

INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR

FABIANO DE ALMEIDA PORTUGAL

**METODOLOGIA MODIFICADA PARA APLICAÇÃO EM EVENTOS NÃO
PLANEJADOS DE DESARMES AUTOMÁTICOS E MANUAIS EM USINAS
NUCLEARES**

Rio de Janeiro

2017

FABIANO DE ALMEIDA PORTUGAL

**METODOLOGIA MODIFICADA PARA APLICAÇÃO EM EVENTOS NÃO PLANEJADOS
DE DESARMES AUTOMÁTICOS E MANUAIS EM USINAS NUCLEARES**

Dissertação apresentada ao Programa de Pós-Graduação em Ciência e Tecnologia Nucleares do Instituto de Engenharia Nuclear da Comissão Nacional de Energia Nuclear como parte dos requisitos necessários para a obtenção do grau de Mestre em Ciências em Engenharia Nuclear – Acadêmico em Engenharia de Reatores.

Orientadora: Prof^a Maria de Lourdes Moreira

Rio de Janeiro

2017

Portugal, Fabiano de Almeida.

Metodologia modificada para aplicação em eventos não planejados de desarmes automáticos e manuais em usinas nucleares / Fabiano de Almeida Portugal – Rio de Janeiro: CNEN/IEN, 2017

vi, 77f. : il. ; 31cm.

Orientadora: Maria de Lourdes Moreira

Dissertação (Mestrado em Engenharia de Reatores) – Instituto de Engenharia Nuclear, PPGIEN, 2017.

1. Reator nuclear .2. Desarmes 3. Segurança

**METODOLOGIA MODIFICADA PARA APLICAÇÃO EM EVENTOS NÃO PLANEJADOS
DE DESARMES AUTOMÁTICOS E MANUAIS EM USINAS NUCLEARES**

FABIANO DE ALMEIDA PORTUGAL

**DISSERTAÇÃO APRESENTADA AO PROGRAMA DE PÓS-GRADUAÇÃO EM CIÊNCIA
E TECNOLOGIA NUCLEARES DO INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR DA
COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR COMO PARTE DOS REQUISITOS
NECESSÁRIOS PARA A OBTENÇÃO DO GRAU DE MESTRE EM CIÊNCIAS EM
ENGENHARIA NUCLEAR – ACADÊMICO EM ENGENHARIA DE REATORES**

Aprovada por:

Prof^a Maria de Lourdes Moreira, D. Sc.

Prof. Celso Marcelo F. Lapa, D. Sc.

Prof. Jefferson Borges de Araújo, D. Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ – BRASIL

JUNHO DE 2017

AGRADECIMENTOS

A minha esposa Tissiane Portugal e aos meus filhos, Rafael Portugal e Luísa Portugal pelo apoio, confiança, por compreender os momentos de dedicação à elaboração da dissertação, pela inspiração e pela motivação.

A minha mãe Eliane de Almeida Portugal que sempre me apoia e incentiva.

À Professora Maria de Lourdes Moreira pelo suporte nas diversas etapas do processo.

A todos os professores e funcionários da Pós-Graduação do Instituto de Engenharia Nuclear pelo convívio e aprendizado.

Aos colegas da Indústria Nuclear Nacional e Internacional, pelas diversas contribuições que agregaram inestimável valor ao resultado obtido.

À Comissão Nacional de Energia Nuclear que, através do Instituto de Engenharia Nuclear, proporcionou a estrutura necessária para a conclusão desta dissertação.

RESUMO

O presente trabalho apresenta as metodologias existentes para redução de desarmes de reatores não planejados. Adicionalmente, propõe uma metodologia modificada para redução de desarmes automáticos e manuais não planejados de reatores de usinas nucleares.

Esta metodologia modificada tem como principal diferença em relação as metodologias existentes o universo amostral utilizado para as análises das causas de cada desarme de reator nuclear ocorrido. Enquanto as metodologias existentes analisam apenas a causa raiz de cada desarme e se aplica quando se está analisando um grande universo de usinas nucleares, a metodologia proposta analisa a causa raiz e todos os fatores causais. No desenvolvimento desta metodologia para análise dos desarmes de reator ocorridos na usina estudada foi verificado que o universo amostral considerando apenas a causa raiz de cada desarme seria muito pequeno quando comparado com a metodologia utilizada pela indústria nuclear. Conforme será descrito nesta dissertação, o INPO analisou a causa raiz de todos os desarmes de reatores que ocorreram nos Estados Unidos nos anos de 2009 e 2010. Nesta análise mais de 140 desarmes foram analisados. A aplicação da metodologia INPO para a usina estudada se torna imprecisa pois o universo amostral do número de desarmes analisados fica muito reduzido. Por isto este trabalho propõe uma metodologia modificada para o estudo de caso da usina nuclear estudada. Nesta metodologia modificada foram considerados a causa raiz e os fatores contribuintes que de alguma forma possam ter contribuído para a ocorrência de desarmes do reator, desta forma aumentando significativamente o universo amostral de falhas apuradas.

O trabalho também apresenta os principais processos existentes que ajudam a evitar desarmes do reator, e faz uma relação entre um tipo de falha identificada e os processos que devem ser melhorados para se evitar esta falha.

Por fim, faz um estudo de caso de uma usina nuclear empregando esta nova metodologia. Neste estudo de caso são identificadas as principais falhas que provocaram desarmes do reator nuclear e os principais processos a serem melhorados, e apresenta os bons resultados obtidos utilizando-se esta nova metodologia proposta.

Palavras Chave: Reatores nucleares, desarmes, segurança.

ABSTRACT

The present work presents the existing methodologies for the reduction of unplanned nuclear reactors scrams. In addition, it proposes a new modified methodology for reducing unplanned automatic and manual scrams of nuclear reactor reactors.

This modified methodology has as main difference in relation to the existing methodologies the sample universe used for the analysis of the causes of each reactor scram occurred. While existing methodologies analyze only the root cause of each scram when analyzing a large universe of nuclear power plants, the proposed methodology analyzes the root cause and all causal factors. In the development of this methodology for analysis of reactor scrams occurred in the studied plant, it was verified that the sample universe considering only the root cause of each scram would be very few when compared to the methodology used by the nuclear industry. As will be described in this dissertation, INPO analyzed the root cause of all reactor scrams that occurred in the United States in the years 2009 and 2010. In this analysis, more than 140 discharges were analyzed. The application of the INPO methodology to the case studied becomes imprecise because the sample universe of the number of scrams analyzed is very small. Therefore, this work proposes a modified methodology for the case study of the nuclear power plant studied. In this modified methodology, we considered the root cause and the causal factors that could have contributed to the occurrence of reactor scram, thus significantly increasing the sample universe of detected faults.

The work also presents the main existing processes that help to avoid a reactor scram, and makes a relation between a type of fault identified and the processes that must be improved to avoid this failure.

Finally, it makes a case study of a nuclear power plant using this new methodology. This case study identifies the main failures that caused nuclear reactor scram and the main processes to be improved, and presents the good results obtained using this new methodology.

Keywords: Nuclear reactors, scram, safety.

ÍNDICE

CAPÍTULO I – INTRODUÇÃO	14
1.1 – Contextualização	14
1.2 - Trabalhos relacionados	19
1.3 - Objetivo geral	19
1.4 - Distribuição dos capítulos	20
CAPÍTULO II - TECNOLOGIA NUCLEAR NO MUNDO	21
2.1 - Principais tecnologias	21
2.2 - Reator à água pressurizada (PWR)	22
2.3 - Reator à água fervente (BWR)	25
CAPÍTULO III - SEGURANÇA NUCLEAR	30
3.1 - O acidente de Three Mile Island (TMI)	30
3.2 - O acidente de Chernobyl	32
3.3 - O acidente de Fukushima	36
CAPÍTULO IV - A EXPERIÊNCIA OPERACIONAL INTERNACIONAL SOBRE PROGRAMAS DE REDUÇÃO DE DESARMES DE REATORES NUCLEARES	38
4.1 - Metodologia INPO	38
4.2 - Resultados INPO	42
4.3 - Metodologia ERWG	46
4.4 - Resultados ERWG	50
4.5 - Metodologia geral usada no mundo	57
CAPÍTULO V - METODOLOGIA PROPOSTA PARA REDUÇÃO DE DESARMES AUTOMÁTICOS E MANUAIS NÃO PLANEJADOS EM USINAS NUCLEARES	59
5.1 - Metodologia desenvolvida	59
5.1.1 - Definição da medição e de um indicador	59
5.1.2 - Número de desarmes automáticos do reator não planejados	61
5.1.3 - Número de desarmes manuais do reator não planejados	61
5.1.4 - Exemplos de contabilização de desarmes do reator	62
5.1.5 - Desarmes do reator automático não planejados por 7.000 horas de reator crítico	63

5.1.6 - Desarmes totais do reator não planejados por 7.000 horas de reator crítico:	64
5.2 - Estudo de caso: Metodologia adaptada proposta para o estudo de caso	65
CAPÍTULO VI - ESTUDO DE CASO	68
6.1 - Análises da tendência	68
6.2 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 1	70
6.3 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 2	72
6.4 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 3	73
6.5 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 4	74
6.6 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 5	76
6.7 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 6	77
6.8 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 7	78
6.9 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 8	80
6.10 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 9	81
6.11 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 10	82
6.12 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 11	83
6.13 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 12	85
6.14 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 13	86
6.15 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 14	87
6.16 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 15	88
6.17 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 16	90
6.18 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 17	91
CAPÍTULOS VII - RESULTADOS E CONCLUSÕES	92
7.1 - Avaliação integrada dos desarmes ocorridos no período analisado	92
7.2 – Conclusões	97
Referências bibliográficas	99

LISTA DE FIGURAS

Figura 1 - Capacidade de geração elétrica de usinas nucleares no mundo	18
Figura 2 - Reator de água pressurizada (PWR)	24
Figura 3 - Reator de água fervente (BWR)	26
Figura 4 - Prédio do Reator da Unidade 4 do Site de Chernobyl	33
Figura 5 - Causas gerais de desarmes de reatores por ano	39
Figura 6 - Tendência de desarmes do reator BWR versus PWR	40
Figura 7 - Desarmes do reator relacionados com equipamentos 2009-2010	40
Figura 8 - Tendência de desarmes de reatores na indústria americana	43
Figura 9 - Causas gerais dos desarmes de reatores por número	44
Figura 10 - Balanço dos desarmes de reatores	45
Figura 11 - Média de 3 anos das causas de desarmes de reatores	46
Figura 12 - Desarmes do reator da usina de da usina estudada por ano	69
Figura 13 - Análise de tendência	70
Figura 14 - Total de causas por família de falha no ano 1	71
Figura 15 - Total de causas por família de falha no ano 2	73
Figura 16 - Total de causas por família de falha no ano 3	74
Figura 17 - Total de causas por família de falha no ano 4	75
Figura 18 - Total de causas por família de falha no ano 5	77
Figura 19 - Total de causas por família de falha no ano 6	78
Figura 20 - Total de causas por família de falha no ano 7	79
Figura 21 - Total de causas por família de falha no ano 8	81
Figura 22 - Total de causas por família de falha no ano 9	82
Figura 23 - Total de causas por família de falha no ano 10	83
Figura 24 - Total de causas por família de falha no ano 11	85
Figura 25 - Total de causas por família de falha no ano 12	86
Figura 26 - Total de causas por família de falha no ano 14	88
Figura 27 - Total de causas por família de falha no ano 15	89
Figura 28 - Total de causas por família de falha no ano 16	91
Figura 29 - Total por causa nos desarmes analisados	95

Figura 30 - Sistemas que mais contribuíram com falha causando desarme do reator 96

Figura 31 - Desarmes por ano pelo Sistema 97

LISTA DE TABELAS

Tabela 1 - Barreiras que falharam e permitiram a ocorrência de um desarme de reator	49
Tabela 2 - Definição das famílias de falhas	66
Tabela 3 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 1	70
Tabela 4 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 2	72
Tabela 5 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 3	73
Tabela 6 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 4	75
Tabela 7 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 5	76
Tabela 8 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 6	77
Tabela 9 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 7	79
Tabela 10 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 8	80
Tabela 11 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 9	81
Tabela 12 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 10	82
Tabela 13 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 11	84
Tabela 14 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 12	85
Tabela 15 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 14	87
Tabela 16 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 15	89
Tabela 17 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 16	90
Tabela 18 - Fatores que de alguma forma contribuíram para desarmes do reator da usina estuda nos 17 anos analisados	94

LISTA DE ABREVIACOES E SIGLAS

BWR - Boiling Water Reactor

ERWG - Equipment Reliability Working Group

FBR - Fast Breeder Reactors

GCR - Gas Cooled Reactor

HWR - Heavy Water Reactor

IAEA - International Atomic Energy Agency

IER - Important Event Report

INES - International Nuclear Event Scale

INPO - Institute of Nuclear Power Operations

LWGR - Light Water Graphite Reactor

NEI - Nuclear Energy Institute

NRA - National Regulation Authority

NRC - Nuclear Regulatory Commission

PHWR - Pressurized Heavy Water Reactor

PWR - Pressurized Water Reactor

RBMK–Reaktor Bolshoy Moshchnosti Kanalnyy GE

SPV - Single Point of Vulnerability

TEPCO - Tokyo Electric Power Company

TMI - Three Mile Island

UNIPED - International Union of Producers and Distributors of Electrical Energy

VVER -Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reactor (Water Water Power Reactor)

WANO - World Association of Nuclear Operators

CAPÍTULO I INTRODUÇÃO

1.1 - Contextualização

A prioridade em uma usina nuclear indiscutivelmente é a segurança nuclear. A segurança deve ser inegociável. O objetivo é alcançar alto desempenho operacional. A aceitação popular de usinas nucleares também é fundamental para viabilidade da indústria nuclear. Neste contexto, uma política de redução de desarmes de reatores contribui positivamente para a segurança nuclear, para aumento do desempenho operacional e, conseqüentemente, os bons resultados podem ser utilizados como argumentos positivos no debate sobre o tema.

Sem dúvida que Fukushima foi um ponto de inflexão para a indústria nuclear. Mas diferentes reações ocorreram de país para país. A Alemanha rapidamente votou por gradualmente deixar de utilizar a energia nuclear. Pouquíssimos países seguiram esta decisão, como por exemplo, a Bélgica que inicialmente decidiu não fazer a extensão de vida de suas usinas nucleares e recentemente voltou atrás em sua decisão, adotando uma política para estender a vida útil das suas 7 usinas nucleares. Essa mudança e indefinição de política nuclear em tão pouco tempo, teve conseqüências negativas no desempenho das usinas nucleares belgas. A maioria absoluta dos países que operam usinas nucleares decidiu por fazer uma extensiva análise da robustez de suas plantas e fazer investimentos e melhorias onde necessário. Neste contexto, robustez pode ser definida como sendo a margem de segurança que será mantida mesmo frente a um evento que exceda os limites estabelecidos no projeto da usina nuclear. Ou seja, quanto maior a robustez de uma planta, menor será o impacto em suas margens de segurança frente a um evento, incluindo perdas de sistemas e componentes.

A indústria nuclear está continuamente aprimorando sua segurança. O tópico segurança nuclear não foi trazido à discussão somente pelos os eventos bem conhecidos de Three Mile Island, Chernobyl e Fukushima, mas também pela análise do dia a dia da experiência operacional das mais de 440 usinas nucleares em operação em todo mundo. A indústria nuclear depende de altos padrões para lidar

com possíveis eventos de forma consistente e transparente para permitir que a indústria nuclear como um todo mantenha seu alto padrão de desempenho.

O evento de Fukushima chamou a atenção para a robustez das plantas frente a um evento externo que poderia danificar severamente a planta devido a destruição de vários sistemas de segurança de uma só vez e ao mesmo tempo provocar uma situação de blecaute geral. Este evento externo, em Fukushima, foi provocado por dois enormes desastres naturais (um terremoto e um tsunami) que atingiram o sítio da usina.

Como consequência desta experiência operacional no Japão, medidas para se aumentar a robustez das usinas nucleares começaram a ser discutidas em todo mundo. Os principais campos de atuação foram:

- Reanálises da robustez, levando-se em consideração os riscos a acidentes naturais que cada planta está sujeita, incluindo terremoto, deslizamento de terra, inundação, condição de tempo severo (tornado, furacão) e explosão;
- Identificação e quantificação das margens de segurança em cada caso, considerando eventos simultâneos;
- Proteção do sítio da usina contra perda de suprimento elétrico externo e interno através de várias medidas tais como, aumento da capacidade de geradores diesel instalados e aumento da capacidade das baterias;
- Introdução de sistemas passivos de resfriamento de segurança;
- Sistemas de instrumentação resistentes a condições de acidentes;
- Revisão dos planos de emergência.

No entanto este aumento da preocupação da robustez das usinas é apenas um aspecto de segurança entre vários outros. O foco ainda deve ser mantido no projeto básico de segurança de qualquer usina, que inclui o conceito de defesa em profundidade concebido para prevenir acidentes antes que eles ocorram e consequentemente manter o site em condição segura. Porém, isto não passa apenas por uma questão de projeto de usinas. Igualmente importantes são questões relacionadas à cultura de segurança, à capacidade e qualificação técnica das equipes de operação e à segurança cibernética. Neste contexto, a redução dos desarmes dos reatores de usinas nucleares ganha especial importância, uma vez que envolve gerenciamento eficaz, confiabilidade de equipamentos e redução da falha humana.

Em relação à frota de usinas nucleares em operação, a situação econômica mundial tem sido um desafio, principalmente na Europa e Estados Unidos. Vários fatores estão pressionando para baixo o preço nos mercados de energia. Um dos principais é a geração de energia elétrica através do gás de xisto com baixíssimo custo de produção. Outro fator são os subsídios existentes para fontes de energia renováveis especialmente na Europa, e também a dificuldade econômica de alguns países que estão atravessando recessão. Todos esses efeitos combinados estão provocando forte pressão para redução do preço da energia nos diversos mercados energéticos no mundo, incluindo a energia gerada pelas usinas nucleares.

Neste cenário, em particular pequenas usinas nucleares correm o risco de terminarem sua operação comercial por não serem mais viáveis economicamente. Por outro lado, grandes usinas nucleares, já totalmente depreciadas, podem ter resultados econômicos que tornam viável a extensão de vida. O debate nos Estados Unidos para permitir a operações de reatores nucleares por mais de 80 anos prova essa viabilidade econômica. Entretanto, esta situação econômica varia largamente de país para país. Mais uma vez um programa de redução de desarmes de reatores ganha importância uma vez que transientes térmicos são limitador da vida útil de uma usina nuclear.

No Japão todas as usinas nucleares foram temporariamente desligadas após o acidente de Fukushima para instalação de melhorias na segurança. Uma medida básica após Fukushima foi a criação da Autoridade Reguladora Nacional totalmente independente, internacionalmente conhecida como National Regulation Authority (NRA). A NRA atualmente está subordinada ao Ministério do Meio Ambiente do Japão. Antes do evento de Fukushima o órgão antecessor era subordinado ao Ministério da Economia. A NRA desenvolveu um plano de ação para promover melhoramentos na segurança de cada usina nuclear japonesa que deveriam ser cumpridos antes da planta retornar à operação comercial. Esse plano de ação compreendia reavaliações sobre os riscos de terremotos em cada site, inspeções nas usinas, pacotes de modificações de projetos para melhoria de sistemas de segurança, bem como procedimentos e treinamentos das equipes envolvidas durante situações de crises. Importantes avanços foram alcançados com a implantação desses planos de ação e após um longo processo de autorização da NRA e de autoridades japonesas as usinas foram retornando a operação comercial.

A primeira planta a voltar a operação foi a Sendai 1, em agosto de 2015; em seguida sua usina irmã Sendai 2, em outubro 2015 (STOLL, 2011).

A China é o mercado com o maior crescimento energético. O país tem um ambicioso projeto de construção de usinas nucleares em andamento. Em 2015, cinco novas usinas nucleares chinesas entraram em operação. Em 2016, mais cinco reatores foram conectados ao sistema interligado. Atualmente existem 20 reatores em construção na China. A previsão chinesa é que cinco reatores entrem em operação comercial por ano.

Nos Estados Unidos apesar dos quatro reatores em construção, o assunto em discussão é a extensão da vida útil das usinas (caminho que está sendo seguido por todos os países que fizeram parte da primeira expansão da indústria nuclear e que têm usinas próximas de 40 anos de vida útil). Na outra ponta, algumas pequenas usinas nucleares estão sendo fechadas por razões puramente econômicas. Esta situação é similar no oeste europeu, com o desligamento por razões econômicas sendo anunciado como, por exemplo, na Suécia. Muitos países, no entanto, incluindo Bélgica, Suíça e França, estão trabalhando na implantação da extensão de vida das suas usinas nucleares. A construção de novas instalações é desestimulada pela atual situação do mercado de energia com uma pressão por redução de custo. O Reino Unido iniciou um grande programa de substituição do seu antigo parque de geração nuclear. Atualmente, o Reino Unido possui 15 reatores em operação comercial e 30 reatores desligados permanentemente. Este programa tem um forte propósito de redução de emissão de gases de efeito estufa (STOLL, 2011).

Outro exemplo é a Finlândia que considera a energia nuclear como apropriada para geração elétrica de forma confiável e acessível, e ao mesmo tempo utiliza seu desenvolvimento como política para reduzir sua dependência de energia da Rússia. A maioria das usinas em construção se encontra em países que têm uma política que considera a utilização da energia nuclear viável, confiável, sustentável e estrategicamente importante para manter a capacidade de produção de energia do país.

Da perspectiva global, o balanço da utilização da energia nuclear no mundo foi positivo ao final do ano 2015. Para se ter uma ideia, 10 novos reatores com uma capacidade instalada total de 9.377MW entraram em operação enquanto sete reatores com uma capacidade instalada total de 3.863MW foram desligados permanentemente. Entre estes a usina alemã de Grafenrheinfeld com uma

capacidade instalada de 1.345MWe (uma usina com altíssimo desempenho, entre as melhores do mundo). Nos próximos anos, novos projetos de reatores nucleares estão previstos no mundo, principalmente na Ásia, predominantemente na China, mas também em outros países tais como Reino Unido, Estados Unidos, países da Europa Central e da América do Sul, onde projetos já estão em fase adiantada. O que pode ser observado na **figura 1** é um pequeno, porém contínuo aumento da capacidade instalada de reatores nucleares. Isto significa novos reatores entrando em operação, novos operadores, novos engenheiros entrando na indústria nuclear. A preocupação de se manter a experiência operacional e a cultura de segurança adquiridas na indústria nuclear faz parte da cultura que permeia o setor. Entre os vários programas existentes para disseminação desta experiência podemos citar o programa de redução de desarmes de usinas nuclear. Neste contexto, a redução do desarmes de usinas nucleares ganha especial importância uma vez que envolve de gerenciamento eficaz, confiabilidade de equipamentos e redução da falha humana.

