^{-3}$	$0,46 \times 10^{-3}$	$8,17 \times 10^{-3}$
Unidade Crítica	2834	2	5,628	2,100	$0,12 \times 10^{-3}$	$2,22 \times 10^{-3}$	$0,12 \times 10^{-3}$	$2,22 \times 10^{-3}$

Onde:

d= demanda

nd=número de incidentes

F_{Li} = número de Fischer no limite inferior

F_{LS} = número de Fischer no limite superior

P_{Li} = probabilidade no limite inferior da distribuição de Fischer

P_{LS} = probabilidade no limite superior da distribuição de Fischer

P_{LiChi} = probabilidade no limite inferior da distribuição Chi-quadrado

P_{LSChi} = probabilidade no limite superior da distribuição Chi-quadrado

A seguir desmembraram-se a TAB. 10 em duas TAB. 11 e 12 para facilitar o cálculo das doses máximas admissíveis e acrescentou-se a sua Probabilidade média.

TABELA 11 - Resultados das probabilidades por APS pela distribuição de Fischer para os níveis inferior, superior e médio por tipo de reator nuclear de pesquisa.

Tipo de Reator	P_{Li}	P_{LS}	$P_{m\u00e9dia}$
Triga Dois N\u00facleos	$0,29 \times 10^{-1}$	$2,54 \times 10^{-1}$	$1,41 \times 10^{-1}$
\u00c1gua Pressurizada	$2,05 \times 10^{-3}$	$1,76 \times 10^{-1}$	$8,90 \times 10^{-2}$
Circuito Fechado	$7,15 \times 10^{-3}$	$1,20 \times 10^{-1}$	$6,39 \times 10^{-2}$
Triga Mark III	$2,49 \times 10^{-2}$	$9,66 \times 10^{-2}$	$6,07 \times 10^{-2}$
R\u00e1pido Refrigerao a S\u00f3dio	$1,19 \times 10^{-2}$	$1,05 \times 10^{-1}$	$5,84 \times 10^{-2}$
Vaso de Press\u00e3o	$1,09 \times 10^{-3}$	$9,70 \times 10^{-2}$	$4,90 \times 10^{-2}$
Tanque (WWR)	$1,38 \times 10^{-2}$	$3,68 \times 10^{-2}$	$2,53 \times 10^{-2}$
Piscina em Tanque	$1,50 \times 10^{-2}$	$2,70 \times 10^{-2}$	$2,10 \times 10^{-2}$
\u00c1gua Pesada	$1,02 \times 10^{-2}$	$2,39 \times 10^{-2}$	$1,71 \times 10^{-2}$
Piscina	$1,02 \times 10^{-2}$	$1,64 \times 10^{-2}$	$1,33 \times 10^{-2}$
Multiplica\u00e7\u00e3o R\u00e1pida	$2,86 \times 10^{-4}$	$2,62 \times 10^{-2}$	$1,32 \times 10^{-2}$
Homog\u00eaneo (I)	$1,88 \times 10^{-3}$	$1,77 \times 10^{-2}$	$9,78 \times 10^{-3}$
Triga Convencional	$8,34 \times 10^{-4}$	$1,47 \times 10^{-2}$	$7,76 \times 10^{-3}$
Grafite	$1,52 \times 10^{-4}$	$1,40 \times 10^{-2}$	$7,09 \times 10^{-3}$
Argonauta	$4,61 \times 10^{-4}$	$8,15 \times 10^{-3}$	$4,30 \times 10^{-3}$
Unidade Cr\u00edtica	$1,25 \times 10^{-4}$	$2,21 \times 10^{-3}$	$1,17 \times 10^{-3}$

TABELA 12 - Resultado de probabilidade por APS pela distribui\u00e7\u00e3o Chi-quadrado para os n\u00edveis inferior, superior e m\u00e9dio por tipo de reator nuclear de pesquisa.

Tipo de Reator	P_{LiChi}	P_{LSChi}	P_{Chi} m\u00e9dia
Triga Dois N\u00facleos	$2,92 \times 10^{-2}$	$2,77 \times 10^{-1}$	$1,53 \times 10^{-1}$
Homog\u00eaneo (I)	$2,05 \times 10^{-3}$	$1,89 \times 10^{-1}$	$9,59 \times 10^{-2}$
\u00c1gua Pressurizada	$7,11 \times 10^{-3}$	$1,26 \times 10^{-2}$	$6,65 \times 10^{-2}$
Triga Mark III	$2,47 \times 10^{-2}$	$9,88 \times 10^{-2}$	$6,17 \times 10^{-2}$
Vaso de Press\u00e3o	$1,19 \times 10^{-3}$	$1,10 \times 10^{-1}$	$5,57 \times 10^{-2}$
Triga Convencional	$1,09 \times 10^{-3}$	$1,01 \times 10^{-1}$	$5,10 \times 10^{-2}$
Tanque (WWR)	$1,38 \times 10^{-2}$	$3,71 \times 10^{-2}$	$2,54 \times 10^{-2}$
Tanque em Piscina	$1,49 \times 10^{-2}$	$2,71 \times 10^{-2}$	$2,10 \times 10^{-2}$
\u00c1gua Pesada	$1,02 \times 10^{-2}$	$2,40 \times 10^{-2}$	$1,71 \times 10^{-2}$
Grafite	$2,86 \times 10^{-4}$	$2,65 \times 10^{-2}$	$1,34 \times 10^{-2}$
Piscina	$1,02 \times 10^{-2}$	$1,64 \times 10^{-2}$	$1,33 \times 10^{-2}$
R\u00e1pido Refrig. a S\u00f3dio	$1,87 \times 10^{-3}$	$1,78 \times 10^{-2}$	$9,83 \times 10^{-3}$
Circuito Fechado	$7,69 \times 10^{-3}$	$1,01 \times 10^{-2}$	$8,89 \times 10^{-3}$
Argonauta	$8,34 \times 10^{-4}$	$1,47 \times 10^{-2}$	$7,80 \times 10^{-3}$
Multiplica\u00e7\u00e3o R\u00e1pida	$4,61 \times 10^{-4}$	$8,17 \times 10^{-3}$	$4,32 \times 10^{-3}$
Unidade Cr\u00edtica	$1,25 \times 10^{-4}$	$2,22 \times 10^{-3}$	$1,17 \times 10^{-3}$

4.5. Determinação das doses máximas admissíveis que cada tipo de Incidente pode apresentar.

Informa-se que a equação 6, será usada para calcular as doses efetivas com valores de 50mSv/ano e maiores de acordo com as probabilidades encontradas no trabalho de 10^{-2} a 10^{-3} tanto por APD como APS, pelo ajuste das curvas nas FIG. 1 e 2.

Os valores do limite máximo de dose com as probabilidades superiores ou iguais 10^{-2} /ano, são de 50 mSv/ano como é mandatório de acordo com a ICRP⁽¹¹⁾.

Este procedimento é válido para todas as tabelas dos cálculos de dose por tipo de reator nuclear de pesquisa, tanto por APD como APS, isto é, a partir da tabela 13 até 18.

4.5.1. Doses máximas a partir do Resultado de Probabilidades por APD, singulares, por tipo de reator e categoria de incidentes.

Fazendo uso da equação 6 ajustada⁽³⁶⁾ no programa Origin 6.0, determinaram-se as doses máximas para cada tipo de evento usando os resultados de probabilidades calculadas por APD, a partir das Tabelas 5 e 6, por tipo de reator e por tipo de incidentes, respectivamente, os resultados encontram-se nas TAB. 13 e 14.

TABELA 13 - Probabilidades e doses máximas admissíveis a partir da TAB.5.

Tipo reator	P	D
	Probabilidade determinística	Doses máximas (mSv)
Triga dois núcleos	$1,06 \times 10^{-1}$	50,0
Triga Mark III	$5,25 \times 10^{-2}$	50,0
Potencia PWR	$4,02 \times 10^{-2}$	50,0
Tipo Circuito Fechado	$4,01 \times 10^{-2}$	50,0
Tanque WWR	$2,33 \times 10^{-2}$	50,0
Rápido, refrigerado a Na	$2,32 \times 10^{-2}$	50,0
Vaso de Pressão	$2,12 \times 10^{-2}$	50,0
Piscina em tanque	$2,04 \times 10^{-2}$	50,0
Água pesada	$1,60 \times 10^{-2}$	50,0
Piscina	$1,33 \times 10^{-2}$	50,0
Triga Mark II	$1,01 \times 10^{-2}$	50,0
Homogêneo (L)	$6,88 \times 10^{-3}$	100,7
Multiplicação rápida	$5,60 \times 10^{-3}$	101,6
Triga Convencional	$4,69 \times 10^{-3}$	102,4
Grafite	$2,98 \times 10^{-3}$	105,0
Argonauta	$2,60 \times 10^{-3}$	106,0
Unidade crítica	$1,41 \times 10^{-3}$	111,7

TABELA 14 - Probabilidades e doses máximas admissíveis por tipo de incidentes a partir da TAB.6.

Categoria de Incidentes	P Probabilidade determinística	D Doses máximas (mSv)
Falha eletro-mecânica	$3,38 \times 10^{-3}$	104,2
Outras causas (projeto, programas, contaminação)	$2,35 \times 10^{-3}$	106,7
Erro humano	$1,72 \times 10^{-3}$	109,6
Falha mecânica e erro humano	$1,38 \times 10^{-3}$	112,0

4.5.2 Doses máximas admissíveis, obtidas dos resultados de probabilidades por APS, distribuições de Fischer e Chi-quadrado, respectivamente.

4.5.2.1. Doses obtidas usando as probabilidades médias⁽³⁷⁾ usando a distribuição de Fischer no programa Scilab 5.1.1, fazendo uso da equação 6, ajustada no programa Origin 6.0⁽³⁶⁾, por tipo de incidentes da TAB. 8.

TABELA 15 – Doses máximas admissíveis, calculadas pela Pmédia, distribuição de Fischer.

Por tipo de Incidente	Pmédia	Limite de Dose da Pmédia (mSv)
Falha eletro-mecânica	$3,45 \times 10^{-3}$	104,1
Outras causas	$2,31 \times 10^{-3}$	106,9
Erro humano	$1,78 \times 10^{-3}$	109,2
Falha mecânica e erro humano	$1,44 \times 10^{-3}$	111,4

Onde:

Pmédia = Média das Probabilidades

4.5.2.2. Doses obtidas usando as probabilidades médias⁽³⁵⁾ APS usando a distribuição Chi-quadrado no programa Scilab 5.1.1 (Anexo 9.2) fazendo uso da equação 6, ajustada no programa Origin 6.0⁽³⁶⁾ por tipo de incidentes da Tabela 9.

TABELA 16 - Doses máximas admissíveis, calculadas pela Pmédia, por categoria de incidentes pela distribuição Chi-quadrado.

Por tipo de Incidente	P _{Chi} Média	Limite de Dose, da P _{Chi} média (mSv)
Falha eletro-mecânica	$3,45 \times 10^{-3}$	104,1
Outras causas	$2,41 \times 10^{-2}$	106,9
Erro humano	$1,78 \times 10^{-3}$	109,2
Falha mecânica e erro humano	$1,44 \times 10^{-3}$	111,4

Onde:

P_{Chi} média = Média das Probabilidades

4.5.2.3. Doses máximas admissíveis, obtidas por APS⁽³⁵⁾, por Tipo de reator, distribuição de Fischer.

Os resultados das doses obtidos usando as probabilidades médias calculadas pela distribuição de Fischer no programa Scilab 5.1.1 (Anexo 9.2) fazendo uso da equação 6, ajustada⁽³⁶⁾ no programa Origin 6.0, por tipo de reatores nucleares de pesquisa da Tabela 11.

TABELA 17 - Doses máximas admissíveis da distribuição de Fischer para as Pmédias, por tipo de reator nuclear de pesquisa da Tabela 11.

Tipo de Reator	Pmédia	Limite de Dose da Pmédia (mSv)
Triga Dois Núcleos	$1,42 \times 10^{-1}$	50,0
Água Pressurizada	$8,91 \times 10^{-2}$	50,0
Circuito Fechado	$6,38 \times 10^{-2}$	50,0
Triga Mark III	$6,07 \times 10^{-2}$	50,0
Rápido Refrig. a Sódio	$5,34 \times 10^{-2}$	50,0
Vaso de Pressão	$4,90 \times 10^{-2}$	50,0
Tanque (WWR)	$2,53 \times 10^{-2}$	50,0
Tanque em Piscina	$2,10 \times 10^{-2}$	50,0
Água Pesada	$1,71 \times 10^{-2}$	50,0
Piscina	$1,33 \times 10^{-2}$	50,0
Multiplicação Rápida	$1,32 \times 10^{-2}$	50,0
Homogêneo (I)	$9,78 \times 10^{-3}$	100,1
Triga Convencional	$7,77 \times 10^{-3}$	100,3
Grafite	$7,09 \times 10^{-3}$	100,6
Argonauta	$4,31 \times 10^{-3}$	102,8
Unidade Crítica	$1,17 \times 10^{-3}$	114,0

4.5.2.4. Doses máximas admissíveis, obtidas por APS⁽³⁵⁾, por Tipo de reator nuclear de pesquisa, distribuição Chi-quadrado.

Os resultados das doses obtidos usando as probabilidades médias calculadas pela distribuição Chi-quadrado no programa Scilab 5.1.1 (Anexo 9.2) fazendo uso da equação 6, ajustada⁽³⁶⁾ no programa Origin 6.0, por tipo de reatores nucleares de pesquisa da TAB. 12.

TABELA 18 - Doses máximas admissíveis calculadas pela P_{Chi} média, da distribuição Chi-quadrado, por tipo de reator nuclear de pesquisa, da Tabela 12.

Tipo de Reator	P_{Chi} média	Limite de dose da P_{Chi} em (mSv)
Triga Dois Núcleos	$1,53 \times 10^{-1}$	50,0
Homogêneo (I)	$9,59 \times 10^{-2}$	50,0
Água Pressurizada	$6,65 \times 10^{-2}$	50,0
Triga Mark III	$6,17 \times 10^{-2}$	50,0
Vaso de Pressão	$5,57 \times 10^{-2}$	50,0
Triga Convencional	$5,10 \times 10^{-2}$	50,0
Tanque (WWR)	$2,54 \times 10^{-2}$	50,0
Tanque em Piscina	$2,10 \times 10^{-2}$	50,0
Água Pesada	$1,71 \times 10^{-2}$	50,0
Grafite	$1,34 \times 10^{-2}$	50,0
Piscina	$1,33 \times 10^{-2}$	50,0
Rápido Refrig. a Sódio	$9,83 \times 10^{-3}$	100,1
Circuito Fechado	$8,89 \times 10^{-3}$	100,2
Argonauta	$7,80 \times 10^{-3}$	100,3
Multiplicação Rápida	$4,32 \times 10^{-3}$	102,8
Unidade Crítica	$1,17 \times 10^{-3}$	114,0

5. DISCUSSÃO DE RESULTADOS

5.1. Introdução

Na TAB. 2 aqui representada, foram fornecidas as probabilidades de incidentes e as doses máximas calculadas por meio das equações de Sordi⁽³⁶⁾.

A TAB. 2 apresenta os valores de dose dos Limites de risco (Y) e as probabilidades de ocorrer o risco (X)⁽³⁶⁾.

TABELA 2 – Probabilidade de risco (Dose x Probabilidade)

Y (dose) Sv	X (Prob.)
0,10	$1,0 \times 10^{-2}$
0,11	$1,5 \times 10^{-3}$
0,12	$8,0 \times 10^{-4}$
0,15	$2,6 \times 10^{-4}$
0,2	$1,0 \times 10^{-4}$
0,5	$1,0 \times 10^{-5}$
1,0	$2,5 \times 10^{-6}$
2,0	$1,0 \times 10^{-6}$

Onde: X = probabilidade de incidente

Y = dose (Sv) máxima admissível pelo limite de risco

Da TAB. 2 pode-se verificar que enquanto a probabilidade de incidente varia de um fator 10^4 a dose varia unicamente de um fator 20, portanto a relação de variação entre os dois parâmetros é de 500 para 1.

Os gráficos, FIG. 1 e 2, originados pelo ajuste da curva usando a equação 6, no programa Origin 6.0[®], onde X representa a probabilidade de risco e Y a dose avaliada⁽³⁶⁾ permitiram calcular as doses nos intervalos de probabilidades de até 10^{-2} para as doses de até 100 mSv e no intervalo de probabilidades de 10^{-2} a 10^{-5} para as doses de 100mSv até 500 mSv, região quadrática das restrições de risco.

5.2. Comparação das experiências operacionais das Tabelas 3 e 4.

Nas TAB. 3 e 4 pode-se verificar a diferença entre a experiência operacional total (17402,2)⁽¹⁾, que é o resultado da soma dos anos, e a suas frações relativas ao último ano não completado de operação de todos os reatores sob controle regulatório (675) e a parcial (2664)⁽¹⁾, que representa a soma dos anos de operação de todos os reatores que tiveram incidentes (77), significa que em 15,3% da experiência operacional total dos reatores nucleares de pesquisa sob controle regulatório, houveram 154 incidentes,

considerando o período até março de 2008, data da última atualização, por expirar o prazo de acesso irrestrito ao IRSRR^(2,3).

A TAB. 4 mostra que a diferença entre a experiência operacional total por tipo de reator (13442,7), dos reatores nucleares de pesquisa que tiveram incidentes e, a experiência operacional parcial (10778,6) dos reatores do mesmo tipo, porém que não tiveram incidentes é de (2664,1), perfazendo 19,8 % com incidentes 80,2% sem incidentes.

A TAB. 4 mostra ainda os reatores nucleares de pesquisa que denominamos não relacionados, são os tipos de reatores que não tiveram incidentes. A experiência operacional parcial destes reatores sem incidentes (3959,5) representam 26,86% da experiência operacional total (14738,1) dos reatores que não tiveram incidentes por tipo de reator. Que somam 598 reatores nucleares de pesquisa, isto é 84,7% dos 675, construídos até 2007.