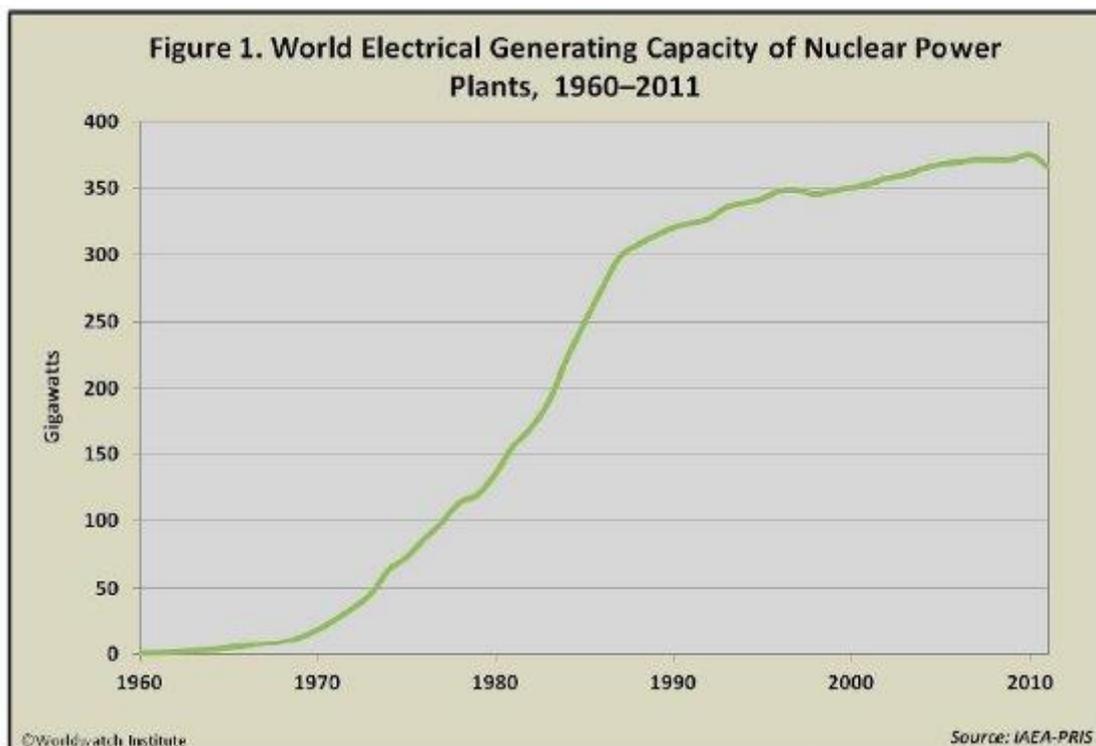


Figura 1 – Capacidade de geração elétrica de usinas nucleares no mundo (STOLL, 2011)

1.2 - Trabalhos Relacionados

A partir do ano 2005, desarmes não planejados de reatores de potência tiveram uma tendência de aumento nos Estados Unidos, aumentando de 65 desarmes no ano de 2005 para 77 em 2010, o que significou um aumento de 18% em cinco anos. A principal preocupação foi que, em alguns casos, o desarme do reator iniciou eventos mais significantes que acabaram por desafiar o bom desempenho de equipamentos e operadores. Baseado nesta preocupação com a segurança o Instituto de Operadores de Usinas Nucleares, internacionalmente conhecido como “Institute of Nuclear Power Operations”(INPO) emitiu o documento “INPO IER level 2 11-2-2009”. Esse documento foi elaborado por um grupo multidisciplinar que analisou as causas de todos os desarmes de reatores ocorridos nos Estados Unidos nos anos de 2009 e 2010, com o objetivo de reverter a tendência de aumento dos desarmes.

Em 2011, o grupo de trabalho de confiabilidade de equipamentos, conhecido internacionalmente como “Equipment Reliability Working Group” (ERWG) criou um subcomitê de redução de desarmes de reatores com o propósito de colaborar com a indústria nuclear para redução dos desarmes de reatores que estavam ocorrendo. Este subcomitê de redução de desarmes de reatores do ERWG trabalhou em conjunto com o INPO reanalisando os mesmos desarmes de reatores ocorridos nos Estados Unidos nos anos de 2009 e 2010. As conclusões, sugestões e recomendações deste trabalho foram publicadas no documento “Equipment Reliability Working Group – Scram reduction sub-committe 2012”, publicado em janeiro de 2013.

1.3 - Objetivo Geral

Este trabalho tem como objetivo descrever a metodologia utilizada internacionalmente e a metodologia desenvolvida para o estudo de caso dessa dissertação, apresentando as ações corretivas adotadas e os resultados obtidos. Por fim, o resultado final alcançado com esta nova metodologia proposta foi a contribuição para a redução do número de desarmes do reator estudado para zero em 2016.

1.4 - Distribuição dos Capítulos

Esta dissertação está estruturada de tal forma que no capítulo 2 é feita uma descrição das principais características que distinguem as diferentes tecnologias utilizadas pelas usinas nucleares em operação atualmente no mundo. E também apresenta uma descrição mais detalhada dos dois tipos de reatores mais utilizados no mundo: o reator a água pressurizada conhecido por sua sigla em inglês PWR e o reator a água fervente, conhecido por sua sigla em inglês BWR.

No terceiro capítulo são descritos os três acidentes com usinas nucleares que provocaram danos aos núcleos dos reatores e que afetaram a credibilidade da indústria nuclear, a saber: Three Mile Island (1979), Chernobyl (1986) e Fukushima (2011).

No capítulo 4 é apresentada a experiência operacional internacional em programas de redução de desarmes de reatores de usinas nucleares. Este capítulo expõe a metodologia utilizada pelo INPO pelo ERWG, bem como os resultados das análises realizadas nos desarmes de reatores ocorridos nas usinas americanas nos anos de 2009 e 2010. Por fim, é apresentada uma metodologia geral utilizada no mundo.

O capítulo 5 descreve a nova metodologia adaptada empregada no estudo de caso realizado neste trabalho, incluindo a descrição do indicador utilizado, do universo amostral utilizado no estudo de caso bem como a descrição das categorias de falhas apuradas.

No capítulo 6 é realizado um estudo de caso de uma usina nuclear. Foram analisados os dados disponíveis de 17 anos de operação, onde ocorrerem 39 desarmes do reator (automáticos e manuais). Cada desarme teve suas causas raízes e fatores contribuintes estudados. A metodologia apresentada anteriormente foi empregada neste estudo de caso.

No capítulo 7 são apresentados os resultados obtidos no estudo de caso e as conclusões.

CAPÍTULO II - TECNOLOGIA NUCLEAR NO MUNDO

2.1 - Principais Tecnologias

As rotas tecnológicas existentes visando à geração de eletricidade através da energia nuclear possuem características que, em função de suas especificidades técnicas, econômicas e geopolíticas, devem ser analisadas detalhadamente tanto por aqueles países, como o Brasil, que consideram expandir a capacidade instalada já existente através de usinas nucleares, como para os que avaliam iniciar a utilização da energia nuclear como fonte energética para geração de eletricidade.

Neste sentido, as seguintes características distinguem as rotas tecnológicas utilizadas pelas usinas nucleares em operação atualmente no mundo:

1. Energia dos nêutrons de fissão: pode-se optar pela utilização de nêutrons térmicos (o que requer a termalização dos nêutrons através de um moderador) ou nêutrons rápidos.
2. Moderador de nêutrons: no caso da opção pelos nêutrons térmicos torna-se necessário definir o moderador a ser utilizado
3. Combustível: existem rotas tecnológicas que utilizam urânio enriquecido e outras que utilizam urânio natural
4. Refrigerante do reator: utiliza-se principalmente água ou gás para remoção do calor do núcleo.

Neste contexto, as 449 usinas nucleares em operação no mundo utilizam as seguintes rotas tecnológicas associadas às características anteriormente mencionadas (IAEA, 2017):

- Reatores refrigerados e moderados à água leve pressurizada (*Pressurized Water Reactor-PWR*) e que utilizam Urânio enriquecido como combustível (os reatores utilizados nas Usinas de Angra 1 e Angra 2 são do tipo PWR e este tipo de reator foi o afetado pelo acidente de Three Mile Island ocorrido nos Estados Unidos em 1979).
- Reatores refrigerados e moderados à água leve fervente (*Boiling Water Reactor-BWR*) e que utilizam Urânio enriquecido como combustível (este é o tipo de reator que foi acidentado em Fukushima no Japão em 2011).

- Reatores Refrigerados à água leve fervente, moderados a grafite (*Light Water Graphite Reactor- LWGR*) e que utilizam urânio enriquecido (este é o tipo de reator acidentado em *Chernobyl* na antiga União Soviética, em 1986).
 - Reatores que utilizam Urânio natural como combustível, água pesada como moderador e água leve ou pesada como refrigerante. Tais reatores são denominados reatores à água pesada (*Heavy Water Reactor- HWR* ou *Pressurized Heavy Water Reactor - PHWR*).
 - Reatores refrigerados a gás e moderados a grafite (*Gas Cooled Reactor-GCR*)
 - Reatores Regeneradores Rápidos (*Fast Breeder Reactors-FBR*) nos quais as fissões ocorrem a partir de nêutrons rápidos e não utilizam moderadores.
- A seguir serão descritos os dois tipos de reatores mais utilizados no mundo.

2.2 - Reator à Água Pressurizada (PWR)

Este tipo de reator é o mais utilizado nas usinas nucleares de geração de energia elétrica em operação no mundo, sendo também o tipo de reator utilizado nos reatores de Angra 1 e Angra 2 e, futuramente na usina de Angra 3, ora em construção. Foi também o tipo de reator acidentado na Usina de *Three Mile Island*, nos Estados Unidos, em 1979. Das 449 usinas nucleares em operação no mundo em 2015, 282 utilizavam esta rota tecnológica, ou seja, um pouco mais de 60% do total (IAEA, 2017).

O reator PWR de dois loops foi desenvolvido pela empresa *Westinghouse*, nos Estados Unidos em meados do século XX. O primeiro projeto para fins comerciais, *Yankee Rowe*, de 250 MWe de capacidade, iniciou sua operação em 1960. Subsequentemente, outras empresas dos Estados Unidos e da Europa Ocidental também desenvolveram projetos semelhantes. Uma versão particular dos reatores do tipo à água pressurizada, denominada VVER, foi desenvolvida pela antiga União Soviética (NEI, 2012; ISHIGURO, 2002).

Neste tipo de reator a água leve atua tanto como refrigerante do núcleo quanto como moderador de nêutrons. A água leve possui uma série de propriedades favoráveis à sua utilização em reatores nucleares e, em função do baixo custo associado à sua obtenção, possui a vantagem de ter o menor custo dentre as opções existentes quando utilizada tanto como refrigerante quanto como moderador. A água leve possui ainda boas características de transferência de calor, boas

propriedades nucleares, além de prover certa lubrificação e estabilidade dentro dos limites de temperatura dos materiais nucleares. Adicionalmente, a tecnologia de transferência de calor utilizando água leve é conhecida e o sistema de resfriamento relativamente simples (SANTOS, 2011).

A maior desvantagem da utilização da água como refrigerante é seu ponto de ebulição, relativamente baixo considerando-se as temperaturas de operação dos sistemas primários de usinas nucleares. Logo, para evitar a vaporização da água, é preciso mantê-la pressurizada. Nos reatores do tipo PWR a água é mantida pressurizada através de um pressurizador em aproximadamente 150 atmosferas para evitar a vaporização da mesma. Diferentemente dos reatores tipo BWR, nos reatores do tipo PWR não ocorre vaporização da água no núcleo do reator permanecendo a mesma em estado sub-resfriado com grau de sub-resfriamento na ordem de 20°C.

O sistema de refrigeração do reator é tal que a água entra pelos bocais de entrada no vaso do reator, flui para a parte inferior do vaso através de uma região anular de descida (denominada *downcomer*) localizada entre o vaso e o barril do núcleo, sem contato com o núcleo do reator, e posteriormente flui da parte inferior para a parte superior do vaso do reator passando então pelos elementos combustíveis do núcleo do reator, removendo calor dos mesmos e saindo do vaso do reator em direção aos geradores de vapor onde ocorre a transferência de calor entre o sistema primário e o sistema secundário.

A geração de vapor ocorre no lado secundário de trocadores de calor em forma de U (no projeto russo o gerador de vapor é horizontal) ou de passo único, normalmente denominados de geradores de vapor (KNIEF, 1981). Em função da potência da usina, pode haver de dois a quatro geradores de vapor. O ciclo de troca de calor indireto devido à introdução de geradores de vapor é uma desvantagem dos reatores PWR em relação aos reatores BWR de ciclo direto quando se consideram aspectos de transferência de calor. Entretanto, os reatores do tipo PWR possuem importante vantagem comparativa em relação aos reatores do tipo BWR com relação às barreiras existentes entre o material radioativo e o meio ambiente em função da independência existente entre os circuitos primário e secundário, conforme apresentado no diagrama esquemático da **Figura 2**.

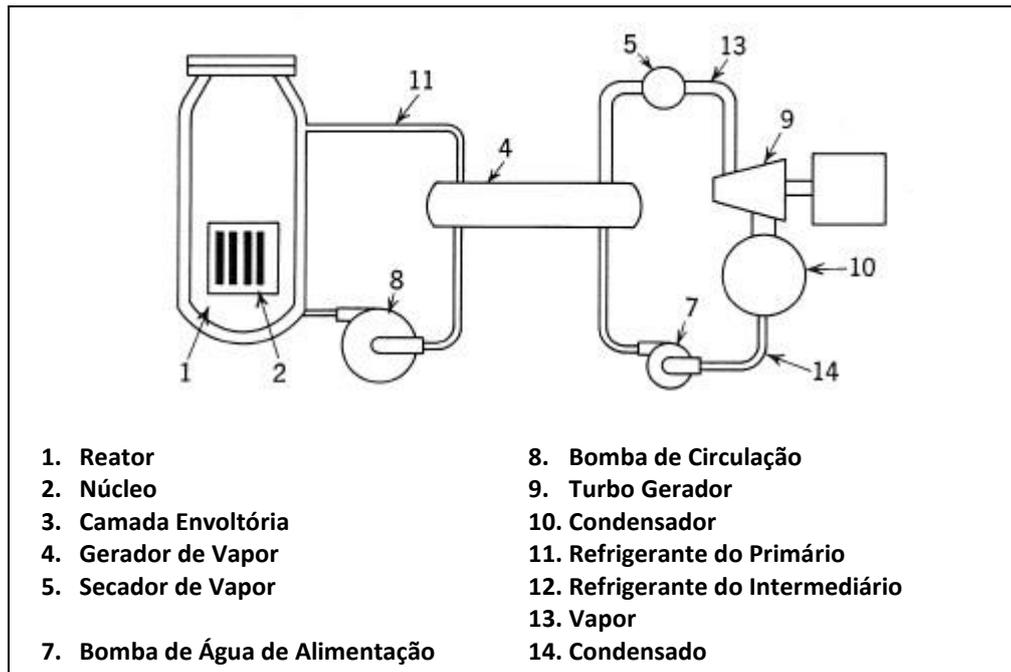


Figura 2 - Reator a Água Pressurizada PWR (WILLS, 1967, p. 65)

A necessidade de se estabelecer alta pressão no sistema primário para evitar a vaporização do refrigerante aumenta os custos do reator tipo PWR em função dos requisitos das características estruturais do sistema primário e do vaso do reator. Da mesma forma, um reator tipo PWR exige componentes específicos como o pressurizador e os geradores de vapor aumentando o custo das usinas nucleares que utilizam este tipo de reator quando comparado com um reator tipo BWR de ciclo direto.

A existência de fluxo de refrigerante com alta pressão e alta temperatura aumenta a susceptibilidade dos reatores PWR a maiores taxas de corrosão e erosão. Adicionalmente, os requisitos exigidos para os sistemas de contenção do sistema primário são elevados quando comparados com os requisitos de contenção de um reator tipo BWR, em função da potencial liberação de alta energia em caso de ruptura no sistema de refrigerante do primário.

Neste tipo de reator o combustível utilizado é o urânio enriquecido (em torno de 4% de U-235) devido à alta absorção de nêutrons pela água leve. Tal fato dificulta a utilização desta opção tecnológica pelos países que não dominam a tecnologia de enriquecimento de urânio impondo àqueles que optam por esta rota tecnológica a importação do material combustível enriquecido, sendo mais atrativa aos países (como é o caso do Brasil) que dominam a tecnologia de enriquecimento isotópico

de urânio. O reator é considerado compacto em função do enriquecimento de combustível e da alta densidade de potência existente. Cada elemento combustível dos reatores do tipo PWR tem configuração quadrada e são compostos por varetas de combustível em configuração de 14 x 14 até 17 x 17 (no reator russo do tipo VVER cada elemento combustível tem a configuração hexagonal e possui até 331 varetas). Nem todas as posições de um elemento combustível, seja ele 14 x 14 ou 17 x 17, são ocupadas por varetas de elemento combustível. As posições não ocupadas são utilizadas para inserção de barras de controle, fontes de nêutrons, instrumentação nuclear interna ou barras de veneno queimável.

O controle de reatividade em reatores do tipo PWR é realizado através de barras de controle absorvedoras de nêutrons (que são inseridas de cima para baixo do núcleo do reator diferentemente dos reatores do tipo BWR), barras de veneno queimável e por solução de ácido bórico diluída no refrigerante do reator. Ao longo do ciclo de combustível a queima de urânio é compensada principalmente pela diluição da concentração de boro do sistema primário. O desligamento imediato do reator em um reator PWR é realizado através da inserção das barras de controle no núcleo do reator. Com o reator em operação as barras são mantidas removidas do núcleo por ação eletromagnética. Em caso de necessidade de desligamento imediato do reator (seja automático ou manualmente) esta energia é desconectada e ocorre a queda quase que instantânea de todas as barras de controle no núcleo do reator pela ação da gravidade interrompendo a reação nuclear (GLASSTONE & SESONSKE, 1994).

2.3 Reator a Água Fervente (BWR)

Dentro do processo de desenvolvimento da Tecnologia Nuclear considerou-se inicialmente que a vaporização do refrigerante no núcleo do reator (característica da rota tecnológica dos reatores BWR) ocasionaria séria instabilidade no núcleo do reator em função das diferentes características da água e do vapor em termos de transferência de calor e propriedades nucleares. Por esta razão, o primeiro reator refrigerado à água foi um reator do tipo PWR. Entretanto pesquisas realizadas possibilitaram a primeira criticalidade de um reator experimental BWR em 1956 no Laboratório Nacional de Argônio nos Estados Unidos (WILLS, 1967).

Os reatores do tipo BWR foram inicialmente desenvolvidos nos Estados Unidos pela *General Electric*. O primeiro reator para fins comerciais (Dresden-1 com 250 MWe de capacidade) entrou em operação no início da década de 1960. Posteriormente também foram desenvolvidos reatores do tipo BWR no Japão e na Europa Ocidental.

Este foi o tipo de reator afetado pelo acidente de Fukushima no Japão em 2011, havendo dentre os 441 reatores em operação no mundo em 2015 um total de 78 reatores do tipo BWR, ou seja, algo em torno de 20% do total (IAEA, 2017).

Diferentemente dos reatores do tipo PWR, onde o refrigerante não vaporiza em função da alta pressão no qual é mantido o refrigerante do sistema primário, nos reatores tipo BWR a pressão do sistema primário é menor que a dos reatores do tipo PWR e o calor é removido do núcleo do reator através da conversão da água em vapor no próprio núcleo, conforme apresentado no diagrama esquemático da **Figura 3**. Sendo assim, indo o vapor diretamente do vaso do reator para a turbina, um projeto de reator tipo BWR é mais simples que um PWR e conseqüentemente mais econômico, uma vez que diversos equipamentos existentes nos reatores tipo PWR são eliminados ou têm suas participações minimizadas.

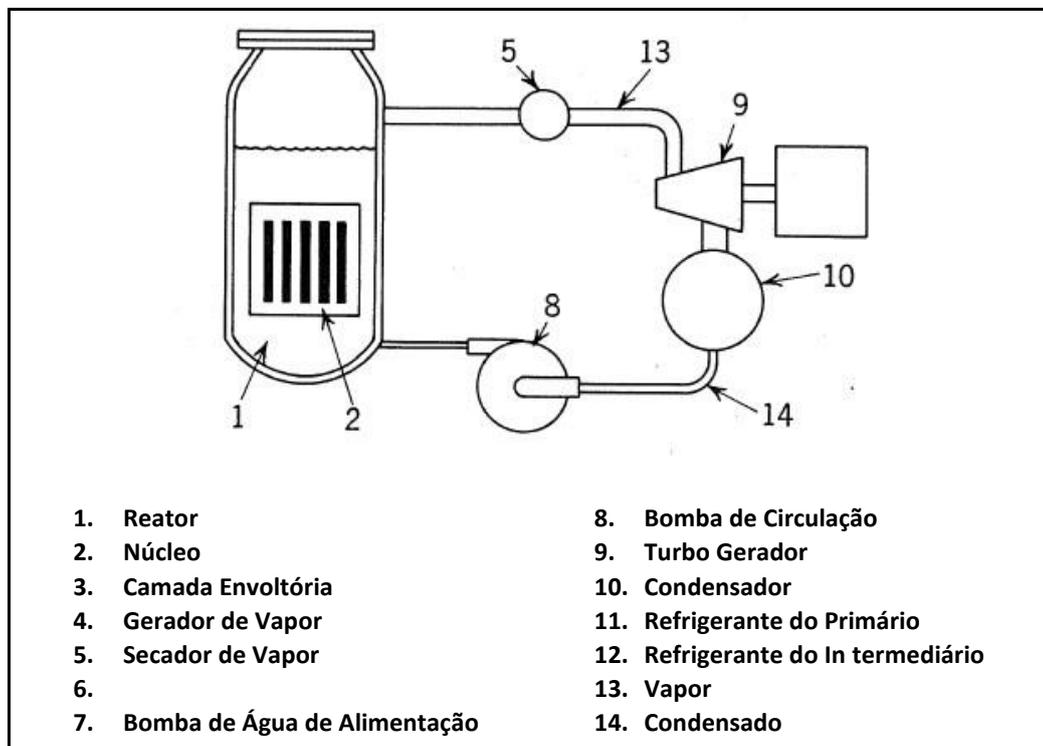


Figura 3 - Reator a Água Fervente BWR (WILLS, 1967 p. 67)

Assim como no reator tipo PWR, a água leve atua neste tipo de reator como moderador e como fluido refrigerante; o combustível utilizado é o urânio enriquecido. Apesar da pressão no sistema primário ser menor que a utilizada nos reatores tipo PWR, a pressão e a temperatura do vapor gerado são similares.

Uma característica importante dos reatores tipo BWR é a necessidade de se manter o percentual de vapor presente no núcleo do reator menor que 14% em peso visando assegurar a estabilidade do núcleo, o que significa que a maior parte do refrigerante não vaporiza e precisa ser recirculado de volta para o vaso do reator. Para tal, o sistema de recirculação de refrigerante estabelece o fluxo de refrigerante necessário a assegurar a densidade de potência requerida em um reator tipo BWR.

Teoricamente, os reatores do tipo BWR podem ser classificados em relação ao tipo de conexão existente entre o reator e a turbina. Quando o vapor flui direto do reator para a turbina diz-se que o ciclo é direto. Quando há um gerador de vapor onde é realizada a transferência de calor do primário para o secundário diz-se que o ciclo é indireto. O ciclo direto possui como vantagem uma maior eficiência na transferência de calor o que faz com que se possa trabalhar com menores temperaturas no núcleo. Por outro lado, no ciclo direto há uma maior probabilidade que ocorra o carreamento para a turbina de material radioativo oriundo da ativação de impurezas suspensas ou dissolvidas, ou ainda do oxigênio ou nitrogênio dissociados. Atualmente os reatores BWR em operação no mundo são do tipo de ciclo direto em função da economicidade.

A tecnologia de reatores BWR de ciclo direto requer uma menor quantidade de equipamentos (bombas, trocadores de calor e equipamentos auxiliares) quando comparada com os reatores tipo PWR. Sob o aspecto de segurança nuclear considera-se que este tipo de reator possui uma característica de segurança intrínseca uma vez que em caso de excursão de potência, o vazio formado pela vaporização do refrigerante tende a reduzir a potência do núcleo em função da menor moderação neutrônica proporcionada pelo vapor em comparação com a obtida com a água. A operação do sistema primário com menor nível de pressão e temperatura reduz os requisitos dos sistemas de contenção para este tipo de reator, sendo esta característica uma das que mais contribuíram para as consequências do acidente de Fukushima no que concerne a liberação de material radioativo para o meio ambiente. Adicionalmente, nas usinas que utilizam este tipo

de reator existe um maior potencial de transferência de material radioativo para os equipamentos em contato com vapor e um maior risco de liberação de material radioativo para o meio ambiente quando comparado com reatores PWR.

A reatividade do núcleo é controlada pela ação combinada entre as barras de controle, barras de veneno queimável e o ajuste no fluxo de refrigerante através do núcleo do reator. Diferentemente dos reatores tipo PWR, não existe boro diluído no refrigerante do núcleo. O fluxo de refrigerante afeta a potência do reator e desta forma o controle de fluxo de refrigerante, por variar a densidade do refrigerante, é uma das formas de controle da reatividade do núcleo de um reator tipo BWR. Com um fluxo de refrigeração elevado ocorre a redução da temperatura do refrigerante ocasionando o aumento da densidade da água, o aumento da moderação neutrônica e o conseqüente aumento da potência do núcleo. Em sentido inverso, a redução do fluxo de refrigeração ocasiona o aquecimento da água, a redução da densidade do refrigerante em função da formação de vapor e maior presença de vazios e a conseqüente redução da moderação e da potência do reator. O controle de fluxo é realizado por *jetpumps* que recirculam a água no vaso do reator. Na prática consegue-se variar até 40% de potência nuclear através da variação de fluxo de refrigerante sem necessitar o aumento da temperatura do refrigerante. Ao longo do ciclo de operação, o controle de reatividade em um reator tipo BWR é realizado principalmente pela extração gradativa de barras de controle, as quais no início do ciclo são mantidas parcialmente inseridas no núcleo, e pela utilização de barras de veneno queimável. Entretanto é possível também compensar a queima de combustível alterando-se o fluxo de refrigerante caso haja margem para ajuste de fluxo.