Considerando que alguns reatores nucleares de pesquisa dentro dos 84,7% sem incidentes, encontram-se fora de operação por diversos motivos políticos, sociais, incidentes, acidentes, reformas, em descomissionamento ou para descomissionamento futuro, diante do exposto não implica que estejam fora do risco inerente aos cuidados para sua manutenção, portanto ainda sob risco potencial.

Dos resultados apresentados na TAB. 4, poder-se-ia tentar determinar, pelo menos as probabilidades totais de incidentes para os tipos de reatores que ainda não sofreram incidentes (598) que perfazem uma experiência operacional de 3959,6 (reatores x anos, mais frações). Por apresentar uma média muito pequena de 6,6 (reatores x anos, mais frações) de experiência operacional, resolveu-se deixar este cálculo para futuros trabalhos.

5.3. Discussão relacionada à Tabela 5 onde estão colocados a experiência operacional parcial e o número de eventos por tipo de reator nuclear de pesquisa e o resultado de probabilidade por APD.

Na Tabela 5 o reator nuclear de pesquisa tipo Triga dois núcleos apresentou uma Probabilidade = 10^{-1} , ou seja, 10,0%, portanto, deveria obedecer aos limites de dose individuais, o que não ocorreu e sua atividade foi proibida, de acordo com as recomendações da ICRP⁽¹¹⁾.

Da TAB. 5 pode-se verificar que enquanto a probabilidade de incidentes por tipo de reator nuclear de pesquisa varia de um fator 75 o número de incidentes varia de 1 a 54.

Comparando estas probabilidades com os dados da TAB. 1 verifica-se que as doses máximas admitidas em seus incidentes estão entre a sequência de eventos que levam a efeitos estocásticos, mas, somente se ultrapassarem os limites anuais previstos, ou seja, 50 mSv/ano ⁽¹¹⁾.

5.4. Discussão relacionada à Tabela 6 onde estão colocados a experiência operacional total e o número de eventos por categoria de incidente em reatores nucleares de pesquisa e o resultado da probabilidade por APD.

Da TAB. 6 pode-se verificar que a probabilidade de incidente varia de um fator 2,5, enquanto os incidentes variam de 24 a 59.

Porém a diferença de probabilidade entre as quatro categorias de incidentes é muito pequena ainda que o número de incidentes por categoria varie de 24 a 59, isto é, um fator de 2,5. Comparando estas probabilidades com os dados da TAB. 1 verifica-se que as doses máximas admitidas em seus incidentes estão entre a sequência de eventos que levam a efeitos estocásticos⁽¹¹⁾.

Também se pode ver que as probabilidades por tipo de incidentes são algo menor do que aquelas admitidas na região de linearidade, isto é, as doses individuais admitidas de até duas vezes o limite anual de dose efetiva, isto é, 50 mSv/ano, para trabalhadores em áreas nucleares e radioativas^(7,10).

5.5. Discussão relacionada à Tabela 7, decomposta em duas 8 e 9, acrescentando a Probabilidade média para as distribuições de Fischer e Chi-quadrado por APS.

Pode-se ver que as duas distribuições, Fischer e Chi-quadrado por APS se equivalem e apresentam praticamente os mesmos valores de suas Probabilidades e de suas médias.

Vê-se ainda que tanto a Probabilidade média da distribuição de Fischer como a de Chi-quadrado variam de um fator de 2,39, fator este que difere em 0,11 relacionando-a a avaliação da TAB. 6 por APD que é de 2,5.

Porém a diferença de probabilidade entre as quatro categorias de incidentes é muito pequena ainda que o número de incidentes por categoria varie de 24 a 59, isto é, um fator de 2,5. Também se pode ver que as probabilidades por tipo de incidentes são algo menor do que aquelas admitidas na região de linearidade, isto é, as doses individuais admitidas de até duas vezes o limite anual de dose efetiva, isto é, 50 mSv/ano, para trabalhadores em áreas nucleares e radioativas^(7,10).

5.6. Discussão relacionada à TAB. 10, decomposta em duas TAB. 11 e 12, acrescentando a Probabilidade média para as distribuições de Fischer e Chi-quadrado por APS.

Da TAB. 11, a Probabilidade média da distribuição de Fischer varia de um fator de 121, fator este que difere em um fator de 46 relacionando a mesma avaliação da TAB. 5 por APD.

Da TAB. 12, a Probabilidade média da distribuição de Chi-quadrado varia de um fator de 130, fator este que difere em um fator de 55 relacionando a avaliação da TAB. 5 por APD.

Desta forma verificamos que as duas distribuições, Fischer e Chi-quadrado por APS não se equivalem e não tem o mesmo fator de variação da probabilidade média, mostrando ser uma distribuição assimétrica, entre 1 e 54 eventos, dentro do limite de confiança estabelecido para o cálculo destas probabilidades, 90%. Quando se inclui as médias destas probabilidades como resultado final, tendem para uma distribuição simétrica⁽³⁸⁾ fazendo com que os cálculos sejam válidos por APS.

O programa usado para a APS admite probabilidades de distribuições normais simétricas, consideradas estatisticamente acima de 20 eventos, portanto, para grandes amostras. No trabalho, como mostrado na tabela 4 para eventos por tipo de reator nuclear de pesquisa, são todos menores que 20 com exceção de dois e, portanto, considera-se como distribuição assimétrica e a probabilidade média mais provável é aquela obtida pela equação (21), $P_{\text{média}} = nd/d$, da APD.

Se considerar os dois tipos de reatores nucleares de pesquisa com mais de 20 eventos, mostrados na TAB. 4, isto é, tipo piscina com 54 incidentes e tanque em piscina com 34, mostram uma distribuição simétrica, comparados, mostram que as médias das probabilidades variam num fator 1,53 da maior para a menor (reator tipo piscina em tanque para tipo piscina).

5.7. Discussão relacionada à Tabela 13, onde estão colocados os resultados de probabilidades por APD da Tabela 5 por tipo de reator nuclear de pesquisa e a dose máxima admissível.

Fazendo uso da equação 6, ajustada no programa Origin 6.0, pode-se verificar que enquanto a probabilidade de incidente varia de um fator 75 a dose varia de um fator 2 e portanto a relação de variação entre os dois é de 37,5 para 1. A dose em mSv a partir das probabilidades menores do que 10^{-2} /ano variam de cerca de 10 mSv chegando no máximo

a 2,23 vezes o limite anual de dose efetiva, de 50 mSv/ano, para trabalhadores em áreas nucleares e radioativas^(7,10).

5.8. Discussão relacionada à TAB. 14, onde estão colocados os incidentes suas probabilidades calculadas por APD e as doses máximas admissíveis a partir da TAB. 6.

Fazendo uso da equação 6, ajustada no programa Origin 6.0, pode-se verificar que enquanto a probabilidade de incidente varia de um fator de 2,45 a dose varia de um fator 1,07 e portanto a relação de variação entre os dois é de 2,29 para 1. A dose em mSv a partir das probabilidades maiores do que 10^{-3} /ano variam de cerca de 7,80 mSv chegando no máximo a 2,24 vezes o limite anual de dose efetiva, de 50 mSv/ano, para trabalhadores em áreas nucleares e radioativas^(7,10).

5.9. Discussão relacionada à TAB. 15 e 16, onde estão colocados os incidentes suas probabilidades médias calculadas por APS, distribuições de Fischer e Chi-quadrado e, as doses máximas admissíveis a partir das TAB. 8 e 9, respectivamente.

Pode-se verificar que os resultados de probabilidades e doses são idênticos.

Fazendo uso da equação 6, ajustada no programa Origin 6.0, pode-se verificar que enquanto a probabilidade de incidente varia de um fator de 2,40 a dose varia de um fator 1,07 e portanto a relação de variação entre os dois é de 2,24 para 1. A dose em mSv a partir das probabilidades maiores do que 10^{-3} /ano variam de cerca de 7,30 mSv chegando no máximo a 2,23 vezes o limite anual de dose efetiva, de 50 mSv/ano, para trabalhadores em áreas nucleares e radioativas^(7,10).

A discussão relacionada às TAB. 15 e 16 mostra uniformidade em seus resultados para as médias das probabilidades por APS e as doses máximas admissíveis, pelo ajuste por números significativos e por ser considerada distribuição simétrica, todos os tipos de incidentes tem mais de 20 eventos.

Quando comparadas as TAB. 15 e 16 com os cálculos por APD da TAB. 14 mostram uma pequena variação no fator de probabilidade de 0,05, estas pequenas variações encontram-se dentro do ajuste das curvas e, com relação ao fator de dose não há variação.

5.10. Discussão relacionada à TAB. 17, onde estão colocados os tipos de reatores suas probabilidades médias calculadas por APS, distribuição de Fischer e, as doses máximas admissíveis a partir da TAB. 11.

Fazendo uso da equação 6, ajustada no programa Origin 6.0, pode-se verificar que enquanto a probabilidade de incidente varia de um fator 121,4 a dose varia de um fator 2,28 e portanto a relação de variação entre os dois é de 53,2 para 1. A dose em mSv a partir das probabilidades maiores do que 10^{-3} /ano variam de cerca de 13,9 mSv chegando no máximo a 2,28 vezes o limite anual de dose efetiva, de 50 mSv/ano, para trabalhadores em áreas nucleares e radioativas^(7,10).

5.11. Discussão relacionada à TAB. 18, onde estão colocados os tipos de reatores suas probabilidades médias por APS, distribuição Chi-quadrado e, as doses máximas admissíveis a partir da TAB. 12.

Fazendo uso da equação 6, ajustada no programa Origin 6.0, pode-se verificar que enquanto a probabilidade de incidente varia de um fator 130,8 a dose varia de um fator 2,28 e portanto a relação de variação entre os dois é de 57,4 para 1. A dose em mSv a partir das probabilidades maiores do que 10^{-3} /ano variam de cerca de 13,9 mSv chegando no máximo a 2,28 vezes o limite anual de dose efetiva, de 50 mSv/ano, para trabalhadores em áreas nucleares e radioativas^(7,10).

Da TAB.17, a Probabilidade média da distribuição de Fischer varia de um fator de 121,4 contra um fator de 75 da avaliação da TAB. 13 por APD, assim, difere em um fator de 46,4 relacionando as duas.

Da TAB.18, a Probabilidade média da distribuição de Chi-quadrado varia de um fator de 130,8 contra um fator de 75 da avaliação da TAB. 13 por APD, assim, difere em um fator de 55,8 relacionando as duas.

Quando comparadas as TAB. 17 e 18 vê-se que temos variação somente nas probabilidades por Fischer, fator de 121,4 e, Chi-quadrado num fator de 130,8. A dose em mSv a partir das probabilidades maiores do que 10^{-3} /ano variam de cerca de 13,9 mSv, o que resulta um fator de 2,28 vezes o limite anual de dose efetiva, de 50 mSv/ano, para trabalhadores em áreas nucleares e radioativas^(7,10), para as duas distribuições, igual a APD.

5.12. Discussão de resultado relacionado à taxa de incidentes e a experiência operacional dos reatores nucleares de pesquisa que tiveram incidentes.

Para tornar possível esta discussão montou-se a TAB. 19.

TABELA 19 - Colocou-se o tipo de reator nuclear de pesquisa, a experiência operacional total dos reatores com incidentes, o número de incidentes, o fator Experiência Operacional relacionado aos incidentes e, o número total dos reatores nucleares de pesquisa^(1,2,3) sob controle regulatório, até março de 2008, com sua taxa de incidentes em porcentagem.

Tipo de reator nuclear de pesquisa	Experiência Operacional (Reator x Ano) Total	Nº de Incidentes	Exp. Ope./ Nº de Incidentes	Nº de Reatores nucleares de pesquisa	Taxa de Inc.= Nº de Incidentes / Nº de Reatores %
Unidade Crítica	2834,1	4	708,5	100	4,0
Grafite	336,1	1	336,1	18	5,5
Triga Convencional	426,1	2	213,0	36	5,5
Argonauta	769,6	2	384,8	29	6,9
Homogêneo (L)	436,3	3	145,4	33	9,1
Multip. Rápida	178,5	1	178,5	5	20,0
Triga Mark II	793,7	8	99,2	23	34,8
Piscina	4054,6	54	75,1	141	38,3
Água Pesada	1059,6	17	62,3	38	44,7
Rápido, Ref. a Na	43,1	1	43,1	2	50,0
Piscina em Tanque	1670,2	34	49,1	57	59,6
Vaso de Pressão	47,2	1	47,2	1	100,0
Potência PWR	24,9	1	24,9	1	100,0
Triga Mark III	133,3	7	19,0	6	116,6
Tanque WWR	557,1	13	42,9	11	118,2
Circuito Fechado	49,9	2	24,9	1	200,0
Triga dois núcleos	28,4	3	9,5	1	300,0
Total	13442,7	154		503	

Na TAB. 19 informa-se que a discussão exclui os reatores nucleares de pesquisa com menos de cinco (5) reatores construídos, pois os parâmetros analisados mostram que os mesmos não são confiáveis, devido à alta porcentagem de incidentes em relação ao número de reatores.

Os reatores tipo Unidade Crítica com 4% de taxa de incidentes apresentam uma boa confiabilidade em virtude da grande experiência operacional se relacionar ao número de incidentes, o mesmo ocorre com os reatores tipo Argonauta, Grafite, Homogêneo(L), Triga Convencional.

Os reatores tipo Multiplicação Rápida com 20% de taxa de incidentes apresentam uma confiabilidade regular em virtude da média experiência operacional se relacionar ao número de incidentes, o mesmo ocorre com os reatores tipo Triga Mark II, Piscina e Água Pesada.

Por outro lado os Reatores tipo Piscina em Tanque com 59,6% de taxa de incidentes apresentam uma confiabilidade ruim em virtude da pequena experiência operacional se relacionar ao número de incidentes, o mesmo ocorre com os reatores tipo Tanque WWR e Triga Mark III. Em virtude de falhas de componentes eletro-eletrônicos e mecânicos ocorrerem nos primeiros anos de operação e no final de sua vida útil, o resultado atual é pouco confiável. Necessita que se adquira uma maior experiência operacional para uma melhor discussão.

Não se pode aprofundar mais esta discussão em virtude da grande variação de tipos de falhas que ocorreram e que poderão ocorrer no futuro, o que temos são os incidentes já ocorridos e parcialmente analisados. Deixou-se para futuros trabalhos discutir uma possível confiabilidade dos tipos de reatores nucleares de pesquisa para os quais ainda não ocorreram incidentes. Pela Tabela 4 podemos ver os tipos que não tiveram incidentes, são no total 95 reatores com uma experiência operacional de 3959,6 (reator x ano) que perfaz uma experiência operacional por reator de 41,68 anos de operação, o que no computo geral da discussão anterior é uma experiência operacional pequena e, portanto qualquer valor de probabilidade encontrada não é confiável.

6. CONCLUSÕES

O método de avaliação das probabilidades de ocorrências de incidentes em reatores nucleares de pesquisa tanto para os diferentes tipos de reatores como as diferentes falhas constatadas permitiu atingir os objetivos propostos neste trabalho dentro das perspectivas esperadas, isto é, uma confiabilidade variável para os reatores que possuem poucos anos de experiência operacional com relação aqueles que possuem uma experiência elevada.

Portanto a metodologia utilizada merece credibilidade para ser usado em futuros trabalhos de reatores nucleares de pesquisa e, em instalações radiativas, para prever possíveis incidentes e doses inerentes máximas previstas pelos limites de risco nas várias operações efetuadas envolvendo radiações ionizantes.

À verificação do risco de ocorrência de eventos anormais, possibilita uma ampla visão nos projetos Nacionais e Internacionais com relação à proteção e segurança radiológica, nas atividades envolvidas na operação dos reatores nucleares de pesquisa para a seleção daqueles tipos mais confiáveis.

O trabalho poderá contribuir com os Órgãos Reguladores para confeccionarem regulamentos, diminuindo as ocorrências anormais em fontes nucleares, assim sendo, divulgando cultura de segurança e proteção radiológica.

O fato da CIPR considerar para os efeitos estocásticos a expressão quadrática acima de 0,1 Sv até 0,5 Sv sem expor os motivos destes valores provocou um intervalo muito pequeno nas doses máximas admissíveis para os incidentes obedecerem aos limites de risco. Se fossem considerados os valores anteriores por ela propostos, isto é, linearidade até 1,0 Sv e quadrática acima de 1,0 Gy seriam admitidas doses maiores para satisfazer os limites de risco do que as mostradas neste trabalho.

7. TRABALHOS FUTUROS

7.1. Realizar o mesmo tipo de análise para examinar os incidentes em outro departamento do OIEA, Fuel Incident Analysis System(FINAS).

7.2. Realizar a mesma discussão para os *Acidentes* em Reatores Nucleares de Pesquisa.

7.3. Para os *Acidentes* em reatores nucleares de pesquisa, verificar as doses recebidas pelo público e comparar com as normas pertinentes.

7.4. Fazer uma análise dos *Incidentes* em instalações nucleares, para verificar se apresentaram doses recebidas pelos trabalhadores radioacidentados, neste caso efetuar uma comparação entre os limites de risco e estas doses.

7.5. Fazer um estudo dos possíveis *Incidentes* que ainda não ocorreram em novos projetos de reatores nucleares de pesquisa e, tentar determinar suas probabilidades de ocorrência e as doses estimadas em caso de sua ocorrência.

7.6. Fazer um estudo dos possíveis *Acidentes* que ainda não ocorreram em novos projetos de reatores nucleares de pesquisa e, tentar determinar suas probabilidades de ocorrência e as doses estimadas em caso de sua ocorrência.

7.7. Fazer um estudo supondo que até 1,0 Sievert o risco é linear e não quadrático de acordo com o ICRP-26. Com isso seriam permitidas doses mais altas, até pouco abaixo de 1,0 Sievert nos ajustes como realizados nas FIG. 1 e 2.