Diferentemente dos reatores tipo PWR, as barras de controle são montadas na parte inferior do vaso do reator. Tal configuração se deve em especial ao fato de existirem separadores e secadores de vapor na parte superior do vaso do reator, impossibilitando fisicamente a montagem das barras de controle na parte superior do vaso do reator. Adicionalmente, a inserção ou retirada de barras de controle na parte inferior do vaso do reator permite compensar variações de reatividade ocorridas na saída do vaso em função da formação de vazios. Neste tipo de projeto o desligamento imediato do reator também é realizado pela inserção de todas as barras de controle no núcleo do reator, mas utilizando a pressão de um gás

comprimido (nos reatores do tipo PWR a inserção das barras de controle se dá pela queda das mesmas por gravidade) (GLASSTONE & SESONSKE, 1994).

CAPÍTULO III - SEGURANÇA NUCLEAR

A contínua busca pela segurança nuclear, prioridade máxima da indústria nuclear mundial, é o objetivo a ser perseguido no intuito de minimizar a possibilidade de ocorrência de acidentes nucleares e mitigar eventuais consequências caso ocorram danos ao núcleo do reator. Neste sentido, um programa de redução de desarmes de reatores é mais uma ferramenta que irá ajudar na busca contínua pela segurança nuclear e a excelência operacional de usinas nucleares.

A evolução tecnológica dos reatores nucleares agregou importante valor à segurança das usinas. Entretanto, ao longo do desenvolvimento tecnológico a indústria nuclear teve sua credibilidade afetada quanto a sua capacidade de manter a segurança das usinas nucleares em função de três acidentes que ocasionaram danos ao núcleo do reator das usinas. No acidente da usina de *Three Mile Island 2* (TMI) nos Estados Unidos em 1979, a liberação de radioatividade para o ambiente foi mínima, mas as perdas econômicas significantes. Em Chernobyl, na antiga União Soviética em 1986, o acidente afetou a aceitação da energia nuclear por parte da opinião pública, além de ocasionar alterações em projetos de reatores futuros. Mais recente, o acidente de Fukushima no Japão em 2011, afetou a opinião pública mundial quanto à utilização da Tecnologia Nuclear, causou a redefinição da política energética de alguns países e suas consequências ainda encontram-se em avaliação por parte da indústria nuclear.

3.1 O acidente de Three Mile Island (TMI)

O acidente de TMI, ocorrido em um reator do tipo PWR, foi consequência de uma combinação não usual de fatores composta por erros cometidos pelo pessoal responsável pela operação da usina associados, simultaneamente, a deficiências ocorridas em equipamentos da usina. A sequência de eventos que levou ao acidente teve como início a inoperabilidade de uma bomba na coluna de desmineralização do circuito secundário da usina que ocasionou o desarme da turbina e do reator. Como consequência do desarme do reator ocorreu o aumento da pressão do sistema primário e abertura da válvula de alívio do sistema de refrigeração do reator. Entretanto, a referida válvula falhou na posição aberta, ou seja, não voltou a fechar

conforme requerido, sem que o operador tenha percebido que a válvula estava em posição indevida ocasionando uma pequena perda de refrigerante do sistema primário de forma contínua. Como resultado da abertura da válvula de alívio, a qual não foi percebida pelo operador, ocorreu o aumento do nível do pressurizador, tendo o operador, por não entender corretamente o comportamento termodinâmico do nível, reduzido o fluxo de injeção de segurança (injeção de água borada através de uma bomba de alta pressão com o intuito de repor o inventário de refrigerante do reator) e aumentado o fluxo de extração do primário na tentativa de reduzir o nível do mesmo, ocasionando o aumento da perda do inventário do sistema primário. A perda de inventário do primário causou a vaporização do refrigerante no núcleo do reator, tendo o operador desligado as bombas de refrigeração do sistema primário, o que levou a uma maior vaporização do sistema com descobrimento do núcleo e o conseqüente severo dano ao mesmo. Como conseqüência do evento ocorreu a sobrepressurização do tanque de alívio do primário em função da descarga contínua da válvula de alívio, ocasionando pequena liberação radioativa para prédios da usina e daí para o meio ambiente através da chaminé da usina. Após algumas horas a situação foi controlada e o núcleo do reator recoberto com água. Entretanto, em função da perda da geometria do núcleo e da formação de hidrogênio e da presença de vapor no sistema primário houve dificuldade para se estabelecer o resfriamento do núcleo e diversas operações manuais de *feedandbleed* (operação de encher e drenar) do sistema primário tiveram que ser realizadas antes que se conseguisse partir as bombas do sistema primário, o que ocorreu cerca de 16 horas após o início do evento (GLASSTONE & SESONSKE, 1994).

A avaliação do evento realizada pela indústria americana e pela autoridade reguladora dos Estados Unidos (NRC) identificou a necessidade de realizar aprimoramentos em quatro áreas de atuação: avaliação da performance das usinas nucleares e do treinamento de pessoal, requisitos operacionais, melhorias nos equipamentos das usinas e pesquisa (GLASSTONE & SESONSKE, 1994).

Para fazer frente às melhorias associadas à implementação de avaliações das usinas e do treinamento de pessoal os Estados Unidos criaram o *Institute of Nuclear Power Operations* (INPO) para realizar detalhada avaliação da experiência operacional das usinas, atuando como disseminador das informações e melhores práticas operacionais, além de estabelecer programas de treinamento e acreditação. A necessidade de se estabelecer novos requisitos operacionais incluiu

o aumento do efetivo de cada equipe de operação da sala de controle trabalhando em regime contínuo nas usinas e melhorias nos procedimentos de operação. A terceira área na qual aprimoramentos foram implementados contemplou a melhoria em equipamentos das usinas, em especial no que concerne a modificações realizadas nas salas de controle e na Instrumentação e Controle, principalmente quanto a interface homem máquina e a disponibilização de informações para os operadores. Como consequência, diversas modificações de projeto foram implementadas a um custo na ordem de centenas de milhões de dólares. Finalmente, pesquisas concernentes a termo fonte e análises de condições degradadas do núcleo do reator foram expandidas. Tais medidas, também implementadas em diversos países do mundo, como realizado nas Usinas de Angra 1 e Angra 2 no Brasil, em muito contribuíram pelo aprimoramento das condições de segurança das usinas nucleares em âmbito mundial. Não obstante, a possibilidade de ocorrência de um acidente nuclear afetou seriamente a imagem da energia nuclear como uma tecnologia a prova de falhas.

3.2 O acidente de Chernobyl

Enquanto o acidente de TMI teve como principais componentes deficiências na interface homem máquina da sala de controle e no treinamento do pessoal de operação, a tecnologia utilizada no reator de Chernobyl teve grande influência no acidente ocorrido na usina em 1986, em função de fragilidades no projeto associadas à instabilidade do reator, a baixas potências, elevado coeficiente de vazios positivo e contenção parcialmente estabelecida como 3ª barreira quando consideramos o conceito estabelecido em reatores PWR (BARRE & BAUQUIS, 2007). O reator, modelo RBMK-1000, do tipo à água fervente, refrigerado à água leve e moderado a grafite (LWGR), possui os elementos combustíveis dentro de tubos de pressão por onde passam o refrigerante, havendo em cada tubo de pressão 18 barras de combustível posicionadas concentricamente. Com a usina operando a 100% de potência a qualidade do vapor na saída do tubo de pressão é de 14%. O reator tem 7m de altura por 11,7m de diâmetro havendo 1661 canais de refrigeração. Neste tipo de reator é possível realizar o reabastecimento de combustível com a usina em operação, através de uma máquina de recarregamento existente acima do vaso do reator como mostrado na **Figura 4**. O

combustível utilizado é o urânio enriquecido a 2% havendo 221 barras de controle de diversos tipos para compensar a reatividade do núcleo. A potência térmica nominal era de 3.200 MWt.

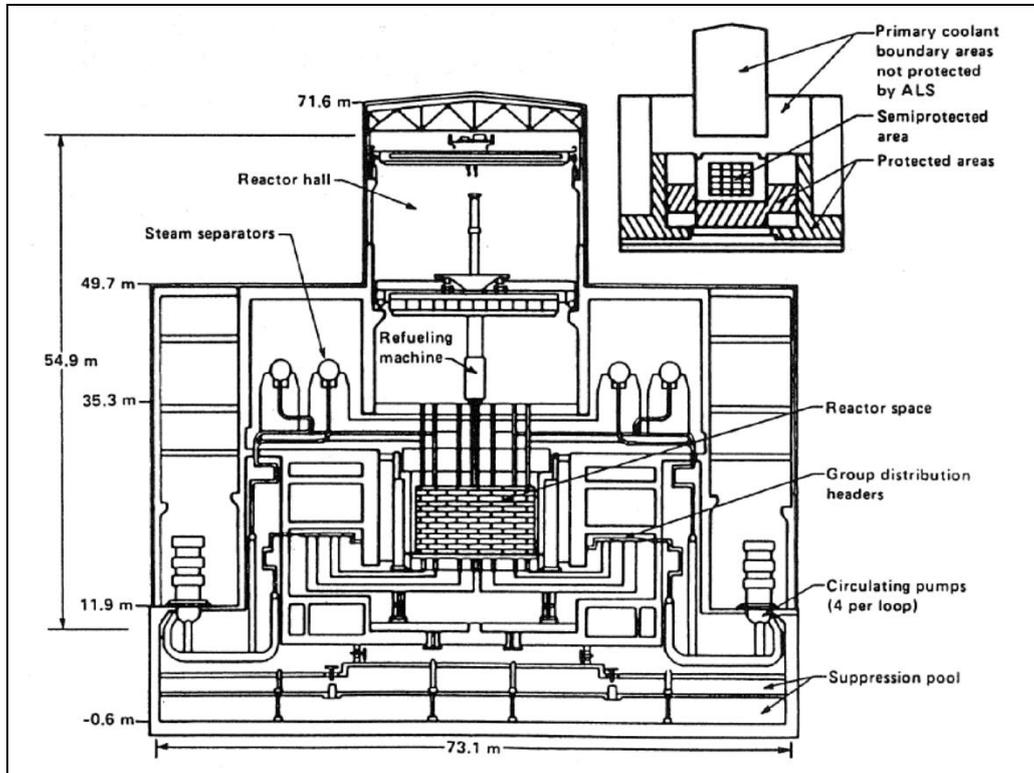


Figura 4 - Prédio do Reator da Unidade 4 do Site de Chernobyl (GLASSTONE & SESONSKE, 1994. p 735)

Em função das dimensões do reator, este tipo de usina foi desenvolvido sem que houvesse sido possível a existência de um envoltório de contenção como nos projetos das usinas americanas. Em contrapartida o projeto contempla um sistema de contenção de acidente o qual consiste de diversos compartimentos selados nos quais estão localizadas as bombas de refrigeração do primário, grandes tubulações de refrigerante e outros componentes cuja falha pode ocasionar um acidente de perda de refrigerante do reator. Tais compartimentos podem ser despressurizados para uma piscina de supressão de pressão. Entretanto, as conexões dos canais de refrigeração para recarregamento, onde ocorreu a falha de combustível, não eram protegidas pelo sistema de contenção de acidente. Como neste tipo de reator o grafite é o moderador de nêutrons, a criação de vazios no refrigerante, ou seja, a vaporização do mesmo causa a inserção de reatividade positiva uma vez que sendo

o refrigerante em si um absorvedor de nêutrons a redução de sua capacidade de absorção leva a um aumento da reatividade. Este efeito do coeficiente de reatividade positivo era maior a baixas potências e por este motivo a potência mínima autorizada para operação contínua do reator era de 700 MWt. Um efeito interessante na reatividade positiva é introduzido quando barras de controle são inseridas no núcleo como resultado do deslocamento da água na parte do fundo dos canais de barra de controle pelas barras de controle. O acidente ocorreu durante um teste para avaliar a potência de *coastdown* (quando o eixo do gerador está parando) do turbo gerador da usina, com o objetivo de assegurar que tal potência seria suficiente para operar uma bomba de alimentação de emergência por 1 minuto em caso de perda de potência elétrica externa e simulando-se algumas condições elétricas necessárias. Embora a potência definida para a realização do teste fosse de 700 MWt, erros cometidos pelos operadores resultaram em uma perda de 30 MWt. Com o crescimento do xenônio, em especial na parte inferior do núcleo, ocasionado pela redução de potência a partir de sua condição inicial de potência, era difícil conseguir aumentar a potência do reator sem remover quase todas as barras de controle, e mesmo assim apenas 200 MWt seriam conseguidos e ainda assim violando procedimentos operacionais em função da instabilidade inerente do núcleo do reator. O teste foi iniciado a baixa potência através da partida de bombas de recirculação adicionais (realizada através de simulação), reduzindo os vazios existentes no núcleo e conseqüentemente ocasionando a retirada adicional de barras de controle. Como resultado de dificuldades operacionais, a atuação de diversos dispositivos protetivos foram bloqueados pelos operadores. Quando as bombas de recirculação foram desligadas, como planejado, para verificar o *coastdown*, o fluxo de refrigerante reduziu rapidamente através dos tubos de pressão aumentando a reatividade devido ao coeficiente positivo de reatividade de vazios, particularmente na parte inferior do núcleo do reator. O sinal de desarme manual do reator foi atuado quase que imediatamente, mas estando as barras de controle quase totalmente retiradas o tempo de inserção não foi suficiente para evitar uma excursão de potência pronto crítica. Na prática a inserção das barras de controle ocasionou inserção de reatividade adicional em função do deslocamento da água pelos *followers* de grafite. Como consequência da rápida vaporização do refrigerante nos tubos de pressão ocorreu uma onda de choque que levou à ruptura da maioria dos tubos. Aparentemente, ocorreram duas excursões de pressão separadas por alguns

segundos, a segunda como resultado da vaporização completa do refrigerante. O combustível fundiu e gerou uma imensa quantidade de vapor que arrancou o topo do reator e a blindagem de barreira biológica de concreto de 1.000 toneladas de aço. O hidrogênio, formado a partir da reação ocorrida entre o encamisamento do combustível e a água, explodiu, afetando severamente o edifício. A ruptura nos tubos de pressão permitiu um fluxo de ar para alimentar a combustão do grafite, a qual ocorreu muito provavelmente em função da reação de oxidação exotérmica zircônio-nióbio. O incêndio permaneceu por vários dias dificultando o gerenciamento do acidente, que foi classificado como nível 7 na *International Nuclear EventScale* (INES)¹. O acidente de Chernobyl teve sérias consequências ambientais. Estima-se que 3,5% de material combustível particulado, em relação ao total de combustível existente, tenham sido liberados para a atmosfera, correspondendo a 50 milhões de Curie e afetando a antiga União Soviética e outros países. Considerando os produtos mais sensíveis sob o aspecto biológico, 100% dos gases nobres foram liberados sendo 20% iodo e 13% céσιο. Estima-se que uma liberação de 2 milhões de curie de céσιο-137 com meia vida de 30 anos tenha sido a consequência mais relevante em termos de contaminação de longo prazo (GLASSTONE & SESONSKE, 1994).

Diversas melhorias foram implementadas nos reatores tipo RBMK como consequência do acidente de Chernobyl, incluindo a redução do coeficiente de reatividade de vazio através da colocação de absorvedores fixos no núcleo, o aumento do enriquecimento do combustível de 2,0 para 2,4%, a inclusão de 24 barras de controle de desligamento de resposta rápida e a modificação do projeto da barra de controle. As novas características físicas do núcleo do reator agregaram importante valor à segurança da usina tornando baixíssima a probabilidade de ocorrência de uma prontocriticalidade em todas as condições de acidentes consideradas na base de projeto. Como a dispersão de material radioativo afetou outros países, constatou-se a necessidade de uma maior colaboração em termos de troca de informações, padrões de desenvolvimento e outras questões relacionadas à segurança nuclear (GLASSTONE & SESONSKE, 1994).

¹ INES - ferramenta para comunicar imediatamente ao público em termos consistentes a importância da segurança de incidentes e acidentes nucleares e radiológicos relatados, excluindo os fenômenos que ocorrem naturalmente. A escala pode ser aplicada a qualquer evento associado com instalações nucleares, assim como o transporte, armazenamento e utilização de materiais radioativos e as fontes de radiação. <<http://gnssn.iaea.org/regnet/Pages/INES.aspx>>

3.3 O acidente de Fukushima

No acidente de Fukushima um terremoto seguido de um tsunami afetou 14 reatores, todos do tipo BWR, em quatro centrais nucleares japonesas, sendo seis deles na Usina de Fukushima Daiichi. Dos seis reatores de Fukushima Daiichi, as unidades de 1 a 4 sofreram sérios danos, resultando em acentuada liberação de material radioativo para o meio ambiente. As outras dez unidades não apresentaram danos ao núcleo do reator tampouco ocasionaram liberação de material radioativo para o meio ambiente.

Os quatro reatores severamente afetados eram do tipo GE Mark-1 BWR, tendo a unidade 1 uma potência de 460 MW e 400 elementos combustíveis, enquanto as unidades 2, 3 e 4, tinham potência de 784 MW e 548 elementos combustíveis cada. No momento do acidente as unidades 1, 2 e 3 estavam em operação, enquanto as unidades 4, 5, e 6 estavam desligadas para manutenção ou para reabastecimento de combustível, sendo que a unidade 4 estava no meio do processo de reabastecimento de combustível com todos os elementos combustíveis armazenados na piscina de combustível usado.

Como resultado do terremoto, as usinas em operação foram desligadas automaticamente e as cinco linhas de transmissão de potência elétrica existentes para fornecer e receber energia para as usinas foram destruídas deixando Fukushima Daiichi sem suprimento de alimentação elétrica externa. Como consequência, todos os geradores diesel de emergência partiram automaticamente para suprir energia elétrica para as usinas. Entretanto, menos de uma hora após o início do evento, as usinas foram atingidas por um tsunami de mais de 13 metros, ocasionando a inundação de todos os geradores diesel de emergência. Além dos geradores diesel, os painéis de alimentação elétrica e os bancos de baterias localizados na base do edifício da turbina ficaram submersos, uma vez que as portas do edifício estavam localizadas a 10 metros acima do nível do mar e o tsunami atingiu altura superior a esta.

Estima-se que a liberação de material radioativo para a atmosfera correspondeu a 10% daquela observada em Chernobyl. Apesar da efetiva remoção da população das regiões afetadas, na qual 200.000 pessoas foram evacuadas nos primeiros três dias após o acidente, um mês após o evento o governo determinou outra zona de evacuação voluntária localizada entre 20 km e 30 km da usina e em abril de 2013

havia 150.000 pessoas mantidas evacuadas das zonas mantidas com acesso restrito (SANTOS, 2011)

Como consequência do evento, menos de 30 trabalhadores receberam doses de radiação expressivas e, destes, apenas dois receberam doses na ordem de 25 rem (250 mSv), aumentando a probabilidade destes indivíduos desenvolverem câncer em 2%. Por outro lado, ocorreram 24.000 fatalidades como resultado do terremoto e do tsunami (MAKINSON & KLEIN, 2011).

Um fator que em muito contribuiu para o evento foi o critério de projeto utilizado no dimensionamento da usina quanto ao nível de terremoto e a magnitude máxima de um tsunami aplicável. Enquanto o critério para terremoto considerado foi de 8,1 na escala Richter e a máxima tsunami de 5,7 metros, o evento foi causado por um terremoto de 9,2 e um tsunami de cerca de 14 metros, indicando a utilização de critério de projeto inadequado (MONTALVÃO, 2012).

Não obstante a constatação de deficiências nos critérios de projeto de Fukushima-Daiichi, o que levou preventivamente todas as usinas do mundo, inclusive Angra 1 e Angra 2, a reavaliarem seus critérios de projeto para eventos externos à usina, as conclusões da Comissão de Investigação Independente do Acidente Nuclear de Fukushima são mais abrangentes e contribuem de forma determinante para o aprimoramento da segurança dos reatores nucleares.

CAPÍTULO IV

A EXPERIÊNCIA OPERACIONAL INTERNACIONAL SOBRE PROGRAMAS DE REDUÇÃO DE DESARMES DE REATORES NUCLEARES

Em 2003 a indústria nuclear americana experimentou um grande aumento no número de desarmes não planejados da sua frota de reatores. Tal fato chamou a atenção da indústria. Acompanhamentos periódicos dos desarmes de reatores ocorridos foram intensificados. Grupos de trabalhos para análise do que estava acontecendo foram criados. O resultado destas iniciativas foi o desenvolvimento de uma metodologia de análise registrada e divulgada através de relatórios técnicos. Esta tendência foi revertida em anos subsequentes de 2004 e 2005. Porém a partir de 2006 iniciou-se uma tendência de aumento, o que levou o INPO a emitir documentos desenvolvendo metodologias que poderiam ajudar as plantas nucleares a corrigir as causas que estariam levando a desarmes de seus reatores. Em seguida o ERWG (Equipment Reliability Working Group), em conjunto com o INPO (Institute of Nuclear Power Operation), fez uma segunda análise dando continuidade à metodologia já iniciada pelo INPO.

4.1 - Metodologia INPO

Para reverter uma tendência de aumento de desarmes não planejados de reatores nucleares, um grupo multidisciplinar foi formado nos Estados Unidos. Este grupo analisou todos os desarmes ocorridos nas usinas americanas nos anos de 2009 e 2010, determinando causas e definindo ações para evitar desarmes de reatores. A **figura 5** mostra todos os desarmes de reatores ocorridos por ano, e suas causas nas usinas nucleares americanas. Este time foi composto por gerentes de manutenção de usinas nucleares, gerentes de projetos, chefes de usinas, responsáveis de comitês de melhorias da performance humana, e engenheiros do grupo de confiabilidade de equipamentos, todos envolvidos diretamente com a indústria nuclear. Os resultados deste trabalho foram publicados pelo “Institute of Nuclear Power Operations - INPO” através do documento “INPO IER level 2 11-2-2009” com o intuito de servir como um guia para reduzir desarmes de reatores em usinas nucleares.

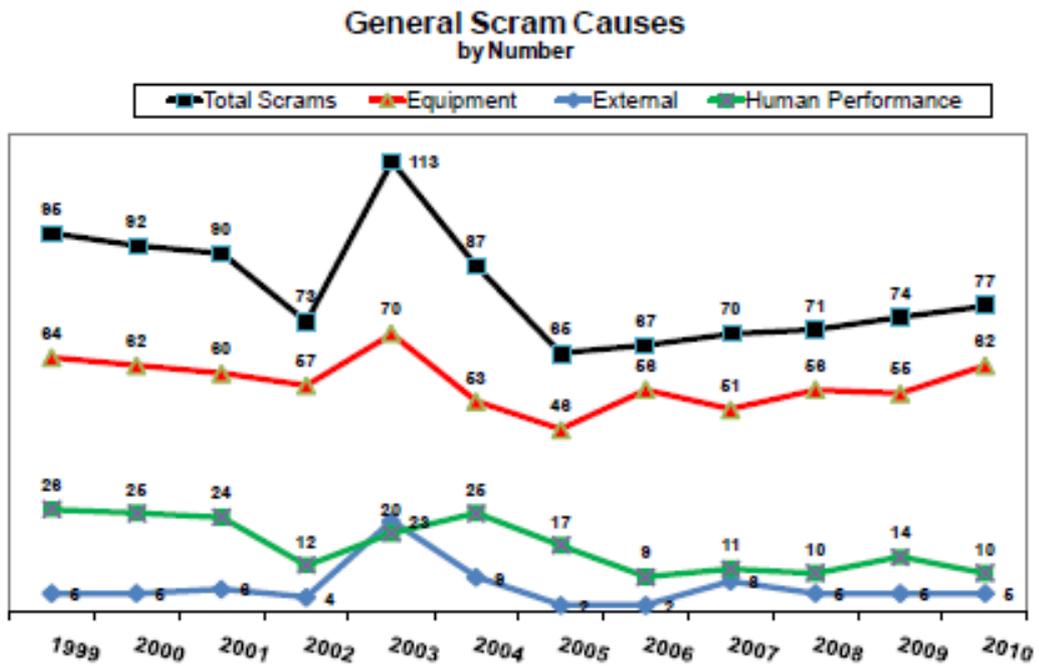


Figura 5 - Causas gerais de desarmes de reatores por ano (INPO, 2011)

Os desarmes diretamente relacionados à performance humana e os desarmes relacionados com causas externas estavam relativamente baixos e estavam se mantendo estáveis ao longo dos últimos anos analisados. No entanto, o número de desarmes de reator diretamente relacionados com equipamentos se mantinha alto e com uma tendência de aumento a partir de 2005. Logo, foi desenvolvida uma metodologia específica para análise dos desarmes provocados por falha de equipamentos.