7.8. Os trabalhos anteriores, também, poderiam ser desenvolvidos para instalações radiativas.

8. REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. Internacional Atomic Energy Agency (IAEA) - Research Reactor Data Base (RRDB) - <www.iaea.org/worldatom/rrdb> . Acesso em: 16 mai. 2006.
2. Internacional Atomic Energy Agency (IAEA) - Incident Report System for Research Reactor (IRSRR) - <<http://www.iaea.org/irsrr/pages/working-exp2000.html>>. Acesso em: 16 mai 2006.
3. Internacional Atomic Energy Agency (IAEA) - Incident Report System for Research Reactor (IRSRR) - <<http://www.iaea.org/irsrr/pages/guidelines.pdf> >. Acesso em: 16 mai 2006.
4. The Internacional Event Scale - IAEA. Disponível em: <www.iaea.org/Publications/Factsheets/English/ines.pdf>. Acesso em: 15 abr. 2007.
5. IAEA - INSAG SERIES No. 9. Potential Exposure in Nuclear Safety: A report by the International Nuclear Safety Advisory Group - Vienna, Austria - 1995.
6. ICRP-76. Protection from Potential Exposure: Application of Selection Radiation Sources. Pergamon Press - 1997.
7. Norma CNEN-NN-3.01 - Diretrizes Básicas de Radioproteção – Ed. Jan. 2005.
8. IAEA - BSS-115 - International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources.1996.
9. IAEA – Fundamental Safety Principles, Safety Standards for Protecting People and Environment.-Nº SF-1. Nov. 2006.
10. ICRP-60, Recommendations of the International Commission on radiological Protection. Annals of the ICRP-21 (1-3), Pergamon Press, Oxford, UK., 1991.
11. ICRP-64. Protection from Potential Exposure: A Conceptual Framework, Pergamon Press - 1993.
12. Reactor Safety Study. WASH-1400, conhecido NUREG-75/014. Disponível em: <<http://www.nucleartourist.com/operation/psa.htm>>. Acesso em: 10 dez 2006.
13. Nuclear Regulatory Commission. Sever Accident Risks: An Assessment for five, U.S.A. Nuclear Power Plants. NUREG-1150, U.S.A. (NCR-1989b).
14. Nuclear Regulatory Commission (NRC), Review of events at Large Pool Type Irradiators: NUREG - 1345 - 1989 - U.S.A.
15. IAEA – Safety Guide, Remediation Process for Areas Affected by Past Activities and Accidents. S.G. - Nº WS-G - 3.1, mar. 2007.

16. IAEA – Safety Standard Series, Maintenance, Periodic Testing and Inspection of Research Reactor Safety Guide. N° NS-G-4-2, nov. 2006.

17. Rodrigues, Antonio Carlos Iglesias; Silva, Antonio Teixeira e; Cabral, Eduardo Lobo Lustosa; Mesquita, Roberto Navarro de; Yamaguchi, Mitsuo; Brazilian Nuclear Energy Commission, Rio de Janeiro 6th General congress on nuclear energy Rio de Janeiro, RJ (Brazil) 27 Oct - 1 Nov 1996, Reactivity insertion accident analysis in pool type research reactors. (Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN), São Paulo, SP (Brasil). Diretoria de Reatores); Maragni, Mauricio Genta (Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo (CTMSP), São Paulo, SP (Brasil).

18. Rodrigues, Antonio Carlos Iglesias; Silva, Antonio Teixeira e; Cabral, Eduardo Lobo Lustosa; Mesquita, Roberto Navarro de; Conti, Thadeu das Neves (Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN), São Paulo, SP (Brasil). Brazilian Nuclear Energy Commission, Rio de Janeiro, 7th General congress on nuclear energy; Belo Horizonte, MG (Brazil) 31 Aug - 3 Sep 1999, Simulation of start-up accident and fuel element drop in IEA-R1m reactor.

19. Boero, Norma L.; Bruno, Hernan R.; Camacho, Esteban F.; Cincotta, Daniel O.; Yorio, Daniel; Brazilian Nuclear Energy Commission, 7th General congress on nuclear energy, Belo Horizonte, MG (Brazil) 31 Aug - 3 Sep 1999. Reaction consequences on analysis the 'Thermite' in accidents involving research reactors using plate-type fuel. Comisión Nacional de Energía Atómica, San Carlos de Bariloche (Argentina). (Centro Atómico Constituyentes).

20. Rodrigues, Antonio C. I. ; Silva, Antonio T.; Cabral, Eduardo L. L.; Mesquita, Roberto N. de (Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN), São Paulo, SP (Brasil). Analysis of reactivity insertion accidents postulated to the IEA-R1m reactor. Proceedings of the 11th ENFIR; Meeting on reactor physics and thermal hydraulics. 1997. 838 p. p. 556-561. Joint nuclear conference with the 4th ENAN: Brazilian meeting on nuclear applications. Universidade do Estado, Nova Friburgo, RJ (Brasil). Inst. Politécnico; Rio de Janeiro, RJ (Brasil). Poços de Caldas, MG (Brasil), 18-22 Aug 1997.

21. Maprelian, Eduardo; Cabral, Eduardo L. L.; Silva, Antonio T.. Analysis of the IEA-R1m, at 5,0 MW, loss of coolant accidents. Universidade do Estado, Nova Friburgo, RJ (Brasil). Proceedings of the 11th ENFIR: Meeting on reactor physics and thermal hydraulics. 1997. 838 p. p. 534-538. Joint nuclear conference with the 4th ENAN: Brazilian meeting on nuclear applications, Poços de Caldas, MG (Brasil), 18-22 Aug 1997. (Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN), São Paulo, SP (Brasil).

22. Stefanescu, Ioan; National R and D Institute for Cryogenics and Isotopic Technologies, The recovery factors analysis of the human errors for research reactors, Proceedings 12th International ICIT conference Progress in Cryogenics and Isotopes Separation. (Romania) 25-27 Oct 20. Farcasiu, M.; Institute for Nuclear Research, INR, e-mail: farcasium@scn.ro.

23. Reactor Safety Study. Disponível em: <<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr0713/v25/sr0713v25.pdf>>. Acesso em: 10 dez. 2006.

24. Allison, C.; Hohorst, J.K. (Innovative Systems Software (United States)); Antariksawan, A. (National Atomic Energy Agency (Indonesia)); Huda, M.Q. (Atomic Energy Research Establishment (Bangladesh)); Liu Tiancai (China Inst. of Atomic Energy, Beijing (China)); Zmitkova, J. (Nuclear Research Institute (Czech Republic). Validation of RELAP-SCDAPSIM-MOD: (3.4) for research reactor applications. International Atomic Energy Agency: Collaboration Chinese Nuclear Society, Beijing (China); 13th international conference on nuclear engineering abstracts Beijing (China) Atomic Energy Press, 2005 604 p., p. 388 ISBN 7-5022-3400-4.
25. Obadiaa, I.J. (Research and Development Directory, Brazilian Nuclear Energy Commission, Rio de Janeiro, RJ (Brazil)); Vidalb, M.C.R.; Frutuoso e Melob, P.F. (Federal University of Rio de Janeiro, COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ (Brazil). International Atomic Energy Agency (Austria): International conference on topical issues in nuclear installation safety: Continuous improvement of nuclear safety in a changing world. Book of contributed papers 2004 248 p. p. 1-5, IAEA-CN--120; IAEA-CN--120/11, International conference on topical issues in nuclear installation safety: Continuous improvement of nuclear safety in a changing world Beijing (China) 18-22 Oct 2004, Safety culture of nuclear R and D organizations: A case study.
26. Kim, Young Ki; Jung, H. S.; Choi, Y. S.; Ryu, J. S.; Park, C (Korea, Republic of), Design guide on instrumentation and control system for an advanced research reactor; Also available from Korea Atomic Energy Research Institute, Taejon (Korea, Republic of) KAERI/TR--2888/2004, Dec 2004 74 p.
27. Silva, Antonio T. e; Maprelian, Eduardo; Rodrigues, Antonio C.I.; Cabral, Eduardo L.L.; Molnary, Leslie de; Mesquita, Ricardo N.; Mendonca, Arlindo G. (Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN), São Paulo, SP (Brasil). Depto. Reatores. Safety analysis of 5 MW IEA-R-1 Reactor: Análise de segurança do reator (IEA-R1) a 5 MW. Associação Brasileira de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, RJ (Brazil) Nuclear future: thinking for building. Proceedings of the 12th Brazilian national meeting on reactor physics and thermal hydraulics: 8th General congress on nuclear energy; 5th Brazilian national meeting on nuclear applications. CGEN : 15-20 Oct 2000 12.
28. Margeanu, Sorin (Romania). E-mail: margeanu@scn.ro; Tatiana, Angelescu (Bucharest); Magurele (Romania). Department of Physics, University of Bucharest; Annual Scientific Conference Bucharest (Romania) 27 May 2005. Source term and radiological consequence evaluation for nuclear accidents using a 'hand type' methodology: ISBN 973-558-208-2 - 2005.
29. Chen, S.Y.; MacDonald, R.; MacFarlane, D. (Argonne National Laboratory, Argonne, IL (United States); Argonne National Laboratory, Argonne, IL (United States) Proceedings of the international meeting on development, fabrication, and application of Reduced Enrichment fuels for Research and Test Reactors (RERTR). Base technology Aug 1983, 671 p., p. 345-387, ANL/RERTR/TM--3; CONF--801144; INIS-XA-C--021, International meeting on development, fabrication, and application of Reduced Enrichment fuels for Research and Test Reactors (RERTR) Argonne, IL (United States) 12-14 Nov 1980, Safety analysis calculations for research and test reactors.
30. Margeanu, Sorin (Institute for Nuclear Research Pitesti, Angelescu, Tatiana (Faculty of Physics, University of Bucharest, National Institute for Physics and Nuclear Engineering,

(Romania), National Physics Conference Bucharest (Romania); Horia Hulubei; Probabilistic radiological risk assessment with COSYMA for TRIGA reactor. National Institute for Physics and Nuclear Engineering – 2000 - 126 p. p. 103.

31. Wolters, J. (Institute for Safety Research and Reactor Technology, Research Center Juelich)(Germany), Japan Atomic Energy Research Institute, Ibaraki (Japan); Committee for International Group on Research Reactors (Netherlands); (France); (United States); (Germany); (Canada); (Japan); (Russian Federation); Probabilistic safety analysis for FRJ-2 motivation, methodology and results. IGORR 3: Proceedings of the 3th meeting of the International Group on Research Reactors 1993 368 p. [12 p.] INIS-XA-C—025, IGORR 3: 3th meeting of the International Group On Research Reactors Ibaraki (Japan) 30 Sep - 1 Oct 1993.

32. Housiadas, C.; Stakakis, M.; Papazoglou, I.A.; Aneziris, O.N. E-mail: olga@ipta.demokritos.gr; Probabilistic safety analysis of a Greek Research Reactor. International Atomic Energy Agency (IAEA), ISSN 0306-4549; CODEN ANENDJ Annals of Nuclear Energy (Oxford), Journal Article, (Mar 2004) v. 31(5) p. 481-516.

33. Varde, P.V.; Sharma, U.L.; Marik, S.K.; Tikku, A.C. (Reactor Group, Bhabha Atomic Research Centre, Mumbai (India). Health, Safety and Environmental Group, Bhabha Atomic Research Centre, Mumbai (India); Reactor Group, Bhabha Atomic Research Centre, Mumbai (India); Indian Institute of Technology Bombay, Mumbai (India); Nuclear Power Corporation of India Limited, Mumbai (India). Reliability Application of probabilistic safety assessment to a high power research reactor. Safety and hazard: advances in risk-informed technology New Delhi (India) Narosa; Publishing House Pvt. Ltd. 2006 818 p. p. 475-483.

34. ICRP – 101- Determining Compliance when Dose to The Public is Estimated Probabilistically. Annex B- 2007

35. IAEA – TECDOC – 636 - Manual on reliability data collection for research reactor PSAs - January 1992 - <<http://www-pub.iaea.org/mtcd/publications/PubDetails.asp?pubId=892>>. Acesso em: 10 out. 2008.

36. IRPA 10 - HIROSHIMA - May 2000 – Equations Proposal To Determine Risk Limits For Workers and For Public Individual - P-9-134 - Japan – May 2000. Disponível em:< http://www.irpa.net/index.php?option=com_docman&Itemid=66>

37. Larson/Farber; Estatística Aplicada, 4^a edição. Pearson/Companion website; 2009.

38. Laponni, Juan Carlos; Estatística usando Excel/Juan Carlos Laponni. Rio de Janeiro: Elsevier 2005- 4^a edição.

39. IAEA - Technical Report Series n° 133 - Handbook on Calibration of Radiation Protection Monitoring Instruments, Vienna, Austria, 1971.

9. ANEXOS

9.1. Escala OIEA



9.2. Programa Scilab-5.1.1

Consortium Scilab (DIGITEO)
 Copyright (c) 1989-2009 (INRIA)
 Copyright (c) 1989-2007 (ENPC)

Cálculo das probabilidades dos incidentes relativos aos reatores nucleares de pesquisa de acordo com a base de dados do Organismo Internacional de Energia Atômica (OIEA), especificamente do sistema de relatórios de incidentes em reatores nucleares de pesquisa (IRSRR)⁽²⁾.

Documentos de referência:

IAEA-TECDOC-636, annex D⁽³⁶⁾- FAILURE DATA PARAMETER CONFIDENCE LIMITS.

Autores: Dr. Maurício Moralles, Msc Valdir Maciel Lopes

Data: 23/07/2009

PRIMEIRA PARTE: ITEM B: FAILURE-TO-START ON DEMAND (FISCHER).

PROGRAMA:

Dados de entrada:

mode(-1); para suprimir os comentários

Limite de confiança: LD (fixo em 90%, de acordo com OIEA)

Experiência operacional: d

Número de incidentes: nd

Valor fixo do limite de confiança

LD=0.9;

Complemento LD = 1-LD;

d=input("Entre com o valor de d: ");

nd=input("Entre com o valor de nd: ");

Cálculos:

alfa=ComplementoLD/2;

Valores dos parâmetros necessários para usar a função cdf do SCILAB (ver help).

P = 1-alfa;

Q = 1-P;

FL e FU, são os limites Inferior e superior (Low and Upper) da distribuição de Fischer.

FL=cdf("F",2*(d-nd+1),2*nd,P,Q);

FU=cdf("F",2*(nd+1),2*(d-nd),P,Q);

PL e PU são as probabilidades dos limites inferior e superior da distribuição de Fischer.

PL=1/(1+((d-nd+1)/nd)*FL);

PU=1/(1+(d-nd)/(nd+1)*1/FU);

Comando:

Imprimem na tela os resultados

```
write(%io(2),"FL = "+string(FL));
write(%io(2),"FU = "+string(FU));
write(%io(2),"PL = "+string(PL));
write(%io(2),"PU = "+string(PU));
```

SEGUNDA PARTE: ÍTEM A: FAILURE-TO-RUN/HOUR DATA

COMPLEMENTO DO PROGRAMA PARA O CÁLCULO DAS DUAS DISTRIBUIÇÕES AO MESMO TEMPO, FISCHER E CHI-QUADRADO:

mode(-1); para suprimir os comentários.

Entradas de dados:

Limite de confiança: LD (fixo em 90%, de acordo com OIEA)

Experiência operacional: d

Número de incidentes: n

Valor fixo do limite de confiança

LD=0.9;

Complemento LD=1-LD;

```
write(%io(2),"");
```

```
d=input("Entre com o valor de d: ");
```

```
nd=input("Entre com o valor de nd: ");
```

Cálculos:

Alfa = Complemento LD/2;

Valores de parâmetros necessários para usar a função cdf do SCILAB (ver help)

P = 1-alfa;

Q = 1-P;

FL e FU

```
FL=cdf("F",2*(d-nd+1),2*nd,P,Q);
```

```
FU=cdf("F",2*(nd+1),2*(d-nd),P,Q);
```

PL e PU

```
PL=1/(1+((d-nd+1)/nd)*FL);
```

```
PU=1/(1+(d-nd)/(nd+1)*1/FU);
```

Imprime na tela os resultados

```
write(%io(2),"FL = "+string(FL));
write(%io(2),"FU = "+string(FU));
write(%io(2),"PL = "+string(PL));
write(%io(2),"PU = "+string(PU));
```