A comparação entre desarmes ocorridos em usinas BWR e em usinas PWR não revelou significativa diferença técnica que pudesse justificar a divergência de tendência. Porém, enquanto as usinas BWR experimentaram uma redução do número de desarmes, as usinas PWR tiveram um aumento, conforme observado na **figura 6**. Logo, houve uma valiosa constatação do ponto de vista gerencial. As usinas BWR, em sua maioria, tinham grupos de trabalho dedicados à redução dos desarmes do reator.

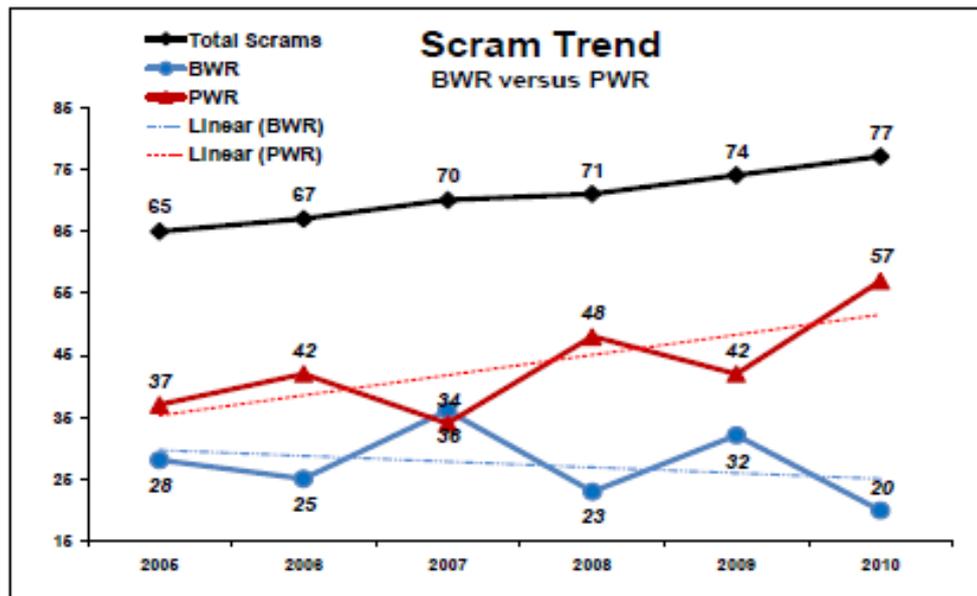


Figura 6 - Tendência de desarmes do reator BWR versus PWR (INPO, 2011)

O resumo das causas das falhas de equipamentos que levaram aos desarmes dos reatores no período analisado pelo INPO inclui falhas em modificações de projetos, falhas no controle de trabalho e manutenção, e deficiências em programas suportes do alto desempenho e confiabilidade de componentes e sistemas, tais como programas de manutenção preventiva, comitê de saúde de sistemas e gerenciamento do envelhecimento da planta, conforme ilustrado na **figura 7** abaixo.

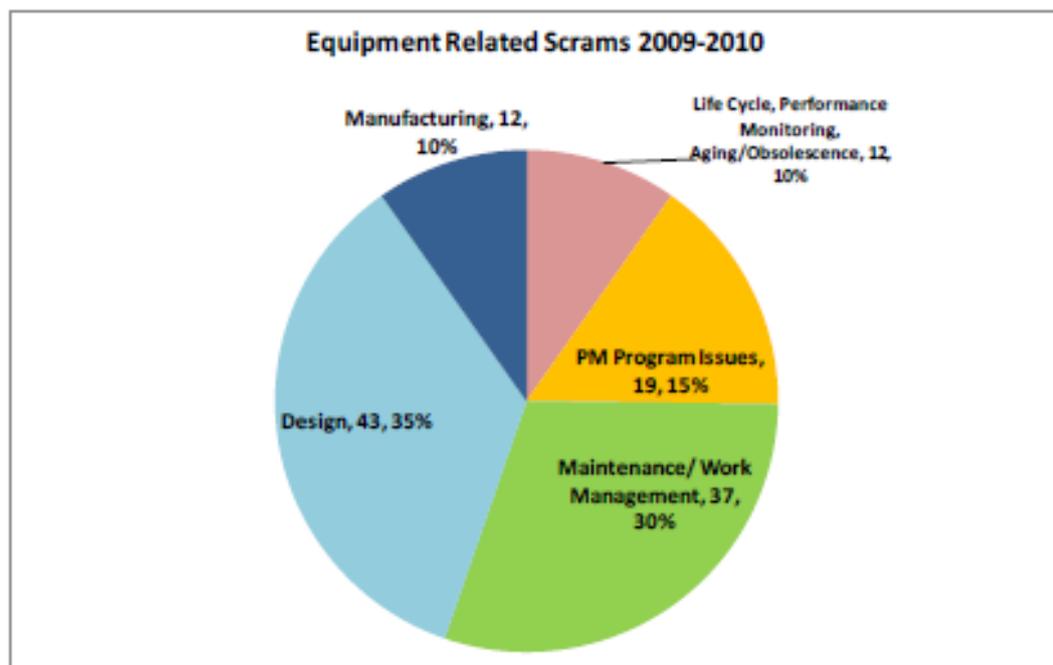


Figura 7 - Desarmes do reator relacionados com equipamentos 2009-2010 (INPO, 2011)

Deficiências em modificações de projeto estavam principalmente em duas áreas: modificações que envolveram ponto único de vulnerabilidade (componente que se falhar provocará um desarme da usina) e modificações que envolveram instrumentação digital. A maioria das deficiências que envolveram ponto único de vulnerabilidade estava relacionada com modificações no circuito secundário da usina, e não foram reconhecidas como um risco, ou seja, a modificação de projeto criou um ponto único de vulnerabilidade que foi responsável pelo desarme. A análise dos dados sugere que modificações de projetos envolvendo o circuito secundário receberam menos detalhamento do que as modificações envolvendo a ilha nuclear. A análise dos desarmes relacionados com modificações envolvendo a instrumentação digital revelou uma deficiência de conhecimento do desenvolvedor do software em relação aos processos da planta. Uma melhor interação entre os técnicos da planta e os projetistas de software se mostrou necessária.

Falhas no controle de trabalho e manutenção que provocaram desarmes foram analisadas. Foi constatado que 80% dos desarmes provocados por deficiências na manutenção estavam relacionadas com manutenção mecânica. Trabalhadores não estavam usando ferramentas de performance humana para executar manutenções sem inserir falhas nos equipamentos. Deficiências foram identificadas em procedimentos, no uso e aderência aos procedimentos, no uso da auto verificação durante execução de atividades, e na supervisão de importantes atividades. Foi identificado que as ferramentas de melhoria de performance humana não estavam implementadas de forma eficiente. Enquanto o número de desarmes de reatores devido a influência direta de uma falha de performance humana reduziu no ano de 2010 comparado com 2009, falhas latentes inseridas por erros durante manutenção em equipamentos, principalmente durante paradas para recarregamento (troca de combustível do núcleo do reator), contribuíram para vários desarmes durante a operação da planta após o componente/sistema retornar para operação. Foi identificada também, pelo INPO, deficiências nas instruções de manutenção principalmente causadas por falha de conhecimento do planejador que prepara todo o pacote de instruções de como deve ser executada a manutenção.

Confiabilidade de componentes e sistemas. Em muitos casos, desarmes ocorreram porque a degradação do equipamento foi aceita pelo staff da usina ou as ações mitigatórias para conviver temporariamente com a condição degradada do equipamento não foram suficientes para evitar o desarme. Nestes casos, o comitê de saúde de sistema (comitê responsável por analisar o desempenho de cada sistema detalhadamente) não teve seu foco em ações preventivas, e sim um foco meramente em ações corretivas para falhas já ocorridas. Tipicamente, pequenas degradações em equipamentos, suspeitas de vulnerabilidades, e perda de margens de operação para sistemas e componentes não foram devidamente analisadas nos comitês de saúde de sistemas das usinas afetadas de forma a permitir uma resposta gerencial adequada. Também foi verificado que desarmes ocorreram devido a falhas em componentes que não estavam cobertos em programas de manutenção preventiva.

Baseado no resultado deste grupo de trabalho, foram geradas várias recomendações para usinas nucleares com o intuito de reduzir o número de desarmes.

De forma resumida a metodologia empregada e apresentada se resume:

1. Quantificação dos desarmes e análise de tendência anual
2. Identificação da causa de cada desarme, separando-as por categorias
3. Identificação das causas que mais contribuem
4. Análise das deficiências que permitiram a falha ocorrer
5. Desenvolvimento de planos de ação para correção das deficiências identificadas
6. Acompanhamento dos resultados obtidos.

4.2 - Resultados INPO

Como parte integrante da metodologia descrita no capítulo anterior o acompanhamento periódico dos resultados é feito, conforme apresentado na **figura 8** a seguir. Podemos observar uma redução do número de desarmes das usinas americanas no ano de 2011 em relação aos anos anteriores e uma manutenção de valor reduzido nos anos subsequentes.

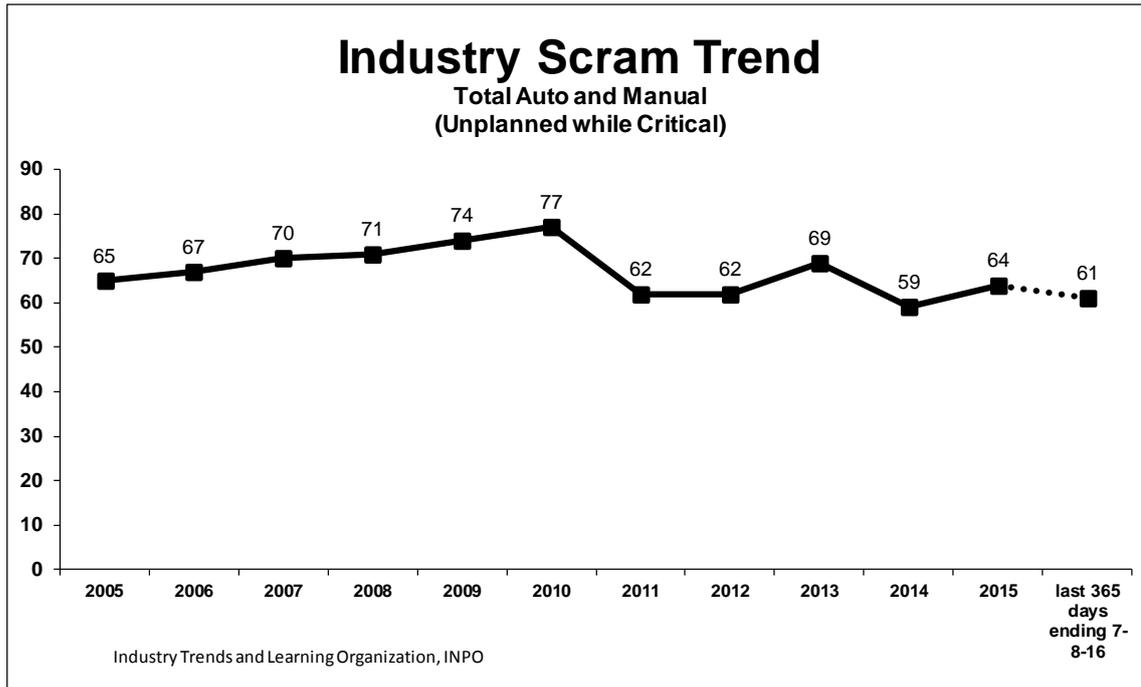


Figura 8 - Tendência de desarmes de reatores na indústria americana (INPO, 2016)

Conforme é possível verificar na **figura 9**, o número de desarmes provocados diretamente por falha humana mostrou uma preocupante tendência de aumento, porém a principal causa, ao final de 2015, continuou sendo a falha de equipamentos embora tenha apresentado uma clara tendência de queda.

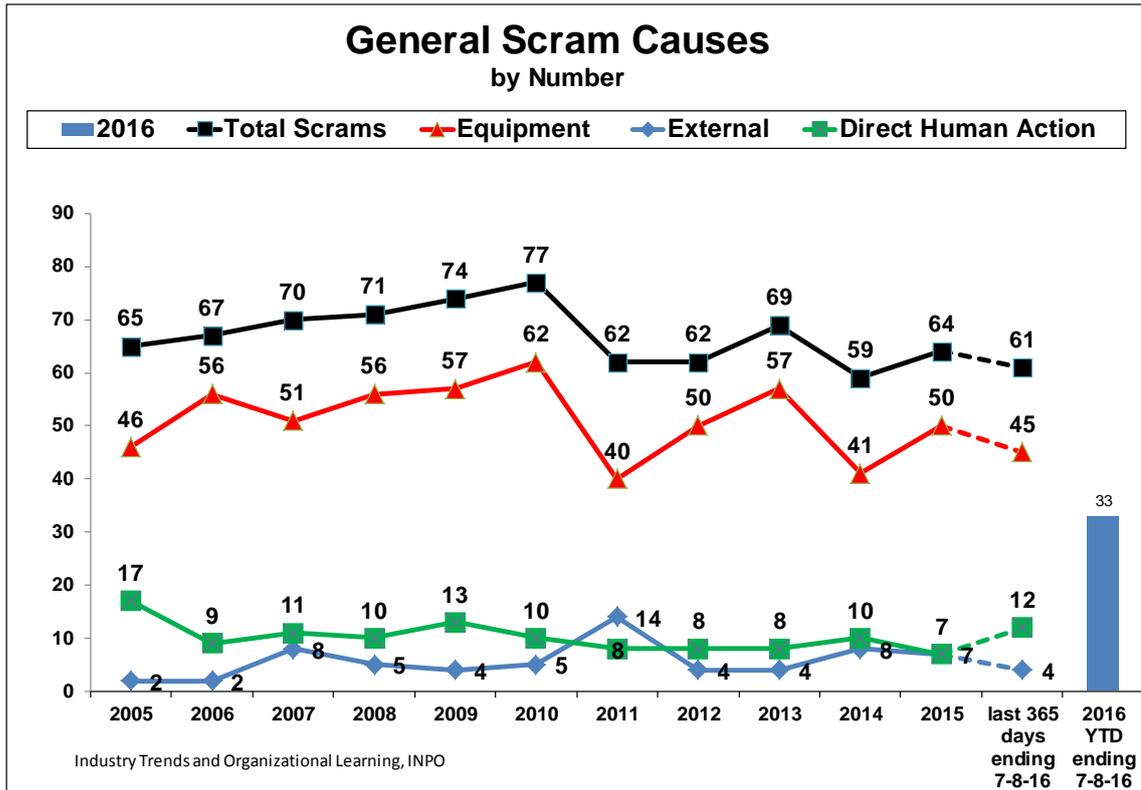


Figura 9 - Causas gerais dos desarmes de reatores por número (INPO, 2016)

Também faz parte da metodologia INPO a definição de metas para cada usina americana. Na indústria nuclear existe um indicador parametrizado para que o desempenho de todas as usinas do mundo, em relação ao número de desarmes do reator, possa ser comparável. Baseado neste indicador, a meta das usinas americanas foi estabelecida em 0,67. Este desempenho é acompanhado a cada trimestre pelo INPO. A **figura 10** abaixo indica quantas usinas americanas conseguiram atingir esta meta estabelecida nos anos de 2011 até 2016.

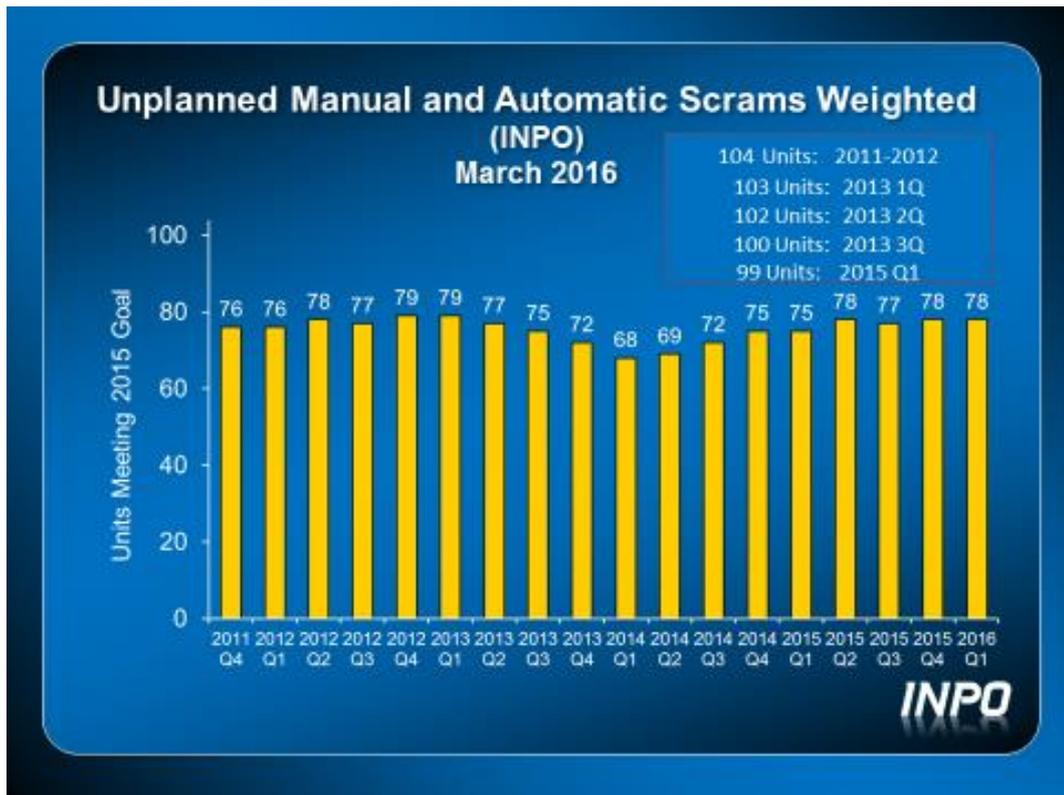


Figura 10 - Balanço dos desarmes de reatores (INPO, 2016)

No primeiro trimestre de 2016, para uma meta estabelecida de 0,67 desarme por 7000 horas de operação, 78 usinas americanas conseguiram atingir a meta. 21 usinas ficaram fora da meta estabelecida. A média da indústria mundial é de 0,65 desarmes por 7000 horas de operação, e a mediana é 0,33.

Entre 2013 e 2015 as falhas em equipamentos continuaram e continuam sendo a principal causa de desarmes de reatores e consequentemente o foco dos planos de ação, conforme mostrado na **figura 11** a seguir. Segundo a análise do INPO dos desarmes ocorridos entre os anos de 2013 e 2015, 13% estavam relacionados à falha na performance humana, 10% estavam relacionados à falha externa (principalmente falha do sistema de suprimento elétrico externo) e 76% estavam relacionados à falha de equipamentos.

Os bons resultados apresentados neste capítulo validam a metodologia INPO.

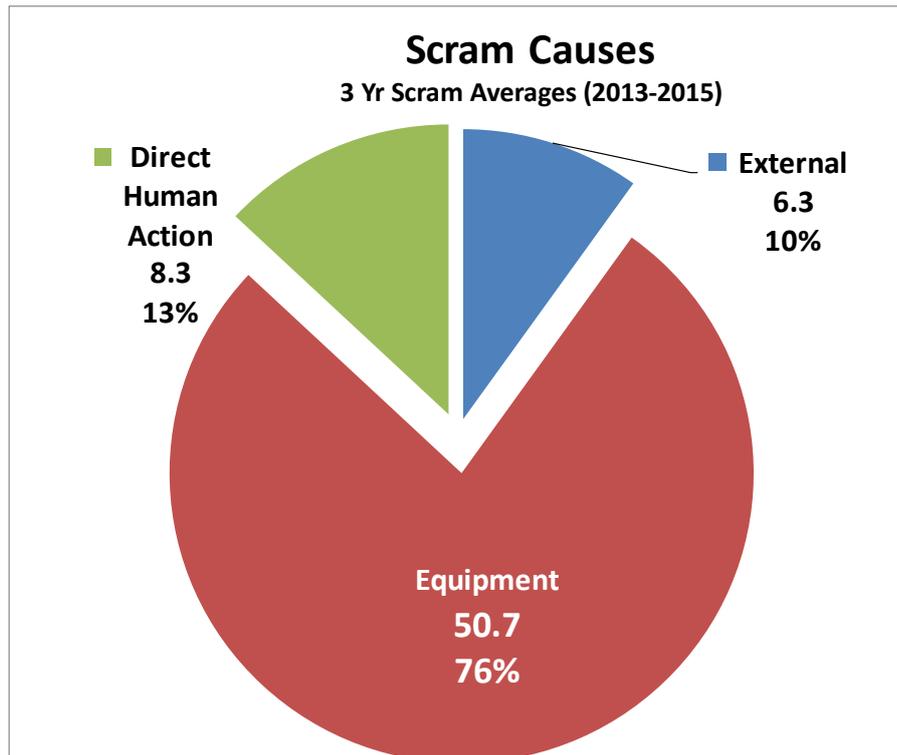


Figura 11 - Média de 3 anos das causas de desarmes de reatores (2013 -2015) (INPO, 2016)

4.3 Metodologia ERWG

Uma segunda etapa, complementar à metodologia apresentada pelo INPO, foi publicada em 2013 pelo “Equipment Reliability Working Goup (ERWG)”

Em 2011,ERWG criou um subcomitê para trabalhar na redução de desarmes e assim ajudar a indústria nuclear. O ERWG trabalhando em conjunto com o INPO, revisou os desarmes de reatores nucleares americanos ocorridos nos anos de 2009 e 2010 e identificou que 45% dos desarmes ocorridos não poderiam ser atribuídos diretamente à falta de manutenção preventiva, a falhas no controle de trabalho ou execução da manutenção, a problemas de fornecedores, e tampouco a eventos externos. Estes desarmes foram atribuídos à chamada “vulnerabilidade”. O objetivo final deste grupo de trabalho era desenvolver guias e/ou ferramentas para ajudar a indústria nuclear a identificar e avaliar os riscos de potenciais “vulnerabilidades” antes que estas provocassem um desarme. A constatação principal foi que falha na identificação de “vulnerabilidades” e/ou a falta de avaliação dos riscos potenciais e/ou a falta de ações mitigatórias para tratar estas “vulnerabilidades” resultaram em

aproximadamente 45% dos desarmes de usinas nucleares americanas nos anos de 2009 e 2010.

Este subcomitê definiu barreiras primárias para se identificar e resolver “vulnerabilidades” antes que elas provoquem um desarmem do reator. Estas barreiras são:

1. Identificação de vulnerabilidades
2. Análise e Comunicação de vulnerabilidades
3. Comunicação e Prioridade de vulnerabilidades
4. Estratégia para mitigar vulnerabilidades
5. Solução para eliminar vulnerabilidades
6. Validação da solução implantada

A seguir uma breve descrição de cada uma destas barreiras primárias.

Identificação: Para que um evento de desarme do reator seja classificado como falha na barreira primária de Identificação, a vulnerabilidade que provocou o desarme não poderia ser de conhecimento da organização. Os seguintes programas ajudam a uma boa identificação: Monitoração da performance através de folhas de leituras da operação, programa de ação corretiva (internacionalmente conhecido pela sigla em inglês, CAP – Corrective Action Process), inspeção em campo dos gerentes e engenheiros, programa de manutenção preventiva, comitê de experiência operacional e programa de manutenção preditiva.