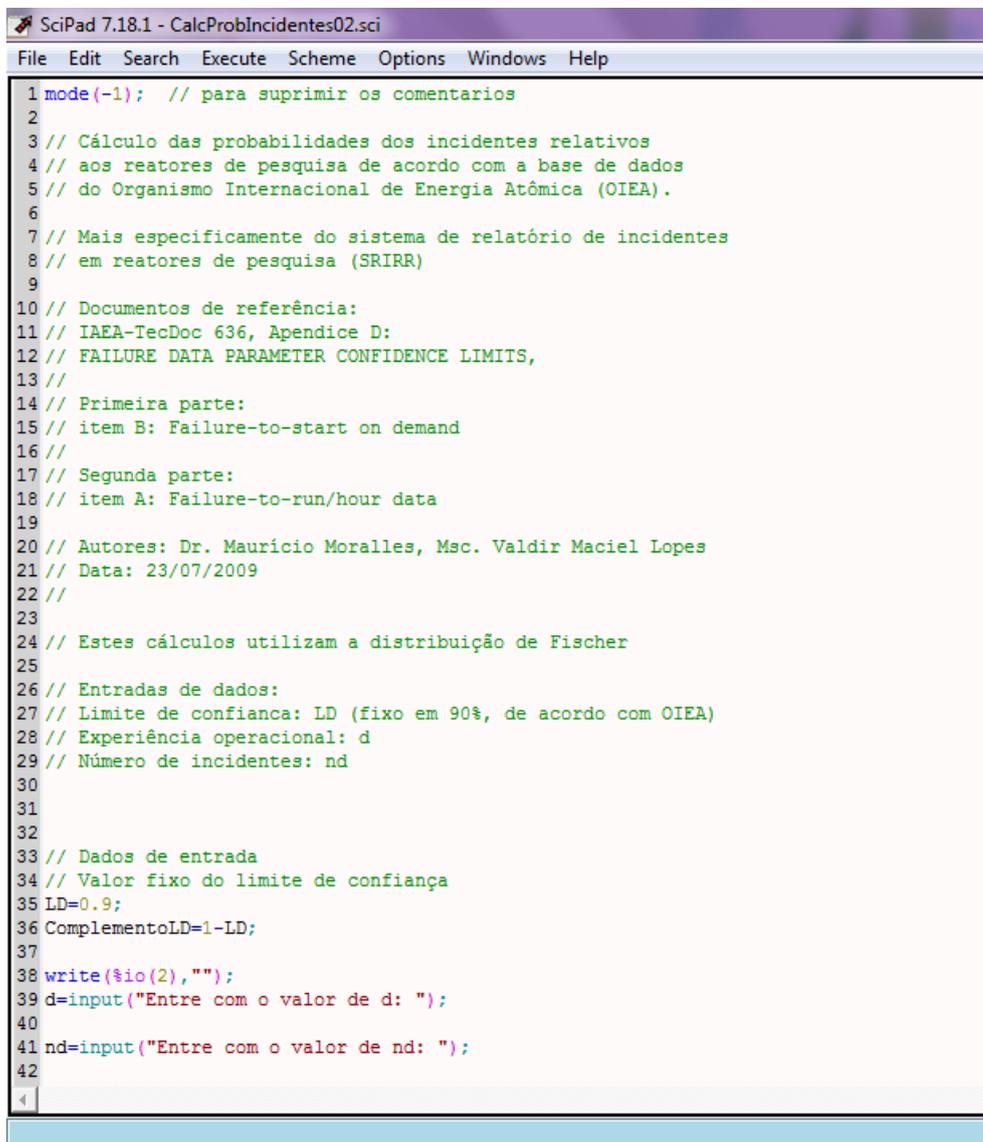
SEGUNDA PARTE: CÁLCULO DE FAILURE-TO-RUN/HOUR

```
n = nd;
PLchi = cdfchi("X",2*n,Q,P)/(2*d);
PUchi = cdfchi("X",2*n+2,P,Q)/(2*d);

write(%io(2),"");
write(%io(2),"PLchi = "+string(PLchi));
write(%io(2),"PUchi = "+string(PUchi));
```

1. Como usar o programa Scilab 5.1.1.

Abrir o programa nas plataformas Windows ou Linux a tela abaixo apresenta o formato visual, onde mostra os comandos na barra superior.



```
SciPad 7.18.1 - CalcProbIncidentes02.sci
File Edit Search Execute Scheme Options Windows Help
1 mode(-1); // para suprimir os comentarios
2
3 // Cálculo das probabilidades dos incidentes relativos
4 // aos reatores de pesquisa de acordo com a base de dados
5 // do Organismo Internacional de Energia Atômica (OIEA).
6
7 // Mais especificamente do sistema de relatório de incidentes
8 // em reatores de pesquisa (SRIRR)
9
10 // Documentos de referência:
11 // IAEA-TecDoc 636, Apêndice D:
12 // FAILURE DATA PARAMETER CONFIDENCE LIMITS,
13 //
14 // Primeira parte:
15 // item B: Failure-to-start on demand
16 //
17 // Segunda parte:
18 // item A: Failure-to-run/hour data
19
20 // Autores: Dr. Maurício Morales, Msc. Valdir Maciel Lopes
21 // Data: 23/07/2009
22 //
23
24 // Estes cálculos utilizam a distribuição de Fischer
25
26 // Entradas de dados:
27 // Limite de confiança: LD (fixo em 90%, de acordo com OIEA)
28 // Experiência operacional: d
29 // Número de incidentes: nd
30
31
32
33 // Dados de entrada
34 // Valor fixo do limite de confiança
35 LD=0.9;
36 ComplementoLD=1-LD;
37
38 write(%io(2),"");
39 d=input("Entre com o valor de d: ");
40
41 nd=input("Entre com o valor de nd: ");
42
43
```

2. Carregar no Scilab 5.1.1., usando o comando da barra superior.

Clicar em Execute e load into Scilab abrirá a segunda janela, como mostra a tela abaixo.

Entrar com o valor de d: que é a experiência operacional, clicar no comando Enter, mostrará a próxima tela abaixo, pedindo o comando para entrar com o valor de nd.



```

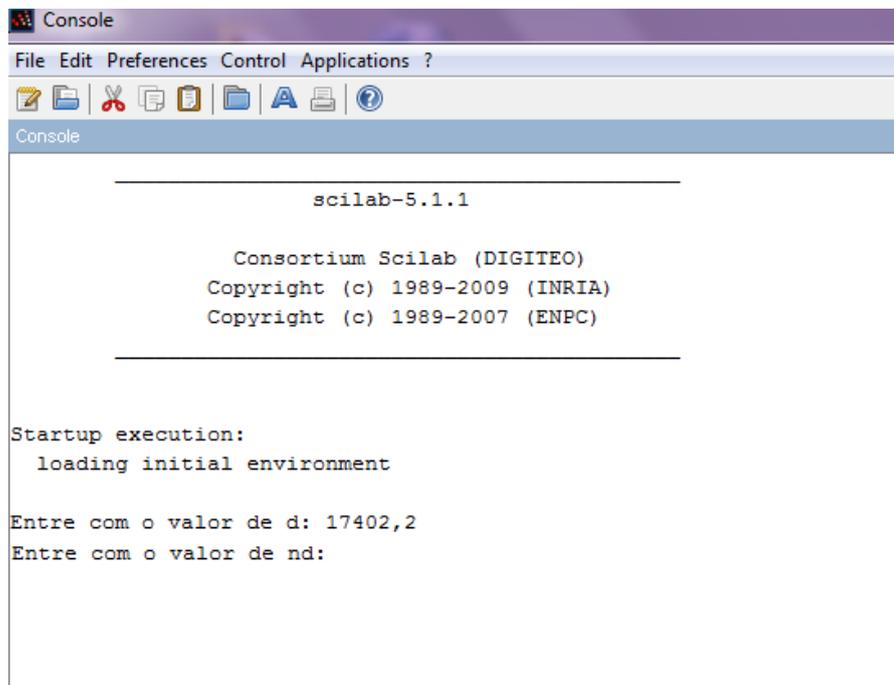
Console
File Edit Preferences Control Applications ?
[Icons]
Console
-----
                scilab-5.1.1

                Consortium Scilab (DIGITEO)
                Copyright (c) 1989-2009 (INRIA)
                Copyright (c) 1989-2007 (ENPC)
                -----

Startup execution:
  loading initial environment

Entre com o valor de d:
  
```

3. Entrar com o valor de nd: que é o número de incidentes. Executar o comando clicando em Enter, para executar os cálculos, o resultado será mostrado como na próxima tela abaixo.



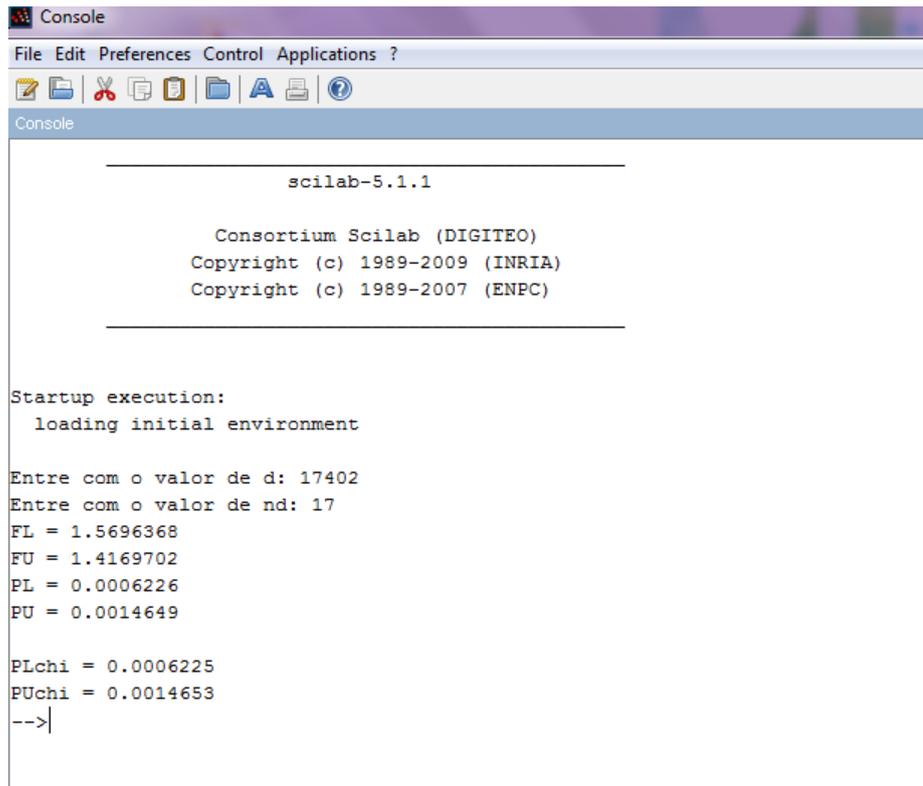
```

Console
File Edit Preferences Control Applications ?
[Icons]
Console
-----
                scilab-5.1.1

                Consortium Scilab (DIGITEO)
                Copyright (c) 1989-2009 (INRIA)
                Copyright (c) 1989-2007 (ENPC)
                -----

Startup execution:
  loading initial environment

Entre com o valor de d: 17402,2
Entre com o valor de nd:
  
```



```

Console
File Edit Preferences Control Applications ?
-----
scilab-5.1.1

Consortium Scilab (DIGITEO)
Copyright (c) 1989-2009 (INRIA)
Copyright (c) 1989-2007 (ENPC)
-----

Startup execution:
  loading initial environment

Entre com o valor de d: 17402
Entre com o valor de nd: 17
FL = 1.5696368
FU = 1.4169702
PL = 0.0006226
PU = 0.0014649

PLchi = 0.0006225
PUchi = 0.0014653
-->|

```

4. Resumo dos cálculos, mostrados nas TAB. 7 a 12, do trabalho.

PROBABILIDADES (APS) USANDO AS TAB. 3 E 4, POR TIPO DE INCIDENTES E POR TIPO DE REATOR NO PROGRAMA SCILAB (ANEXO) DAS DISTRIBUIÇÕES FISCHER E CHI-QUADRADO^(1,2,3).

Obs: Nas Tabelas de resultados apresentam-se as denominações F_L , F_U , P_L , P_U , P_{Lchi} , P_{Uchi} , já traduzidas para o português, F_{Li} , F_{Ls} , P_{Li} , P_{Ls} , P_{Lichi} , P_{Lschi} , ou seja, low por inferior(i) e upper por superior(s).

Scilab-5.1.1
 Consortium Scilab (DIGITEO)
 Copyright (c) 1989-2009 (INRIA)
 Copyright (c) 1989-2007 (ENPC)

1- INCIDENTES POR ERRO HUMANO:

Startup execution:
 loading initial environment

Entre com o valor de d: 17402,2
 Entre com o valor de nd: 30
 $FL = 1.3895715$
 $FU = 1.3129999$
 $PL = 0.0012384$
 $PU = 0.0023325$

$PLchi = 0.0012382$

PUchi = 0.0023332

2- INCIDENTES POR FALHA MECÂNICA E ERRO HUMANO

Entre com o valor de d: 17402,2

Entre com o valor de nd: 24

FL = 1.4505038

FU = 1.3504741

PL = 0.0009491

PU = 0.0019348

PLchi = 0.0009489

PUchi = 0.0019353

3- INCIDENTES POR FALHA ELETRO-MECÂNICA

Entre com o valor de d: 17402,2

Entre com o valor de nd: 59

FL = 1.25681

FU = 1.2218962

PL = 0.0026935

PU = 0.0042003

PLchi = 0.0026926

PUchi = 0.0042020

4- INCIDENTES POR OUTRAS CAUSAS (PROJETO, SOFTWARE, CONTAMINAÇÃO, ETC).

Entre com o valor de d: 17402,2

Entre com o valor de nd: 41

FL = 1.3201033

FU = 1.2670491

PL = 0.0017818

PU = 0.0030492

PLchi = 0.0017813

PUchi = 0.0030503

CÁLCULO DAS PROBABILIDADES DOS INCIDENTES POR TIPO DE REATOR USANDO A DISTRIBUIÇÃO CHI-QUADRADO E FISCHER FAZENDO USO DA TABELA 4, EM ORDEM ALFABÉTICA.

Startup execution:

Loading initial environment

1. TODOS OS INCIDENTES

Entre com o valor de d: 17402,2

Entre com o valor de nd: 154

FL = 1.148404

FU = 1.1364052

PL = 0.0076975

PU = 0.0100871

$$PLchi = 0.0076933$$

$$PUchi = 0.0100935$$

2. TIPO ARGONAUTA

Entre com o valor de d: 770

Entre com o valor de nd: 2

$$FL = 5.6304293$$

$$FU = 2.1044748$$

$$PL = 0.0004617$$

$$PU = 0.0081536$$

$$PLchi = 0.0004615$$

$$PUchi = 0.0081764$$

3. TIPO UNIDADE CRITICA

Entre com o valor de d: 2834

Entre com o valor de nd: 2

$$FL = 5.6287118$$

$$FU = 2.1001901$$

$$PL = 0.0001254$$

$$PU = 0.0022198$$

$$PLchi = 0.0001254$$

$$PUchi = 0.0022215$$

4. TIPO DE MULTIPLICAÇÃO RÁPIDA

Entre com o valor de d: 179

Entre com o valor de nd: 1

$$FL = 19.492933$$

$$FU = 2.3970234$$

$$PL = 0.0002865$$

$$PU = 0.0262265$$

$$PLchi = 0.0002866$$

$$PUchi = 0.0265020$$

5. REATOR RÁPIDO REFRIGERADO A SÓDIO

Entre com o valor de d: 43

Entre com o valor de nd: 1

$$FL = 19.4841$$

$$FU = 2.4803223$$

$$PL = 0.0011922$$

$$PU = 0.1056341$$

$$PLchi = 0.0011929$$

$$PUchi = 0.1103224$$

6. TIPO GRAFITE

Entre com o valor de d: 336

Entre com o valor de nd: 1

FL = 19.494238

FU = 2.3852276

PL = 0.0001526

PU = 0.0140402

PLchi = 0.0001527

PUchi = 0.0141186

7. REATOR DE ÁGUA PESADA

Entre com o valor de d: 1060

Entre com o valor de nd: 17

FL = 1.5732744

FU = 1.4223899

PL = 0.0102441

PU = 0.0239593

PLchi = 0.010219

PUchi = 0.0240559

8. REATOR HOMOGÊNEO(L)

Entre com o valor de d: 436

Entre com o valor de nd: 3

FL = 3.6738562

FU = 1.9490776

PL = 0.0018780

PU = 0.0176869

PLchi = 0.0018754

PUchi = 0.0177836

9. REATOR TIPO LOOP

Entre com o valor de d: 50

Entre com o valor de nd: 2

FL = 5.6647927

FU = 2.1945162

PL = 0.0071537

PU = 0.1206142

PLchi = 0.0071072

PUchi = 0.1259159

10. REATOR TIPO PISCINA

Entre com o valor de d: 4055

Entre com o valor de nd: 53

FL = 1.2750683

FU = 1.2359565

PL = 0.0102771

PU = 0.0164035

PLchi = 0.0102639

PUchi = 0.0164312

11. REATOR TIPO VASO DE PRESSÃO

Entre com o valor de d: 47

Entre com o valor de nd: 1

FL = 19.485089

FU = 2.4706812

PL = 0.0010908

PU = 0.0970010

PLchi = 0.0010913

PUchi = 0.1009333

12. REATOR TIPO ÁGUA PRESSURIZADA

Entre com o valor de d: 25

Entre com o valor de nd: 1

FL = 19.475733

FU = 2.5652405

PL = 0.0020496

PU = 0.1761207

PLchi = 0.0020517

PUchi = 0.1897546

13. REATOR TIPO TANQUE EM PISCINA

Entre com o valor de d: 1670

Entre com o valor de nd: 34

FL = 1.3627522

FU = 1.2977447

PL = 0.0150122

PU = 0.0270135

PLchi = 0.0149761

PUchi = 0.0271052

14. REATOR TIPO TANQUE (WWR)

Entre com o valor de d: 557
Entre com o valor de nd: 13
FL = 1.6972521
FU = 1.4867244
PL = 0.0138592
PU = 0.0368513
PLchi = 0.0138053
PUchi = 0.0371069

15. REATOR TIPO TRIGA CONVENCIONAL

Entre com o valor de d: 426
Entre com o valor de nd: 2
FL = 5.6323358
FU = 2.1092543
PL = 0.0008348
PU = 0.0147045

PLchi = 0.0008342
PUchi = 0.0147789

16. REATOR TIPO TRIGA DOIS NÚCLEOS

Entre com o valor de d: 28
Entre com o valor de nd: 3
FL = 3.7504756
FU = 2.1299228
PL = 0.0298471
PU = 0.2541697

PLchi = 0.0292033
PUchi = 0.2769163

17. REATOR TRIGA MARK II

Entre com o valor de d: 794
Entre com o valor de nd: 8

FL = 2.0134816
FU = 1.610418
PL = 0.0050232
PU = 0.0181060

PLchi = 0.0050136
PUchi = 0.0181797

18. REATOR TRIGA MARK III

Entre com o valor de d: 133
Entre com o valor de nd: 7

FL = 2.1532175
FU = 1.6837736
PL = 0.0249591
PU = 0.0965811
PLchi = 0.0247016
PUchi = 0.0988580