Análise e Comunicação: Esta barreira primária representa a habilidade da planta em analisar apropriadamente uma vulnerabilidade já identificada e assegurar que esta vulnerabilidade é entendida e adequadamente comunicada a todos os trabalhadores da planta. Os seguintes programas ajudam a uma boa análise e comunicação: Análise agregada de pequenas falhas e degradações em sistemas através de um adequado comitê de saúde de sistemas, análises de riscos consistentes, planejamento bem estruturado com programadores experientes que levem em consideração a perda de margens devido a equipamentos isolados para manutenção, verificação independente das análises por pessoal devidamente treinado e com experiência em operação da usina, e um forte comitê de experiência

operacional (comitê responsável por analisar a experiência operacional que de outras usinas e analisar a sua relevância para usina)

Comunicação e prioridade: esta barreira primária representa a habilidade da planta em definir prioridades e divulgar as análises e riscos envolvidos que levaram a priorização, de tal forma que a prioridade não seja alterada indevidamente ao passar do tempo. Os seguintes programas ajudam a uma boa comunicação e priorização: um processo de controle de trabalho com participação de todas as áreas envolvidas e se comunicando adequadamente, gestão de ativos eficiente, processo de modificações de projeto, priorização de modificações de projeto, programa de gerenciamento de paradas

Estratégia: Esta barreira primária representa a habilidade da planta em estabelecer planos contingenciais apropriados para minimizar os riscos provocados por uma vulnerabilidade conhecida, analisada, comunicada e priorizada. Um plano contingencial bem elaborado deverá conter prazos para solução definitiva do problema, resumo da solução definitiva a ser implementada, e ações mitigatórias para minimizar as consequências de uma vulnerabilidade já conhecida. Os seguintes programas ajudam a uma boa definição de estratégias: programas de monitoração de soluções recomendadas, plano de monitoração de mecanismos de degradação, monitoração de implementação de ações corretivas, procedimento para emissão de plano de ação mitigatório, supervisão geral (nuclear *oversight*), comitê de experiência operacional, treinamento gerencial (*ownership*), recursos humanos capacitados.

Solução: Esta barreira primária representa a habilidade da planta em resolver as vulnerabilidades já conhecidas. Um exemplo de falha nessa barreira é quando ocorre um desarme do reator devido a uma vulnerabilidade que está com sua solução em andamento, porém ainda não implantada por ineficiência em cumprir o programado. Os seguintes programas ajudam a implementar esta barreira adequadamente: cronogramas bem elaborados e acompanhados periodicamente, comprometimento gerencial, alocação de recursos humanos e financeiros, processo de tomada de decisão operacional

Validação: Esta barreira primária representa a habilidade da planta em avaliar se a vulnerabilidade foi resolvida totalmente com a implantação da solução proposta, e que a solução implantada não criou outra vulnerabilidade. Um processo de modificação de projeto bem elaborado, incluindo um comissionamento completo da modificação implantada é uma ferramenta muito útil para garantir uma validação eficaz.

Uma vez estabelecida as barreiras primárias, foram analisadas pelo ERWG as causas raízes de todos os desarmes de reatores ocorridos nos anos de 2009 e 2010 nas usinas americanas. Esta análise, resumida na **tabela 1** a seguir, avaliou quais barreiras falharam que permitiram a ocorrência de um desarme. Cada evento envolvendo uma vulnerabilidade foi classificado de acordo com a barreira falhada. Os resultados obtidos são mostrados na tabela abaixo.

Results- Primary Barrier	Total	%
Identification = I	20	29.4%
Analysis/Priority = A	21	30.9%
Priority/Communication = P	0	0.0%
Strategy = S	11	16.2%
Resolution = R	3	4.4%
Validation = V	13	19.1%

Tabela 1 – Barreiras que falharam e permitiram a ocorrência de um desarme de reator

Os resultados evidenciaram que a barreira primária que mais falhou foi a análise e priorização acumulando 21 eventos de desarmes de reatores (30,9%), seguida da falha na barreira de identificação com 20 desarmes (29,4%), validação com 13 desarmes (19,1%) e estratégia com 11 desarmes (16,2 %).

Foi avaliada a existência de deficiências em comportamento organizacional ou em metodologias aplicadas para identificar ou avaliar riscos latentes devido a pontos de vulnerabilidades.

O subcomitê do ERWG determinou que seria prudente estabelecer três áreas que deveriam ser avaliadas mais detalhadamente. As áreas de Estratégia e Validação foram combinadas porque ambas estavam relacionadas a uma

implementação não eficiente de estratégias para mitigação de riscos já conhecidos. As áreas que foram avaliadas mais detalhadamente pelo ERWG foram:

- Identificação (29%)
- Análise/Priorização (31%)
- Estratégia/Validação (16%/19%)

O subcomitê do ERWG avaliou cada uma destas categorias selecionadas com o intuito de se chegar a um melhor entendimento do problema e a possíveis soluções. Os resultados destas avaliações são apresentados a seguir.

4.4 - RESULTADOS ERWG

Identificação:

A avaliação adicional concluiu que as falhas na identificação das vulnerabilidades estavam associadas às deficiências em três processos:

- Programa de ação corretiva
- Comitê de experiência operacional
- Programa de testes

O subcomitê concluiu que não existia um destes processos que se destacasse como grande contribuidor dos desarmes de reator. Como não havia um processo que se destacasse, o comitê concluiu que os problemas ocorrendo estavam mais relacionados à performance humanas e não a deficiências de processos. A seguir é mostrado um exemplo de análise de um dos desarmes de reator que pode ser usado como estudo de caso para salientar que todos os problemas, especialmente aqueles que representam risco de desarme do reator, precisam ser identificados para que o problema possa ser apropriadamente avaliado.

Exemplo 1:

Em julho de 2010, uma usina PWR desarmou quando a bucha de alta tensão do transformador principal falhou após a atuação espúria dos sprays de água do sistema de proteção contra incêndio do transformador. A falha na identificação do

problema neste exemplo foi a não utilização da experiência operacional da indústria nuclear que já tinha experimentado este evento. O fator causal e os fatores contribuintes para este evento foram:

- a) Margem operacional insuficiente (falta de redundância no circuito de atuação) associada à atuação dos sprays;
- b) Em 1989 uma modificação de projeto tinha sido feita neste circuito, mas não havia critério para se verificar se o projeto inseriu pontos únicos de vulnerabilidade.
- c) A experiência operacional foi tratada apenas como informação para os engenheiros, não gerando uma ação recomendada por experiência operacional externa;
- d) Uma análise de pontos únicos de vulnerabilidade realizada em 2005 não foi capaz de identificar esta vulnerabilidade

Lições aprendidas deste evento:

- Todos os desarmes de reatores relatados e que chegam ao comitê de experiência operacional da usina devem ser analisados formalmente;
- Os resultados da análise do comitê de experiência operacional externa devem ser analisados, questionados, comentados e desafiados pelo corpo gerencial.
- O processo de modificação de projeto deve incluir requisitos para se verificar se o novo projeto está inserindo novo ponto único de vulnerabilidade ou se está mantendo vulnerabilidades já existentes e que até então não estavam identificadas.

O subcomitê do ERWG forneceu para as usinas os seguintes temas para serem discutidos e analisados internamente visando a excelência na identificação de vulnerabilidades.

- Deficiências para se identificar um ponto vulnerável.
- Eventos de desarmes de reatores ocorreram, pois, condições degradadas não foram identificadas e comunicadas aos supervisores ou questionadas pelo próprio trabalhador, o que permitiria a usina analisar e reagir à condição degradada.
- Por que os trabalhadores falharam neste ponto? Como a usina pode estabelecer um padrão e implantar um comportamento esperado de cada trabalhador do que eles devem questionar e reportar?

- Qual o conhecimento que faltou aos trabalhadores para ajudá-los a tomar a melhor decisão de reportar o problema e registrá-lo devidamente?
- Desconhecimento das consequências diante de um problema.
- Talvez os trabalhadores tivessem um comportamento diferente se eles soubessem que o problema identificado por ele trouxesse risco de desarme da usina.
- Como convencer os trabalhadores a solicitar uma verificação independente, da tarefa que ele está realizando, a um colega de trabalho sem que isto o faça sentir incompetente ou diminuído?
- O corpo gerencial da usina precisa entender os riscos e a significância de cada trabalho, e estar alerta às consequências caso o trabalho não seja executado com perfeição. E também deve adotar e perseguir altos padrões de desempenho baseado em julgamento técnico.
- Utilizar indicadores que ajudem a medir desvios do comportamento esperado e da meta estabelecida.

Análise e Priorização

Falhas nestas barreiras estavam associadas a dois processos:

- Análises de riscos
- Análises do impacto de falhas agregadas

A conclusão principal é que existem falhas nas ferramentas utilizadas para análises de riscos dos problemas relatados, principalmente no fato da maioria das análises de riscos serem feitas considerando o exato momento que se está fazendo a análise, não se levando em conta que com o passar do tempo as condições de contorno da usina podem mudar e conseqüentemente os riscos envolvidos mudam. Também foi verificado que em muitos casos a análise de risco era feita individualmente para um problema, sem levar em conta outros problemas já presentes, o que evidenciou a falta de uma sistemática que verifique o risco agregado com o intuito de identificar pontos de vulnerabilidades.

A seguir é mostrado um exemplo de análise de um dos desarmes de reator que pode ser usado como estudo de caso para salientar que todos os problemas, especialmente aqueles que representam risco de desarme do reator, precisam ser

analisados devidamente e priorizados para que não provoquem consequências indesejadas.

Exemplo 2: Em janeiro de 2009, numa usina BWR, foi necessário um desarme manual do reator devido à perda do sistema de refrigeração da turbina quando uma válvula de isolamento falhou fechada devido à falha de seu solenóide. Existia uma vulnerabilidade de projeto em relação a esta válvula, pois seu solenóide já tinha falhado outras duas vezes no passado, porém sem causar desarme da usina. Nenhuma melhoria de projeto foi implantada para resolver o problema, nem plano de ação mitigatório para conviver com o problema foi emitido. A análise do problema neste exemplo é de que houve falha na avaliação para se permitir um completo entendimento dos riscos para disponibilidade da usina que a inoperabilidade deste solenóide representava para planta e a elaboração de ações corretivas compatíveis com os riscos envolvidos. O fator causal e os fatores contribuintes para este evento foram:

- a) O sistema de refrigeração da turbina projetado tinha insuficiente margem operacional para suportar condições operacionais previsíveis, como por exemplo, suportar um nível muito baixo no seu tanque de expansão quando ocorresse uma comutação de bombas no sistema.
- b) Falha prematura da válvula solenóide e um plano de manutenção preventiva que não previa troca periódica da válvula mesmo sabendo que o problema já tinha ocorrido.
- c) Ação corretiva ineficiente advinda dos eventos similares ocorridos no passado.
- d) A indicação da posição da válvula não permitia aos operadores uma fácil identificação de sua posição, o que levou a atrasos na tomada da decisão operacional adequada pela equipe de operação.

Lições aprendidas deste evento que apontam para possíveis pontos de melhorias nas plantas envolvidas:

- O nível de risco aceitável pela planta e as margens de projeto dos sistemas não estão bem entendidos pelo corpo gerencial da usina;

- Existência de uma cultura de que experiências passadas bem sucedidas é uma garantia de sucesso no futuro;
- Fragilidade nos questionamentos/desafios gerenciais em cima das decisões tomadas e certo conformismo com dificuldade para implantar soluções que iriam resolver uma vulnerabilidade.
- Investimento em estruturas que suportem e facilitem atividades de manutenção ou de operação não são valorizadas.
- Se os gerentes da usina soubessem o quão perto eles estavam de um desarme do reator, eles teriam cobrado resultados mais imediatos? Qual foi a prioridade dada para resolver este problema? A dificuldade de se verificar a correta posição da válvula no campo não poderia ter sido detectada antes, se o problema fosse considerado como uma real ameaça a disponibilidade da usina?

O subcomitê do ERWG forneceu para as usinas os seguintes temas para serem discutidos e analisados internamente visando a excelência na análise e priorização de vulnerabilidades.

- Todas as consequências devem ser consideradas. Alguns problemas devem ter suas consequências analisadas levando-se em consideração diferentes condições operacionais tais como operação em potência e parada para recarregamento. Adicionalmente deve-se confrontar o risco em se conviver com um problema com a solução proposta (aumento de tempo de parada, risco de provocar um desarme durante o reparo, custo de ações mitigatórias). Por exemplo, uma ação mitigatória/compensatória pode ser a execução de um teste em um equipamento para verificar se um determinado problema está evoluindo. Porém, se uma falha durante o teste ocorrer que possa provocar um evento ou desarme do reator, então esta ação mitigatória pode não ser adequada e deve ser questionada.

Quando um engenheiro estiver analisando os riscos envolvidos ele deve considerar todos os impactos, tais como:

- Segurança nuclear
- Desarme do reator, transiente de variação de potência
- Desligamento da planta devido a uma condição limite de operação ditada pelas Especificações Técnicas da usina

- Tempo de extensão de parada
 - Requisitos normativos
 - Segurança radiológica e industrial
 - Quais as consequências frente ao pior cenário, tais como condições ambientais adversas, erros de alinhamentos operacionais, condições sazonais (típicos de problemas na tomada de água de usinas), mudanças de condições operacionais não planejadas (todos os modos de operação).
- Verificar se a probabilidade de uma falha ocorrer é dependente do tempo. A probabilidade de ocorrência de uma falha devido a um problema identificado em alguns casos pode ser reduzida a zero através de uma boa estratégia de manutenção. Já em outros casos, onde existe um processo de degradação do equipamento em andamento e não é possível uma intervenção de manutenção efetiva, a probabilidade da falha ocorrer aumenta com o passar do tempo. Adicionalmente ao fato de que a probabilidade da falha aumenta com o passar do tempo, o sentimento de confiança também aumenta à medida que o tempo vai passando e a falha não ocorre. Isto pode levar, ao longo do tempo, as equipes de operação a menosprezarem os riscos envolvidos, deixando a planta mais exposta às consequências sem as devidas precauções.
- Verificar se planos de ações mitigatórios ou compensatórios são efetivos. Muitas indústrias não consideram em suas análises de riscos ações compensatórias para se permitir conviver com um problema por um determinado tempo. Porém, quando bem aplicada, é uma poderosa ferramenta para reduzir o número de desarmes de reatores. Os seguintes itens devem ser considerados em um plano de ação compensatório efetivo:
- ✓ As ações compensatórias propostas são proporcionais à consequência que o problema pode acarretar?
 - ✓ As peças sobressalentes estão disponíveis caso o atual problema cause uma quebra do equipamento afetado?
 - ✓ As ações vão provocar sobrecarga ou desvio da rotina do operador ou do pessoal de manutenção?

- ✓ As ações propostas estão de acordo com os procedimentos existentes?
- ✓ É necessário mudanças na sinalização e identificação de componentes no campo para execução das ações compensatórias com o intuito de evitar erros humanos na sua execução?

Estratégia/Validação

O ERWG concluiu que ineficiência na implantação de estratégias compensatórias para mitigar ou eliminar as ameaças dos problemas identificados resultaram em vários desarmes de reatores. Deficiências em dois processos foram os dois maiores contribuintes.

1. Procedimento para emissão de planos de ação compensatório/mitigatório – Consiste de um guia que normatiza como devem ser feitos estes planos. É o processo que permite a organização questionar e desafiar se a estratégia que está sendo proposta é a melhor possível.

2. Processo de modificação de projetos – As modificações de projetos devem ser analisadas e revisadas com a participação do pessoal das usinas que tem experiência em operar e fazer manutenção na usina. Falhas de processo podem ter consequências indesejadas. Dentro deste processo deve ter uma verificação se o novo projeto está inserindo um ponto de vulnerabilidade ou se já existia uma vulnerabilidade que o novo projeto está perdendo a oportunidade de solucionar.

A seguir é mostrado um exemplo de análise de um dos desarmes de reator que pode ser usado como estudo de caso para salientar a falha na estratégia para resolver um problema. Neste exemplo uma falha no processo de modificação de projeto foi o maior contribuinte.

Exemplo 3: Em outubro 2009, uma usina PWR iniciou um desarme do reator manualmente, pois o nível em um dos geradores de vapor se aproximava do valor máximo permitido, onde um desarme automático aconteceria. Este alto nível ocorreu, pois a válvula de controle de nível de plena carga do gerador de vapor afetado não funcionou como deveria. A falha neste exemplo foi a implementação de

uma modificação no projeto na indicação da posição da referida válvula de controle inserindo uma indicação redundante, atendendo uma ação recomendada por experiência operacional externa emitida pelo INPO com o intuito de sanar um ponto único de vulnerabilidade que estava provocando desarmes de reatores em usinas dos Estados Unidos. O fator causal e os fatores contribuintes para este evento foram:

- a) Uma falha na exclusão de material estranho foi o que provocou a falha de uma das indicações de posição da válvula de controle de nível do gerador de vapor afetado;
- b) Um erro de programação do fornecedor do dispositivo indicador de posição redundante instalado na referida válvula não permitiu a correta comutação da estação de válvulas de alimentação do gerador de vapor de baixa carga para a estação de válvulas de alimentação do gerador de vapor de plena carga.

O subcomitê do ERWG forneceu para as usinas o seguinte tema para ser discutido e analisado internamente visando a excelência na implantação de estratégia para resolução de problemas e sua validação.

- Modificações de projetos precisam ser rigorosamente revisadas para a identificação de novos pontos únicos de vulnerabilidade que possam estar sendo inseridos pelo novo projeto, ou para verificar se está se perdendo uma oportunidade de sanar pontos únicos de vulnerabilidades que não estavam identificados no antigo projeto. No exemplo em questão, a comutação da estação de baixa carga para a estação de plena carga foi um ponto que não foi devidamente revisado e que inseriu um ponto único de vulnerabilidade que causou o desarme do reator. Uma maior atenção na revisão para garantir que o projeto estava totalmente entendido, testado e verificado poderia ter evitado este desarme do reator.

4.5 - METODOLOGIA GERAL UTILIZADA NO MUNDO

Podemos definir uma metodologia geral para um programa de redução de desarmes de reator baseado no INPO e no ERWG da seguinte forma:

1. Quantificação dos desarmes e análise de tendência anual;
2. Identificação das causas de cada desarme, separando-as por categorias;
3. Identificação das causas que mais contribuem para desarmes de reatores;
4. Análise das deficiências que permitem a falha ocorrer;
5. Desenvolvimento de planos de ações para correção das deficiências identificadas;
6. Acompanhamento periódico.

CAPÍTULO V

METODOLOGIA PROPOSTA PARA REDUÇÃO DE DESARMES AUTOMÁTICOS E MANUAIS NÃO PLANEJADOS EM USINAS NUCLEARES

5.1 - Metodologia desenvolvida

Foi desenvolvida uma metodologia própria baseada na metodologia geral anteriormente descrita no capítulo 4.5. Os seguintes passos para esta metodologia foram estabelecidos:

1. Definição da medição e de um indicador que fosse comparável com toda a indústria nuclear;
2. Definição do universo amostral das análises a serem feitas;
3. Definição das categorias das falhas apuradas;
4. Análise dos dados;
5. Definição dos maiores contribuintes para os desarmes do reator;
6. Comparação entre os principais processos que contribuem para redução de desarmes de reatores na indústria nuclear e os existentes na usina estudada;
7. Análise da necessidade de revisar algum processo existente ou implantar um novo processo;
8. Definição de um plano de ação corretiva;
9. Acompanhamento periódico dos resultados da usina estudada;
10. Comparação dos resultados pela usina estudada com as melhores práticas mundiais.

5.1.1 - Definição da medição e de um indicador

Para permitir uma comparação internacional com outras usinas nucleares foi adotado um indicador já conhecido na indústria nuclear, já utilizado mundialmente pela World Association of Nuclear Operators (WANO).

Os indicadores de performance da WANO foram adotados para fornecer dados quantitativos da performance de cada usina nuclear nos requisitos de segurança

nuclear, disponibilidade e segurança industrial. Estes indicadores existem principalmente para auxiliar as organizações operadoras de usinas nucleares a monitorarem a performance de suas plantas, a definirem metas baseado em bons resultados alcançados por outras plantas e a fornecer indicações de possíveis ajustes de prioridades e alocação de recursos para proporcionar um aumento da performance da usina. Estes indicadores também têm a intenção de ajudar a troca de experiência operacional e permitir uma comparação confiável da performance das usinas nucleares. Estes indicadores WANO evidenciam os melhores resultados e conseqüentemente as melhores práticas operacionais, encorajando as outras usinas a perseguirem bons resultados principalmente através da troca de experiência operacional com as outras plantas que estão obtendo os melhores resultados. Estes indicadores foram desenvolvidos num trabalho em conjunto do Institute of Nuclear Power Operations (INPO), a International Union of Producers and Distributors of Electrical Energy (UNIPEDE), World Association of Nuclear Operators (WANO) e os membros e participantes de cada uma destas instituições.

Os indicadores da WANO foram desenvolvidos baseados nos seguintes critérios:

- a) Cada indicador provê informações relacionadas à segurança nuclear, à disponibilidade de geração ou à segurança industrial;
- b) O conjunto de indicadores é limitado a poucos indicadores que monitoram resultados mais do que processos intermediários ou programas individuais;
- c) O indicador deve ser útil;
- d) O indicador deve dar uma visão geral do resultado sem detalhar os programas e processos de cada usina;
- e) O indicador deve ser objetivo e sua forma de cálculo deve ser bem definida;
- f) O indicador deve ser comparado sempre a uma meta estabelecida;
- g) Os dados devem estar disponíveis e confiáveis;
- h) Os indicadores devem refletir a performance somente em áreas sob influência dos gerentes da planta.

Os indicadores de performance da WANO devem ser utilizados em conjunto com outras ferramentas, eles não devem ser usados como única informação para tomada de decisão. Uma falta de visão geral de todo o processo, focando exclusivamente num determinado indicador pode ser contraproducente e pode afetar a segurança.

Análises de processos relacionados a indicadores requerem um conhecimento profundo dos processos da usina e devem ser feitas pelo pessoal da planta. Somente indicadores de performance não devem ser utilizados para ranquear os resultados das usinas, eles apenas fornecem uma perspectiva parcial e um histórico da segurança e disponibilidade de cada usina nuclear.

5.1.2 - Número de desarmes automáticos do reator não planejados

O número de desarmes automáticos não planejados com o reator crítico é definido da seguinte forma:

- Não planejado significa que o desarme não foi previsto com antecedência;
- Desarme automático significa que um desligamento automático do reator ocorreu pela atuação do sistema de proteção do reator com a inserção de reatividade negativa (barras de controle, ou injeção de ácido bórico, etc.). O sinal de desarme pode ter sido gerado por ultrapassagem de um limite do sistema de proteção do reator ou por um sinal espúrio.
- Desarmes do reator planejados como parte de um teste (por exemplo, teste do sistema de proteção do reator) ou desarmes do reator que fazem parte de uma evolução de procedimento onde o desligamento do reator é esperado não são contabilizados
- Sinais de desarme do reator que ocorram com as barras de controle já inseridas no núcleo não são contabilizados, pois nestes casos não haverá movimentação de barras de controle;
- Desarmes do reator que ocorrerem após o gerador estar desconectado da rede de transmissão devem também ser contabilizados.

5.1.3 - Número de desarmes manuais do reator não planejados

O número de desarmes manuais não planejados com o reator crítico é definido da seguinte forma:

- Não planejado significa que o desarme não foi previsto com antecedência;

- Desarme manual significa um desligamento manual do reator através inserção de reatividade negativa (barras de controle, ou injeção de ácido bórico, etc.), através da atuação da proteção do reator usando botoeiras de desarmes manuais do reator;
- Manual significa que o sinal de desligamento através do sistema de proteção do reator foi gerado através de dispositivo de desligamento manual, através da ação de uma pessoa.
- Todos os desarmes não planejados do reator devem ser contabilizados, mesmo se eles ocorrerem com o gerador já desconectado do sistema de transmissão, e mesmo se o reator tiver sido desligado conservativamente por se julgar que as condições da usina estavam saindo do controle.

Praticamente todos os desarmes analisados no estudo de caso deste trabalho foram classificados como automáticos.

5.1.4 - Exemplos de contabilização de desarmes do reator

Os seguintes exemplos abaixo ilustram quando um desarme do reator deve ser contabilizado e quando não deve ser contabilizado:

Exemplo 1: Durante o desligamento da planta, as barras de controle já estavam parcialmente inseridas e o reator já estava desligado (subcrítico). Um sinal espúrio provocou o desarme do reator com conseqüente inserção total das barras de controle. **ESTE DESARME DO REATOR NÃO DEVE SER CONTABILIZADO PARA O INDICADOR DE PERFORMANCE**, pois no momento do desarme o reator já estava subcrítico.

Exemplo 2: Um desarme do reator ocorreu durante a execução de um teste especial do turbo gerador. O procedimento de teste informava que o desarme do reator ocorreria durante a execução de um dos passos do teste. **ESTE DESARME DO REATOR NÃO DEVE SER CONTABILIZADO PARA O INDICADOR DE PERFORMANCE** pois o desarme era parte do planejamento operacional e coberto por procedimentos da planta.

Exemplo 3: Durante a execução de um teste periódico do sistema de proteção do reator, com o reator operando a 100% de potência, um desarme do reator ocorreu

quando um sinal espúrio atuou um canal da lógica do sistema de proteção do reator enquanto o outro canal estava sendo testado. **ESTE DESARME DO REATOR DEVE SER CONTABILIZADO COMO UM DESARME AUTOMÁTICO.**

Exemplo 4: Durante operação a plena potência ocorreu o desarme de uma das bombas de água de alimentação principal dos geradores de vapor. A equipe de operação tentou religar a bomba sem sucesso e iniciou uma redução de potência da planta para tentar compatibilizar a potência ao fluxo de água de alimentação disponível. Porém a resposta dos parâmetros da planta não estava ocorrendo como a equipe de operação esperava. O turno de operação decidiu então desligar o reator antes que o critério de nível baixo nos geradores de vapor fosse atingido e conseqüentemente a geração do sinal de desligamento do reator automático. **ESTE DESARME DO REATOR DEVE SER CONTABILIZADO COMO DESARME MANUAL.**

Exemplo 5: Com o reator operando a 75% da potência nominal, a equipe de operação desligou a turbina para evitar uma sobrevelocidade devido a problemas durante a execução de teste no sistema de controle da turbina. O desligamento da turbina provocou um desarme automático do reator não esperado. **ESTE DESARME DO REATOR DEVE SER CONTABILIZADO COMO DESARME MANUAL** porque o desarme do reator foi provocado por um desarme da turbina manual com o intuito de evitar danos a equipamentos.

O total de desarmes do reator contabilizados nos exemplos acima devem ser: 1 desarme automático e 2 desarmes manual.

5.1.5 - Desarmes do reator automático não planejados por 7.000 horas de reator crítico:

O objetivo deste indicador, desarmes automáticos do reator não planejados por 7.000 horas de reator crítico, é a monitoração da performance induzindo a redução do número de desarmes do reator não planejados. Este indicador provê informações do sucesso de ações tomadas com o intuito de aumentar a segurança da usina através da redução do número de desarmes do reator não desejados e não

planejados. Estes desarmes causam transientes de reatividade e termo hidráulicos. Este indicador também retrata a qualidade da operação e manutenção da usina.

Levando em consideração o número de horas em que o reator está crítico gerando energia se obtém uma indicação da eficiência dos programas da planta para se evitar ou reduzir o número de desarmes do reator quando a planta está em operação. Uma planta que passe o ano todo desligada teria zero desarmes e por isto teria um indicador melhor do que uma planta que operou todo o ano e teve apenas um desarmes do reator. A utilização do número de horas de reator crítico resolve esta distorção. Ou seja, a normalização dos desarmes do reator de cada planta com um padrão comum (7.000 horas de reator crítico) proporciona uma base uniforme para comparação entre as usinas e o cálculo de valores médios da indústria.

Este indicador é definido como o número de desarmes do reator automáticos não planejados ocorridos por 7.000 horas de reator crítico (em operação). O valor de 7.000 horas representa as horas que normalmente um reator opera (crítico) durante um ano para a maioria das usinas. Este indicador terá um valor aproximadamente igual ao número de desarmes que a planta sofreu nos últimos 12 meses.

Este indicador é calculado para cada usina e para a indústria da seguinte forma:

Valor da usina = (número de desarmes automáticos não planejados do reator) x 7.000 / (número de horas com o reator crítico)

Valor da indústria = média do valor calculado para cada usina

5.1.6 - Desarmes totais do reator não planejados por 7.000 horas de reator crítico:

O objetivo deste indicador de desarmes totais do reator não planejados por 7.000 horas de reator crítico nos últimos 12 meses é monitorar a performance induzindo a redução do número de desarmes do reator não planejados. Este indicador provê informações do sucesso de ações tomadas com o intuito de aumentar a segurança da usina através da redução do número de desarmes do reator não desejados e não

planejados. Estes desarmes causam transientes de reatividade e termo hidráulicos. Ele também indica a qualidade da operação e manutenção da usina.

A inclusão dos desarmes manuais do reator neste indicador, não tem a intenção de desencorajar as equipes de operação a tomar decisões operacionais e a desligar o reator quando julgarem necessário para preservação de equipamentos e da segurança nuclear.

Levando em consideração o número de horas em que o reator está crítico gerando energia, se obtém uma indicação da eficiência dos programas da planta para evitar ou reduzir o número de desarmes do reator quando a planta está em operação. A normalização dos desarmes do reator de cada planta com um padrão comum (7.000 horas de reator crítico) proporciona uma base uniforme para comparação entre as usinas e o cálculo de valores médios da indústria.

Este indicador é definido como a soma do número de desarmes automáticos do reator não planejados e o número de desarmes manuais do reator não planejados ocorridos nas últimas 7000 horas, dividido pelo número de horas com o reator crítico nos últimas 7000 horas. Este indicador terá um valor aproximadamente igual ao número de desarmes que a planta sofreu nos últimos 12 meses.

Este indicador é calculado para cada usina e para a indústria da seguinte forma:

Valor da usina = (número de desarmes automáticos não planejados do reator + número de desarmes manuais não planejados do reator) x 7.000 / (número de horas com o reator crítico)

Valor da indústria = média do valor calculado para cada usina

O estudo de caso apresentado neste trabalho utiliza este indicador de desarmes totais.

5.2 - Estudo de caso: Metodologia adaptada proposta para o estudo de caso

No desenvolvimento de uma metodologia para análise dos desarmes de reator ocorridos na usina estudada foi verificado que o universo amostral considerando apenas a causa raiz de cada desarme, seria muito pequeno quando comparado com a metodologia utilizada pela indústria americana. Conforme descrito anteriormente,

o INPO analisou a causa raiz de todos os desarmes de reatores que ocorreram nos Estados Unidos nos anos de 2009 e 2010. Nesta análise mais de 140 desarmes foram analisados. A aplicação da metodologia INPO apenas para uma usina se torna imprecisa, pois o universo amostral do número de desarmes analisados fica muito reduzido. Por isto esta dissertação propõe uma metodologia modificada para o estudo de caso proposto para uma usina nuclear estudada. Nesta metodologia modificada foram considerados a causa raiz e os fatores (fatores contribuintes) que de alguma forma possam ter contribuído para a ocorrência de todos os desarmes de reator que ocorreram nos 17 anos analisados, desta forma aumentando significativamente o universo amostral de falhas apuradas. Isto significa que se uma falha contribuiu de alguma forma com o desarme do reator, ela foi considerada. Mesmo que a falha sozinha não seja suficiente para ter provocado o desarme do reator.

Na metodologia modificada proposta foram definidas quatro famílias de falhas: família de falha de equipamento, família de falha humana, família de falha externa e família de falha de gerenciamento. A **tabela 2** define cada família de falha. Cada causa raiz ou fator causal apurado no caso estudado foi enquadrada em uma das famílias de falhas propostas. Para cada família de falhas foram identificados os processos relacionados para se evitar a recorrência da falha e propostas ações corretivas. Os resultados foram acompanhados ano a ano.

Família	Grupos
Equipamento	Configuração e Análise do Projeto, Especificação do Equipamento, Fabricação e Construção, Manutenção ou Testes e Desempenho do Equipamento.
Performance Humana	Comunicação Verbal, Práticas de Trabalho, Planejamento de Pessoal, Condições Ambientais de Trabalho, Interface Homem-Máquina, Treinamento ou Qualificação, Documentação e Procedimentos Escritos, Métodos de Supervisão, Organização do Trabalho e Fatores Pessoais.

Externa	Falha no sistema interligado nacional, transientes do sistema interligado nacional, blecaute regional ou nacional, falha em equipamentos ou componentes do sistema de transmissão externos a usina, falha de equipamento vindo de revisão no fabricante
Gerenciamento	Diretivas ou Objetivos do Gerenciamento, Comunicação ou Coordenação, Avaliação e Monitoração de Gerenciamento, Processos de Decisão, Alocação de Recursos, Troca de Gerenciamento, Cultura de Segurança ou Cultura Organizacional e Gerenciamento de Contingências.

Tabela 2 - Definição das famílias de falhas

CAPÍTULO VI ESTUDO DE CASO

Foi selecionada uma usina nuclear PWR e um estudo de caso foi realizado aplicando a metodologia sugerida no capítulo 5.

6.1 - Análises da tendência

A primeira análise realizada foi a de tendência. A **figura 12** abaixo mostra o número de desarmes do reator por ano e sua tendência.

Em 17 anos analisados, a usina estudada experimentou 39 desarmes de reator. No primeiro ano ocorreram oito desarmes do reator. Do segundo ano analisado ao quarto foram dois desarmes cada ano, seguido da redução para um desarme no ano 5, sendo até então o melhor resultado obtido. No ano 6 ocorreram cinco desarmes. Após sexto ano ocorreu uma sequência de anos (do ano 8 ao ano 11) com dois desarmes por ano, exceto no ano 9 que ocorreu apenas um desarme. Atingindo seu melhor resultado no ano 13 quando não ocorreu desarme do reator. Após o melhor ano ocorreu o segundo pior resultado no ano 14 com 5 desarmes do reator repetindo o mau resultado de ano 6. Novamente, após um ano com alto número de desarmes ocorreram dois anos com um número muito baixo, anos 15 e 16 com um desarme de reator cada ano. E finalmente no ano 17 não ocorreu desarme do reator repetindo o desempenho do ano 13.

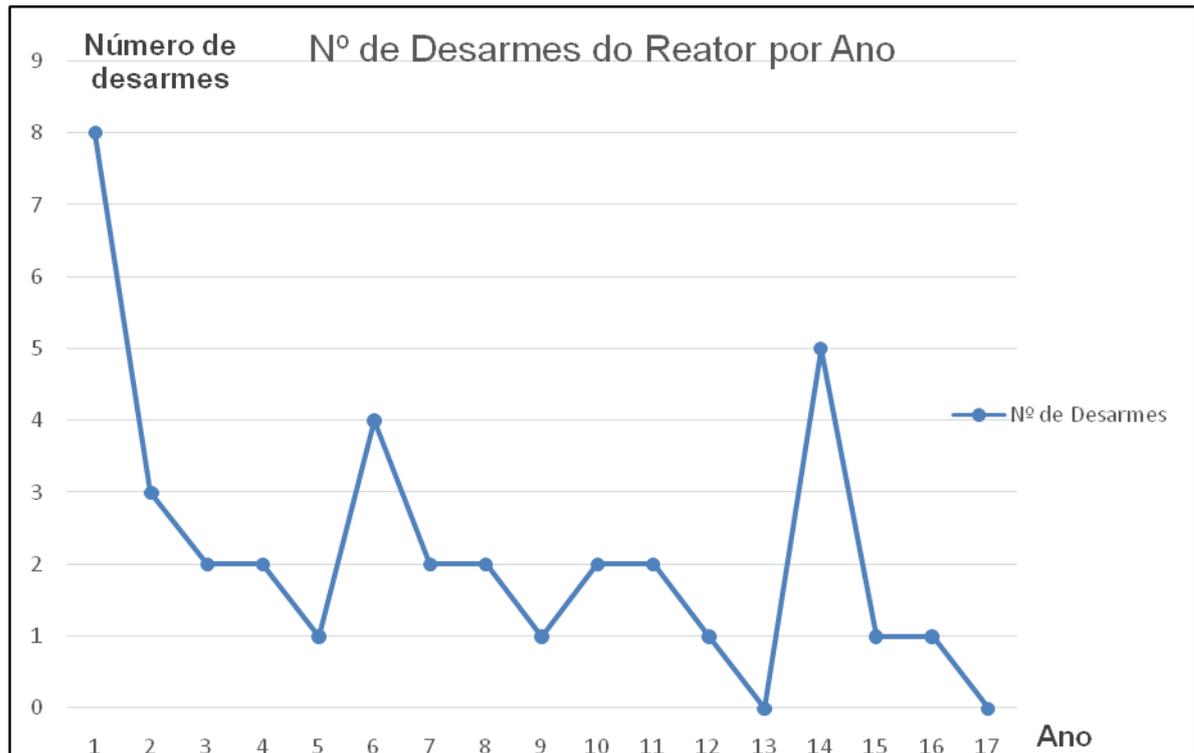


Figura 12 – Número de desarmes do reator da usina estudada por ano

Pode-se afirmar que existe na usina estudada uma tendência de redução do número de desarmes do reator conforme mostrado na **figura 13**. No ano 14 ocorreram 5 desarmes de reator, totalmente fora das expectativas, o que levou a exigência de um plano de ação para reverter este resultado negativo. Iniciou-se um programa de redução de desarmes de reator baseado na experiência operacional internacional e na própria experiência operacional da usina estudada. Os desarmes não planejados da usina estudada foram analisados de forma integrada. A seguir será apresentado a análise dos desarmes, por ano, no período compreendido entre ano 1 e ano 17, onde cada causa que contribuiu de alguma forma para o desarme do reator foi agrupada nas categorias de falhas definidas no capítulo 5.3.

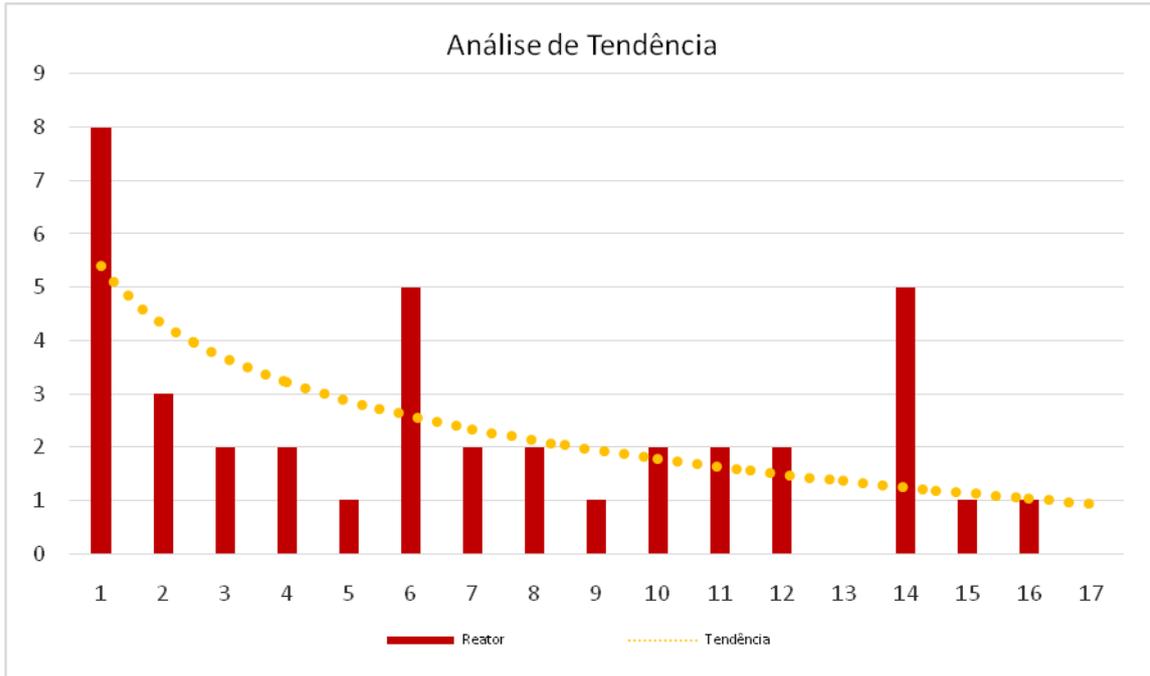


Figura 13 - Análise de tendência

6.2 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 1:

A **tabela 3** a seguir apresenta as análises feitas de cada desarme do reator no ano 1. Na primeira coluna é citado o número do desarme ocorrido.

Na segunda coluna é o motivo resumido que atuou a lógica de desarme do reator. Da terceira a sexta colunas são as quatro famílias de possíveis causas das falhas ocorridas, conforme definido anteriormente.

Desarme	Motivo do Desarme	Equipamento	P. Humana	Externa	Gerenc.
1º	Perda das bombas de condensado durante operação de comutação automática.	X			
2º	Perda de alimentação elétrica externa			X	
3º	Fechamento indevido da válvula de água de alimentação principal	X			

4º	Perda das bombas de condensado principal	X			
5º	Perda da alimentação elétrica externa			X	
6º	Perda do sistema de refrigeração auxiliar da turbina		X		
7º	Perda da alimentação elétrica externa			X	
8º	Perda da alimentação elétrica externa			X	
	Total	3	1	4	0
	Total (%)	37,50%	12,50%	50,00%	0,00%

Tabela 3 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 1

No ano de ano 1 todos os 8 desarmes do reator foram associados apenas a uma causa.

Na figura 14 os totais de causas que contribuíram de alguma forma para cada desarme no ano 1 foram agrupadas por família de falha.

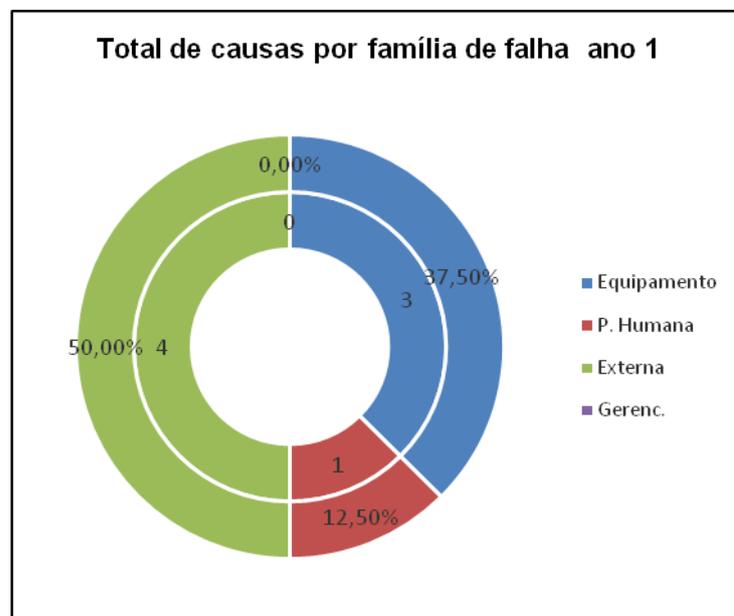


Figura 14 – Total de causas por família de falha ano 1

No ano 1 ocorreram 8 desarmes do reator. Três causas contribuintes para desarme do reator estavam associadas à família de falhas de equipamentos, uma

causa contribuinte para desarme do reator estava associado à família de falhas de performance humana e 4 causas contribuintes para desarme do reator estavam associados à família de falhas externas. A causa associada a falhas externas foi a que mais contribuiu para os 8 desarmes da usina estudada ocorridos no ano de ano 1.

6.3 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 2:

A **tabela 4** a seguir mostra as análises feitas de cada desarme do reator no ano 2.

Na primeira coluna é citado o número do desarme ocorrido. Na segunda coluna é o motivo resumido que atuou a lógica de desarme do reator. Da terceira a sexta coluna são as quatro famílias de possíveis causas das falhas ocorridas, conforme definido anteriormente.

Desarmes	Motivo do Desarme	Equipamento	P. Humana	Externa	Gerenc.
1º	Desarme da Unidade devido à perda de duas bombas de refrigeração principal	X			
2º	Desarme da Unidade devido à perda de duas bombas de refrigeração principal			X	
3º	Desarme do Reator por atuação indevida do Relé de Gás do transformador principal	X			
	Total	2	0	1	0
	Total (%)	66,67%	0,00%	33,33%	0,00%

Tabela 4 – Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 2

No ano 2, todos os 3 desarmes do reator foram associados apenas a uma causa.

Na **figura 15** abaixo os totais de causas que contribuíram de alguma forma para cada desarme no ano 2 foram agrupadas por família de falha.

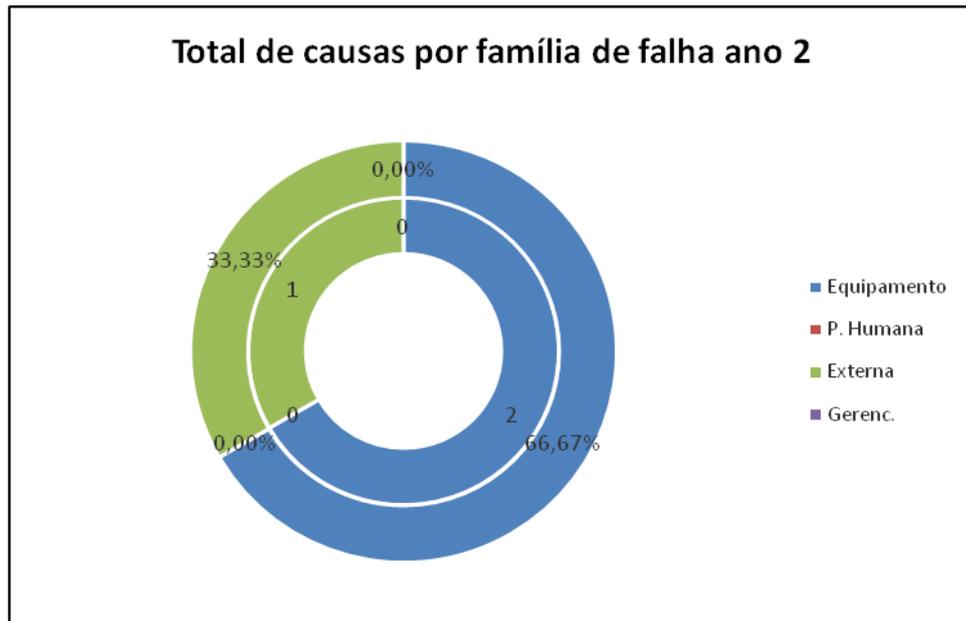


Figura 15 – Total de causas por família de falha ano 2

No ano 2 ocorreram 3 desarmes do reator. Duas causas contribuintes para desarme do reator estavam associadas à família de falhas de equipamentos e uma causa contribuinte para desarme do reator estava associada à família de falhas externas. A causa associada a falhas de equipamentos foi a que mais contribuiu para os três desarmes da usina estudada ocorridos no ano 2.

6.4 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 3:

A **tabela 5** a seguir mostra as análises feitas de cada desarme do reator no ano 3. Na primeira coluna é citado o número do desarme ocorrido. Na segunda coluna é o motivo resumido que atuou a lógica de desarme do reator. Da terceira a sexta coluna são as quatro famílias de possíveis causas das falhas ocorridas, conforme definido anteriormente.

Desarme	Motivo do Desarme	Equipamento	P.Humana	Externa	Gerenc.
1º	Desarme do Reator por problema no sistema interligado nacional (blackout)			X	

2º	Desarme do Reator devido a perda de duas bombas de refrigeração principal		X		
	Total	0	1	1	0
	Total (%)	0,00%	50,00%	50,00%	0,00%

Tabela5 -Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 3

No ano 3 todos os dois desarmes do reator foram associados apenas a uma causa.

Na **figura 16** abaixo os totais de causas que contribuíram de alguma forma para cada desarme no ano 3 foram agrupadas por família de falha.

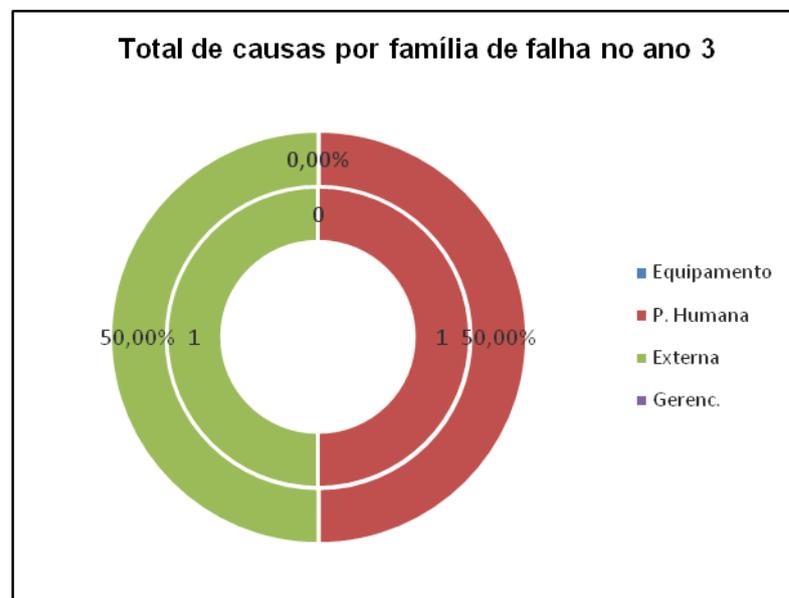


Figura16 -Total de causas por família de falha no ano 3

No ano 3 ocorreram dois desarmes do reator. Uma causa contribuinte para desarme do reator estava associada à família de falhas de performance humana e uma causa contribuinte para desarme do reator estava associada à família de falhas externas. A causa associada a falhas de performance humana e a associada a falhas externas contribuíram igualmente para os dois desarmes da usina estudada ocorridos no ano 3.

6.5 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 4:

A **tabela 6** a seguir mostra as análises feitas de cada desarme do reator no ano 4. Na primeira coluna é citado o número do desarme ocorrido. Na segunda coluna é o motivo resumido que atuou a lógica de desarme do reator. Da terceira a sexta coluna são as quatro famílias de possíveis causas das falhas ocorridas, conforme definido anteriormente.

Desarme	Motivo do Desarme	Equipamento	P. Humana	Externa	Gerenc.
1º	Ativação do Sinal de Ruptura de tubo de Gerador de Vapor (RTGV) Espúrio, na partida da Usina após a parada.		X		
2º	Desarme da Usina por perda do Transformador principal.	X			
	Total	1	1	0	0
	Total (%)	50,00%	50,00%	0,00%	0,00%

Tabela 6 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 4

No ano 4 todos os dois desarmes do reator foram associados apenas a uma causa.

Na **figura 17** abaixo os totais de causas que contribuíram de alguma forma para cada desarme no ano o 4 foram agrupadas por família de falha.

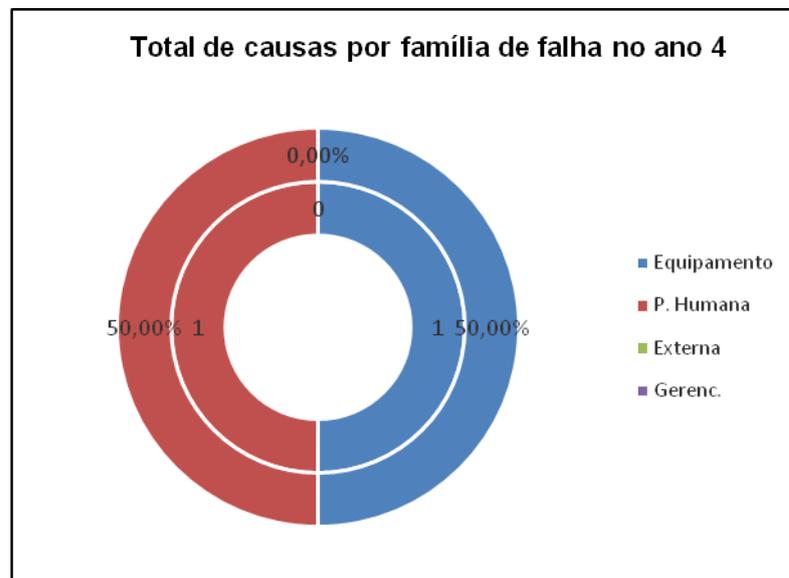


Figura 17 – Total de causas por família de falha no ano 4

No ano 4 ocorreram dois desarmes do reator. Uma causa contribuinte para desarme do reator estava associada à família de falhas de performance humana e uma causa contribuinte para desarme do reator estava associada à família de falhas de equipamentos. A causa associada a falhas de performance humana e a associada a falhas de equipamentos contribuíram igualmente para os dois desarmes da usina estudada ocorridos no ano 4.

6.6 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 5:

A **tabela 7** a seguir mostra as análises feitas de cada desarme do reator no ano 5. Na primeira coluna é citado o número do desarme ocorrido. Na segunda coluna é o motivo resumido que atuou a lógica de desarme do reator. Da terceira a sexta colunas são as quatro famílias de possíveis causas das falhas ocorridas, conforme definido anteriormente.

Desarme	Motivo do Desarme	Equipamento	P. Humana	Externa	Gerenc.
1º	Desarme do Reator por perda das bombas de Refrigeração do Reator	X			
	Total	1	0	0	0
	Total (%)	100,00%	0,00%	0,00%	0,00%

Tabela 7 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 5

No ano 5 o único desarme do reator ocorrido foi associado apenas a uma causa.

Na **figura 18** abaixo os totais de causas que contribuíram de alguma forma para cada desarme no ano 5 foram agrupadas por família de falha.

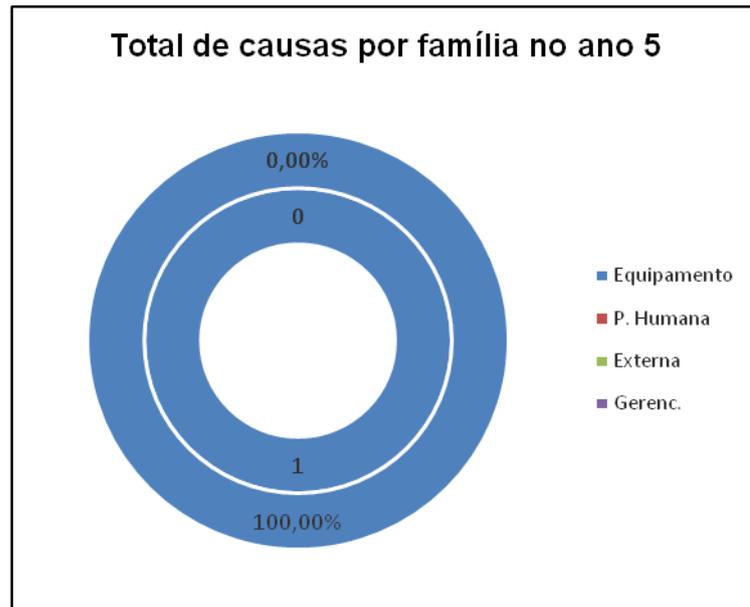


Figura18 - Total de causas por família no ano 5

No ano 5 ocorreu um desarme do reator associada à família de falhas em equipamentos.

6.7 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 6:

A **tabela 8** a seguir mostra as análises feitas de cada desarme do reator no ano 6. Na primeira coluna é citado o número do desarme ocorrido. Na segunda coluna é o motivo resumido que atuou a lógica de desarme do reator. Da terceira a sexta colunas são as quatro famílias de possíveis causas das falhas ocorridas, conforme definido anteriormente.

Desarme	Motivo do Desarme	Equipamento	P. Humana	Externa	Gerenc.
1º	Perda dos Sistemas de Suprimento Elétrico Externo			X	
2º	Atuação da proteção do transformador principal	X			
3º	Perda das bombas de água de	X			

	alimentação principal				
4º	Atuação da proteção do transformador principal	X			
	Total	3	0	1	0
	Total (%)	75,00%	0,00%	25,00%	0,00%

Tabela 8 – Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 6

No ano 6 todos os 4 desarmes do reator foram associados apenas a uma causa.

Na **figura 19** abaixo os totais de causas que contribuíram de alguma forma para cada desarme no ano 6 foram agrupadas por família de falha.

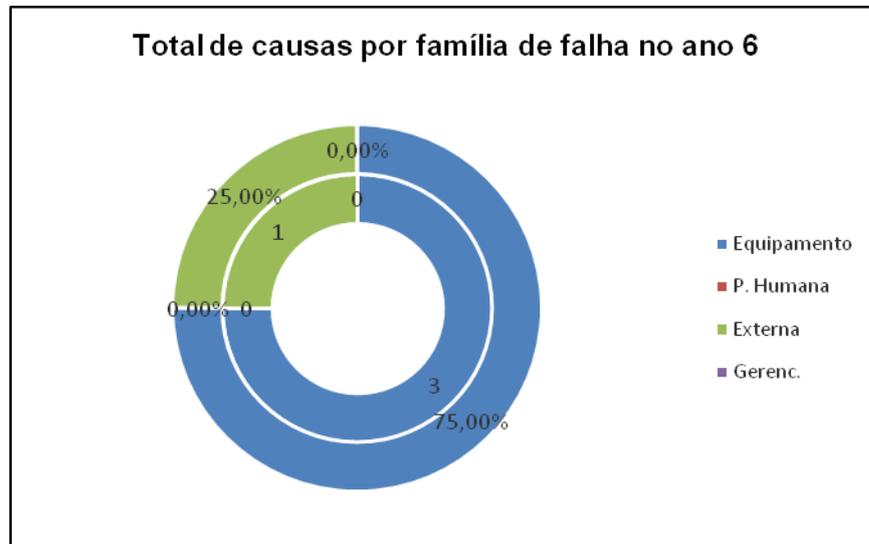


Figura19–Total de causas por família de falha no ano 6

No ano 6 ocorreram quatro desarmes do reator. Três causas contribuintes para desarme do reator estavam associadas à família de falhas de equipamentos e uma causa contribuinte para desarme do reator estava associada à família de falhas externas. A causa associada a falhas de equipamentos foi a que mais contribuiu para os quatro desarmes da usina estudada ocorridos no ano 6.

6.8 – Análise dos desarmes ocorridos no ano 7:

A **tabela 9** a seguir mostra as análises feitas de cada desarme do reator no ano 7. Na primeira coluna é citado o número do desarme ocorrido. Na segunda coluna

é o motivo resumido que atuou a lógica de desarme do reator. Da terceira a sexta colunas são as quatro famílias de possíveis causas das falhas ocorridas, conforme definido anteriormente.

Desarme	Motivo do Desarme	Equipamento	P. Humana	Externa	Gerenc.
1º	Desarme do Reator devido a baixo fluxo de água de alimentação principal		X		
2º	Desarme do Reator devido à perda das Bombas de Fluidos de Controle da Turbina		X		
	Total	0	2	0	0
	Total (%)	0,00%	100,00%	0,00%	0,00%

Tabela 9 - fatores que contribuíram para os desarmes no ano 7

No ano 7 todos os dois desarmes do reator foram associados apenas a uma causa.

Na **figura 20** abaixo os totais de causas que contribuíram de alguma forma para cada desarme no ano 7 foram agrupadas por família de falha.

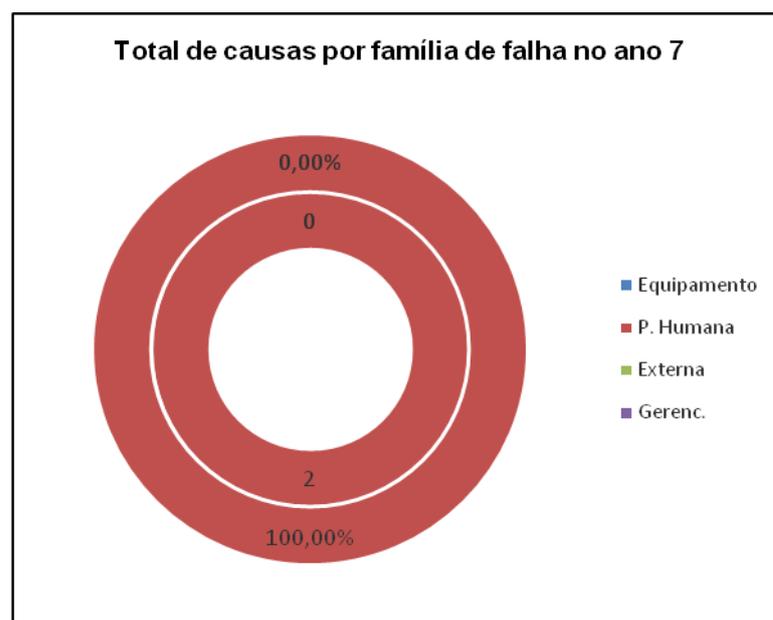


Figura 20 – Total de causas por família de falha no ano 7

No ano 7 ocorreram dois desarmes do reator. Nos dois, as causas contribuintes para desarme do reator estavam associadas à família de falhas de performance humana.

6.9 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 8:

A **tabela 10** a seguir mostra as análises feitas de cada desarme do reator no ano 8. Na primeira coluna é citado o número do desarme ocorrido. Na segunda coluna é o motivo resumido que atuou a lógica de desarme do reator. Da terceira a sexta colunas são as quatro famílias de possíveis causas das falhas ocorridas, conforme definido anteriormente.

Desarme	Motivo do Desarme	Equipamento	P. Humana	Externa	Gerenc.
1º	Desarme do reator devido à falha do sistema de água de alimentação principal	X			
2º	Desarme do reator devido à atuação da proteção do transformador principal	X			
	Total	2	0	0	0
	Total (%)	100,00%	0,00%	0,00%	0,00%

Tabela 10 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 8

No ano 8 todos os dois desarmes do reator foram associados apenas a uma causa.

Na **figura 21** abaixo os totais de causas que contribuíram de alguma forma para cada desarme no ano 8 foram agrupadas por família de falha.



Figura 21 - Total de causas por família de falha no ano 8

No ano 8 ocorreram dois desarmes do reator. Nos dois, as causas contribuintes para desarme do reator estavam associadas à família de falhas de equipamentos.

6.10 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 9:

A **tabela 11** a seguir mostra as análises feitas de cada desarme do reator no ano 9. Na primeira coluna é citado o número do desarme ocorrido. Na segunda coluna é o motivo resumido que atuou a lógica de desarme do reator. Da terceira a sexta colunas são as quatro famílias de possíveis causas das falhas ocorridas, conforme definido anteriormente.

Desarme	Motivo do Desarme	Equipamento	P. Humana	Externa	Gerenc.
1º	Desarme do Reator devido ao fechamento da válvula de vapor principal.	x			
	Total	1	0	0	0
	Total (%)	100,00%	0,00%	0,00%	0,00%

Tabela 11 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 9

No ano 9 o único desarme do reator foi associado apenas a uma causa.

Na **figura 22** abaixo os totais de causas que contribuíram de alguma forma para cada desarme no ano 9 foram agrupadas por família de falha.

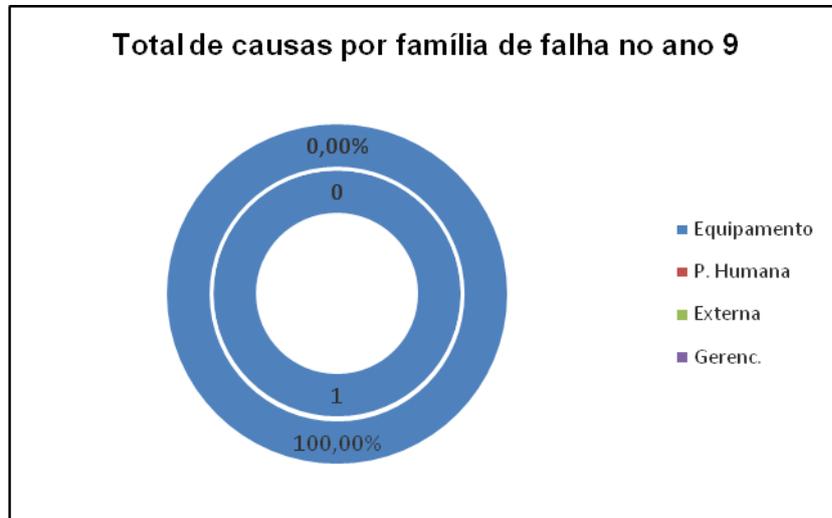


Figura 22– Total de causas por família de falha no ano 9

No ano 9 ocorreu um desarme do reator associada à família de falhas em equipamentos.

6.11 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 10:

A **tabela 12** a seguir mostra as análises feitas de cada desarme do reator no ano 10. Na primeira coluna é citado o número do desarme ocorrido. Na segunda coluna é o motivo resumido que atuou a lógica de desarme do reator. Da terceira a sexta colunas são as quatro famílias de possíveis causas das falhas ocorridas, conforme definido anteriormente.

Desarme	Motivo do Desarme	Equipamento	P. Humana	Externa	Gerenc.
1º	Desarme do Reator devido à falha no sistema de transmissão externo			X	

2º	Desarme do Reator devido à falha no sistema de transmissão externo			X	
	Total	0	0	2	0
	Total (%)	0,00%	0,00%	100,00%	0,00%

Tabela12 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 10

No ano 10 todos os dois desarmes do reator foram associados apenas a uma causa.

Na **figura 23** abaixo os totais de causas que contribuíram de alguma forma para cada desarme no ano 10 foram agrupadas por família de falha.

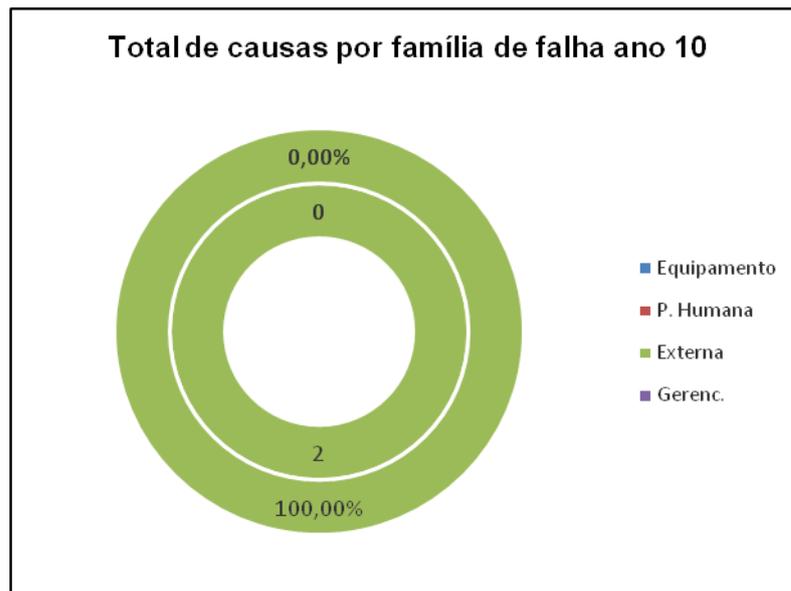


Figura 23 – Total de causas por família de falha ano 10

No ano 10 ocorreram dois desarmes do reator. Em ambos, as causas contribuintes para desarme do reator estavam associadas à família de falhas externas.

6.12 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 11:

A **tabela 13** a seguir mostra as análises feitas de cada desarme do reator no ano 11. Na primeira coluna é citado o número do desarme ocorrido. Na segunda coluna é o motivo resumido que atuou a lógica de desarme do reator. Da terceira a sexta colunas são as quatro famílias de possíveis causas das falhas ocorridas, conforme definido anteriormente.

Relatório	Motivo do Desarme	Equipamento	P. Humana	Externa	Gerenc.
1º	Desarme da usina por exigência das especificações técnicas	X			
		X			
					X
2º	Desarme do Reator devido à falha de uma válvula do sistema de vapor principal		X		
			X		
			X		
	Total	2	3	0	1
	Total (%)	33,33%	50,00%	0,00%	16,67%

Tabela 13 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 11

No ano 11 cada um dos desarmes analisados teve três causas que contribuíram de alguma forma para o desarme do reator. Cada uma destas causas foi classificada em uma das famílias de falhas definidas na metodologia.

Na **figura 24** abaixo os totais de causas que contribuíram de alguma forma para cada desarme no ano 4 foram agrupadas por família de falha.

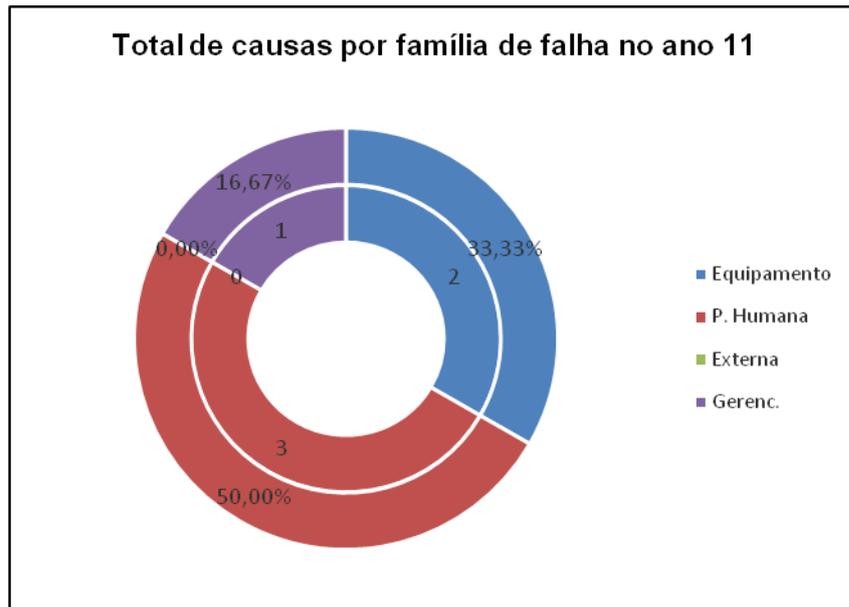


Figura 24 – Total de causas por família de falha no ano 11

No ano 11 ocorreram dois desarmes do reator. Duas causas contribuintes para desarme do reator estavam associadas à família de falhas de equipamentos, três causas contribuintes para desarme do reator estavam associadas à família de falhas de performance humana e uma causa contribuinte para desarme do reator estava associado a família de falhas de gerenciamento. A causa associada a falhas de performance humana foi a que mais contribuiu para os dois desarmes da usina estudada ocorridos no ano 11.

6.13 – Análise dos desarmes ocorridos no ano 12:

A **tabela 14** a seguir mostra as análises feitas de cada desarme do reator no ano 12. Na primeira coluna é citado o número do desarme ocorrido. Na segunda coluna é o motivo resumido que atuou a lógica de desarme do reator. Da terceira a sexta colunas são as quatro famílias de possíveis causas das falhas ocorridas, conforme definido anteriormente.

Desarme	Motivo do Desarme	Equipamento	P. Humana	Externa	Gerenc.
1º	Falha no Fechamento do Disjuntor	X			

	do Gerador		X		
	Total	1	1	0	0
	Total (%)	50,00%	50,00%	0,00%	0,00%

Tabela 14 - fatores que contribuíram para os desarmes no ano 12

No ano 12 o desarme analisado teve duas causas que contribuíram de alguma forma para o desarme do reator. Cada uma destas causas foi classificada em uma das famílias de falhas definidas na metodologia.

Na **figura 25** abaixo os totais de causas que contribuíram de alguma forma para cada desarme no ano 12 foram agrupadas por família de falha.

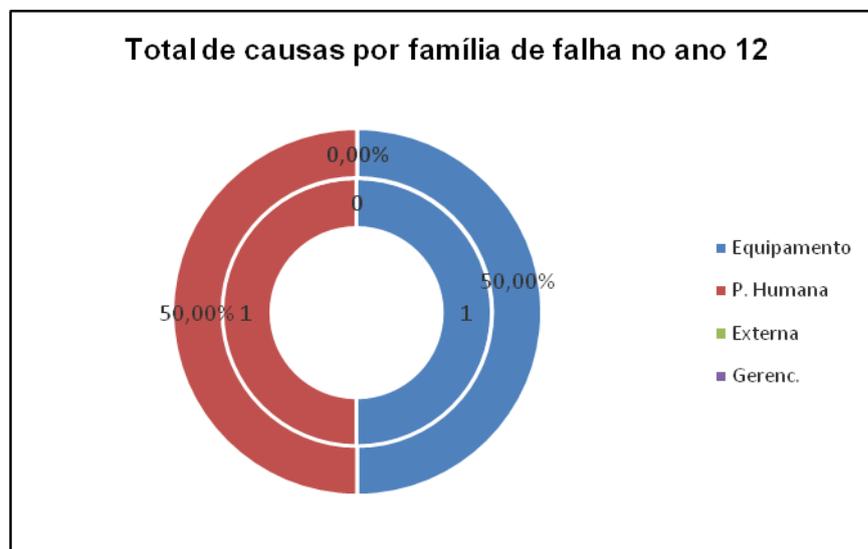


Figura 25 - Total de causas por família de falha no ano 12

No ano 12 ocorreu um desarme do reator associado a duas causas que de alguma forma contribuíram para o desarme do reator. Uma causa contribuinte para desarme do reator estava associada à família de falhas de performance humana e a outra causa contribuinte para desarme do reator estava associada a família de falhas de equipamentos.

6.14 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 13:

Neste ano não ocorreu desarme automático nem manual não planejado do reator.

6.15 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 14:

A **tabela 15** a seguir mostra as análises feitas de cada desarme do reator no ano 14. Na primeira coluna é citado o número do desarme ocorrido. Na segunda coluna é o motivo resumido que atuou a lógica de desarme do reator. Da terceira a sexta colunas são as quatro famílias de possíveis causas das falhas ocorridas, conforme definido anteriormente.

Desarme	Motivo do Desarme	Equipamento	P. Humana	Externa	Gerenc.
1º	Desarme do reator por perda do Sistema de Fluido de Controle da Turbina	X			
		X			
			X		
2º	Desarme do Reator por perda da bomba de condensado principal	X			
		X			
					X
3º	Desarme do Reator por perda da alimentação elétrica externa	X			
		X			
4º	Desarme do Reator por perda da bomba de condensado principal	X			
		X			
		X			
		X			
5º	Desarme do Reator por falha do sistema de transmissão externo	x			
				x	
				x	
	Total	11	1	2	1
	Total (%)	73,33%	6,67%	13,33%	6,67%

Tabela 15 - fatores que contribuíram para os desarmes no ano 14

No ano 14 cada um dos desarmes analisados teve mais de uma causa que contribuíram de alguma forma para o desarme do reator. Cada uma destas causas foi classificada em uma das famílias de falhas definidas na metodologia proposta.

Na **figura 26** abaixo os totais de causas que contribuíram de alguma forma para cada desarme no ano 14 foram agrupadas por família de falha.

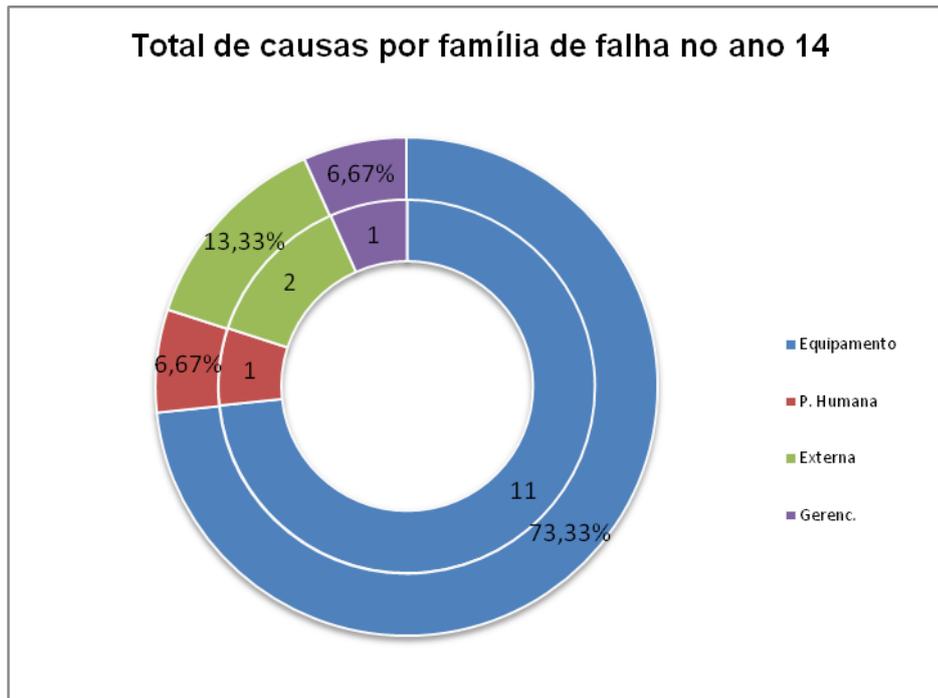


Figura 26 -Total de causas por família de falha no ano 14

No ano 14 ocorreram cinco desarmes do reator. Neste ano, 11 causas contribuintes para desarme do reator estavam associadas à família de falhas de equipamentos, uma causa contribuinte para desarme do reator estava associada à família de falhas de performance humana, uma causa contribuinte estava associada a família de falhas gerenciais e duas causas contribuintes para desarme do reator estavam associados a família de falhas externas. A causa associada a falhas de equipamentos foi a que mais contribuiu para os cinco desarmes da usina estudada ocorridos no ano 14.

6.16 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 15:

A **tabela 16** a seguir mostra as análises feitas de cada desarme do reator no ano 15. Na primeira coluna é citado o número do desarme ocorrido. Na terceira coluna

é o motivo resumido que atuou a lógica de desarme do reator. Da terceira a sexta colunas são as quatro famílias de possíveis causas das falhas ocorridas, conforme definido anteriormente.

Relatório	Motivo do Desarme	Equipamento	P. Humana	Externa	Gerenc.
1º	Desarme do Reator a perda da alimentação elétrica externa	X			
		X			
		X			
			X		
	Total	3	1	0	0
	Total (%)	75,00%	25,00%	0,00%	0,00%

Tabela 16 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 15

No ano 15 o desarme analisado teve quatro causas que contribuíram de alguma forma para o desarme do reator. Cada uma destas causas foi classificada em uma das famílias de falhas definidas na metodologia.

Na **figura 27** abaixo os totais de causas que contribuíram de alguma forma para cada desarme no ano 15 foram agrupadas por família de falha.

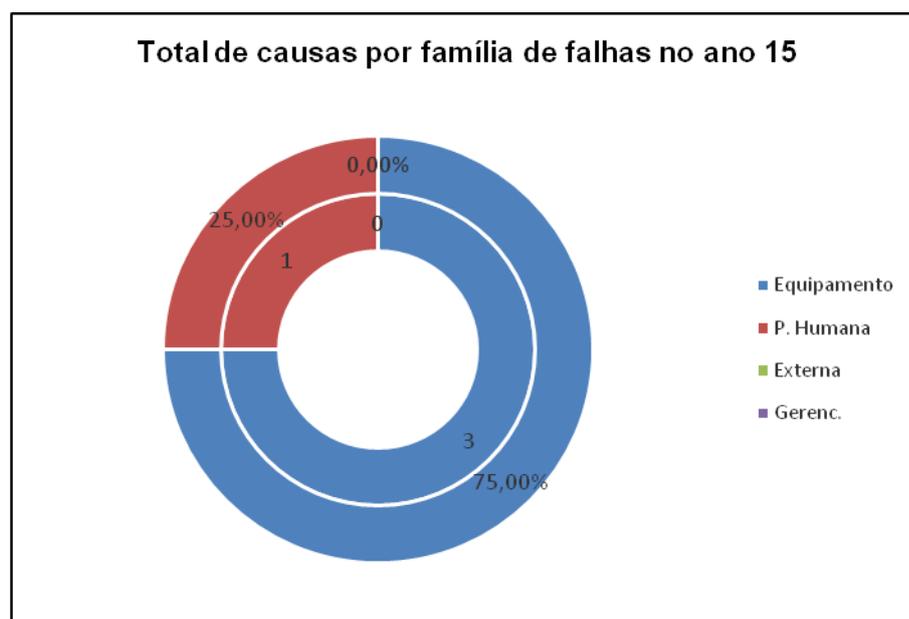


Figura 27 - Total de causas por família de falhas no ano 15

No ano 15 ocorreu um desarme do reator associado a quatro causas que de alguma forma contribuíram para o desarme do reator. Uma causa contribuinte para desarme do reator estava associada à família de falhas de performance humana e as outras três causas contribuintes para desarme do reator estava associada à família de falhas de equipamentos. A causa associada a falhas de equipamentos foi a que mais contribuiu para o único desarme da usina estudada ocorrido no ano 15.

6.17 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 16:

A **tabela 17** a seguir mostra as análises feitas de cada desarme do reator no ano 16. Na primeira coluna é citado o número do desarme ocorrido. Na segunda coluna é o motivo resumido que atuou a lógica de desarme do reator. Da terceira a sexta colunas são as quatro famílias de possíveis causas das falhas ocorridas, conforme definido anteriormente.

Desarme	Motivo do Desarme	Equipamento	P. Humana	Externa	Gerenc.
1º	Desarme do Reator por Perda das Bombas de Água de Alimentação Principal	X			
	Total	1	0	0	0
	Total (%)	100,00%	0,00%	0,00%	0,00%

Tabela 17 - Fatores que contribuíram para os desarmes no ano 16

No ano 16 o desarme analisado teve uma causa que contribuiu de alguma forma para o desarme do reator. Esta causa foi classificada em uma das famílias de falhas definidas na metodologia.

Na **figura 28** abaixo os totais de causas que contribuíram de alguma forma para cada desarme no ano 16 foram agrupadas por família de falha.

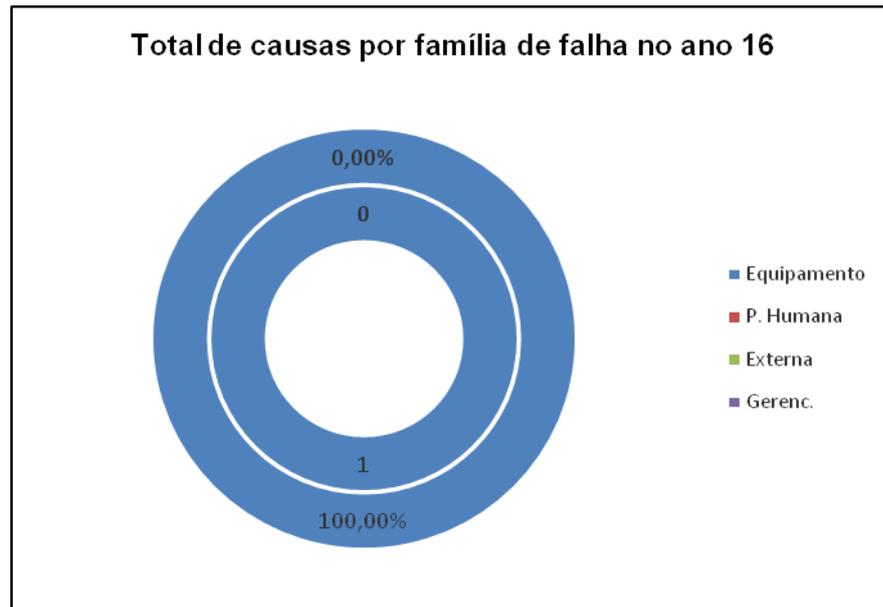


Figura 28 - Total de causas por família de falha no ano 16

No ano 16 ocorreu um desarme do reator associada à família de falhas em equipamentos.

6.18 - Análise dos desarmes ocorridos no ano 17:

Neste ano não ocorreu desarme automático nem manual não planejado do reator.

CAPÍTULO VII

RESULTADOS E CONCLUSÕES

7.1 - Avaliação integrada dos desarmes ocorridos no período analisado

De acordo com os desarmes apresentados no capítulo 6 pode-se afirmar que existia uma tendência de redução de desarmes do reator na usina estudada. Esta tendência ficou muito evidente do décimo primeiro ao décimo terceiro ano analisados. Porém no décimo quinto ano ocorreram cinco desarmes não planejados, evidenciando que esforços de melhorias deveriam continuar.

Conforme já apresentado no ano de 2010 a indústria nuclear americana se preocupou com a tendência de aumento de desarmes não planejados de sua frota de reatores nucleares de potência. Do ano de 2005 ao ano de 2010 ocorreu, nos Estados Unidos, um aumento de 18% no número de desarme não planejado. A principal causa estava associada a falhas de equipamentos, ou seja, a confiabilidade de equipamentos.

Uma importante constatação também da indústria nuclear em 2010 foi de que as usinas nucleares que tinham equipes dedicadas à redução de desarmes não planejados estavam obtendo resultados muito melhores do que as que não tinham esta equipe. Isto foi verificado quando se tentou entender o motivo pelo qual as usinas tipo BWR tinham um menor número de desarmes não planejados do que as usinas PWR. Nenhuma razão técnica foi encontrada que justificasse esta diferença, apenas uma razão gerencial que era exatamente a presença de equipes dedicadas a estudar ações para minimizar os desarmes não planejados.

A experiência operacional internacional mostrou que a principal causa de desarmes não planejados dos reatores nucleares estava associada às falhas de equipamentos que ocorreram por diversos motivos, tais como:

- Deficiências em modificações de projetos, principalmente pela pouca interação entre o pessoal da planta e projetistas;
- Implementação de instrumentação digital sem o pleno conhecimento do projeto da usina;
- Falha humana na execução da manutenção;
- Falha no programa de manutenção preventiva;

- Falha devido a envelhecimento de equipamentos;
- Falha no processo de planejamento e controle de trabalho;

Adicionalmente se chegou à conclusão que o principal problema enfrentado pelas usinas americanas era que alguns problemas conhecidos não tinham seu potencial de provocar um desarme do reator bem entendido e bem explicado a todos os trabalhadores da usina.

45% dos desarmes de usinas nucleares americanas ocorridos nos anos de 2009 e 2010 poderiam ser atribuídos diretamente a falha de identificação de “vulnerabilidade” ou a falha de avaliação dos riscos potenciais ou a falta de ações mitigatórias para tratar vulnerabilidades já identificadas.

Os resultados evidenciaram que a barreira primária que mais falhou foi a análise e priorização de vulnerabilidades acumulando 21 desarmes de reator (30,9%), seguido de falha na barreira de identificação de vulnerabilidades acumulando 20 desarmes de reator (29,4%).

Logo, as principais causas de desarmes tinham como principais causas pontos únicos de vulnerabilidades (SPV) não reconhecidos, falta de avaliação sistematizada da consequência da falha na operação da planta para a tomada de decisão, falha na mitigação e eliminação de um SPV, ineficiência em resolver condição degradada de equipamentos já reconhecida e a falta de uma avaliação integrada das causas de todos os desarmes do reator.

O estudo realizado no capítulo 6 evidenciou que o caso em análise era exatamente igual ao que estava ocorrendo na indústria nuclear americana e por isto a usina estudada implantou as seguintes ações corretivas.

- Melhorias no Comitê de Performance Humana da Usina;
- Melhorias no Comitê de Saúde de Sistemas da Usina;
- Revisão no grupo de planejamento e controle de trabalho com pessoal experiente em operação e manutenção;
- Revisão continua do programa de manutenção preventiva, com a criação de indicadores para acompanhar a melhoria do programa;
- Revisão do Programa de Monitoração da Eficácia da Manutenção;
- Revisão dos procedimentos de leituras e rondas nos equipamentos e sistemas realizadas pelos operadores;
- Participação de pessoal experiente nos processos de modificação de projetos;

- Investimentos nas técnicas de manutenção preditiva;
- Revisão do Comitê de Experiência Operacional Externa
- Rigor no cumprimento do escopo de paradas programadas
- Reuniões periódicas com as empresas operadoras dos sistemas de transmissão.

A **tabela 18** a seguir mostra, por ano e por família de falhas, os fatores contribuintes ou causas raiz que de alguma forma contribuíram para os 39 desarmes analisados.

Ano	Equipamento	Performance Humana	Externa	Gerenciamento	TOTAL POR ANO (falhas)
01	3	1	4	0	8
02	2	0	1	0	3
03	0	1	1	0	2
04	1	1	0	0	2
05	1	0	0	0	1
06	3	0	1	0	4
07	0	2	0	0	2
08	2	0	0	0	2
09	1	0	0	0	1
10	0	0	2	0	2
11	2	3	0	1	6
12	1	1	0	0	2
13	0	0	0	0	0
14	11	1	2	1	15
15	3	1	0	0	4
16	1	0	0	0	1
17	0	0	0	0	0
TOTAL POR CAUSA	31	11	11	2	55
Porcentagem	56%	20%	20%	4%	

Tabela 18 - Fatores que de alguma forma contribuíram para desarmes do reator da usina estuda nos 17 anos analisados

Analisando os dados mostrados na tabela anterior pode-se afirmar que a partir do ano 15 não houve mais desarmes do reator por falha externa. As falhas

associadas a gerenciamento só apareceram nos anos 11 e 14 e por isto não representam uma ameaça. As falhas associadas à performance humana não contribuíram para um desarme do reator desde o ano 16, sendo que já existia uma clara tendência de melhora desde o ano 12.

Após a implantação de um programa de redução de desarmes não planejados na usina estudada as seguintes conclusões foram obtidas.

- As ações tomadas para reduzir desarmes do reator por falha humana surtiram bons resultados.
- As ações tomadas para reduzir desarmes por falha externa surtiram excelentes resultados.
- Apesar do excelente resultado no ano 17, atenção especial deve ser dada aos processos para se minimizar os desarmes não planejados por falha de equipamentos, seguindo a tendência mundial onde técnicas estão sendo desenvolvidas e investimentos estão sendo feitos. Principalmente no que se refere a reforços na barreira de análise e priorização de vulnerabilidades e na barreira de identificação de vulnerabilidades.

O gráfico abaixo mostra a análise de todos os fatores causais ou causas raízes que de alguma forma contribuíram para os 39 desarmes analisados:

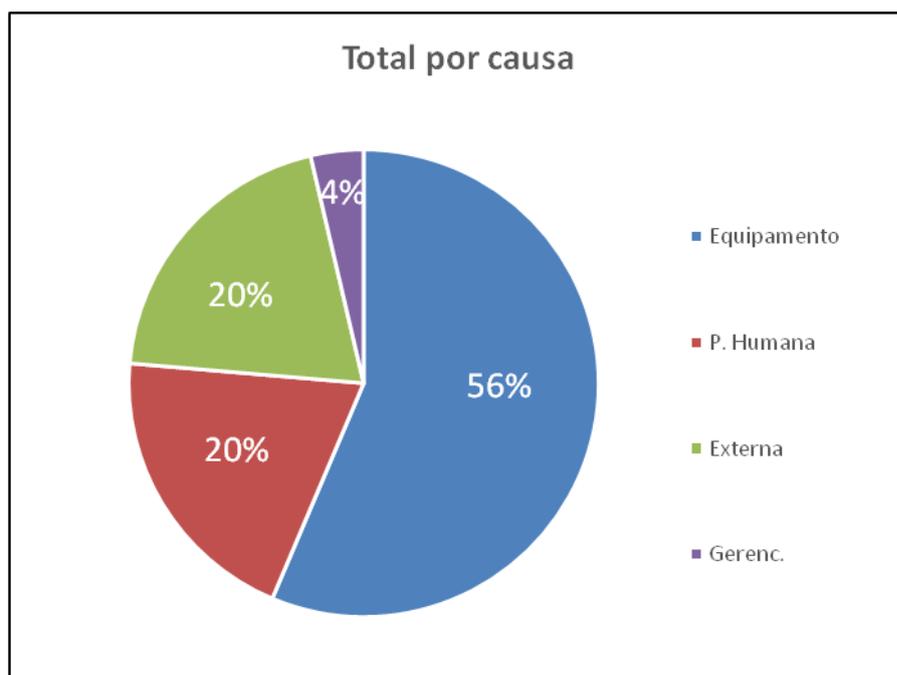


Figura 29 - Total por causa nos desarmes analisados

Analisando a **figura 29** acima concluímos que o caso estudado é totalmente comparável ao caso das usinas americanas.

A **figura 30** abaixo relaciona os sistemas que mais contribuíram para os desarmes analisados no capítulo 6.

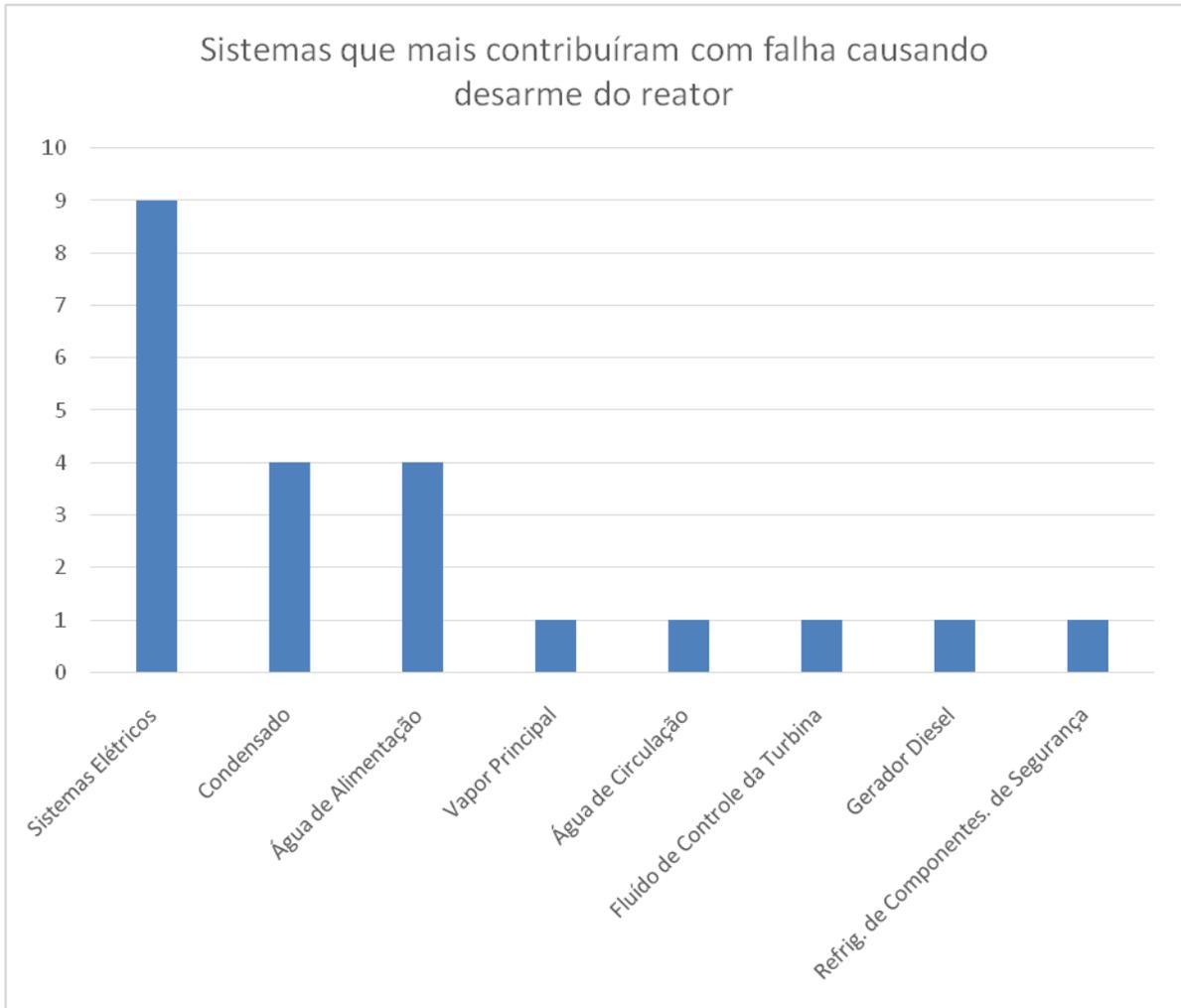


Figura 30 - Sistemas que mais contribuíram com falha causando desarme do reator

A **figura 31** abaixo relaciona os sistemas onde a falha de um componente contribuiu para um desarme não programado em todos os reatores dos Estados Unidos da América nos anos de 2011 a 2015, mostrados separadamente para usinas tipo PWR e para usinas tipo BWR.

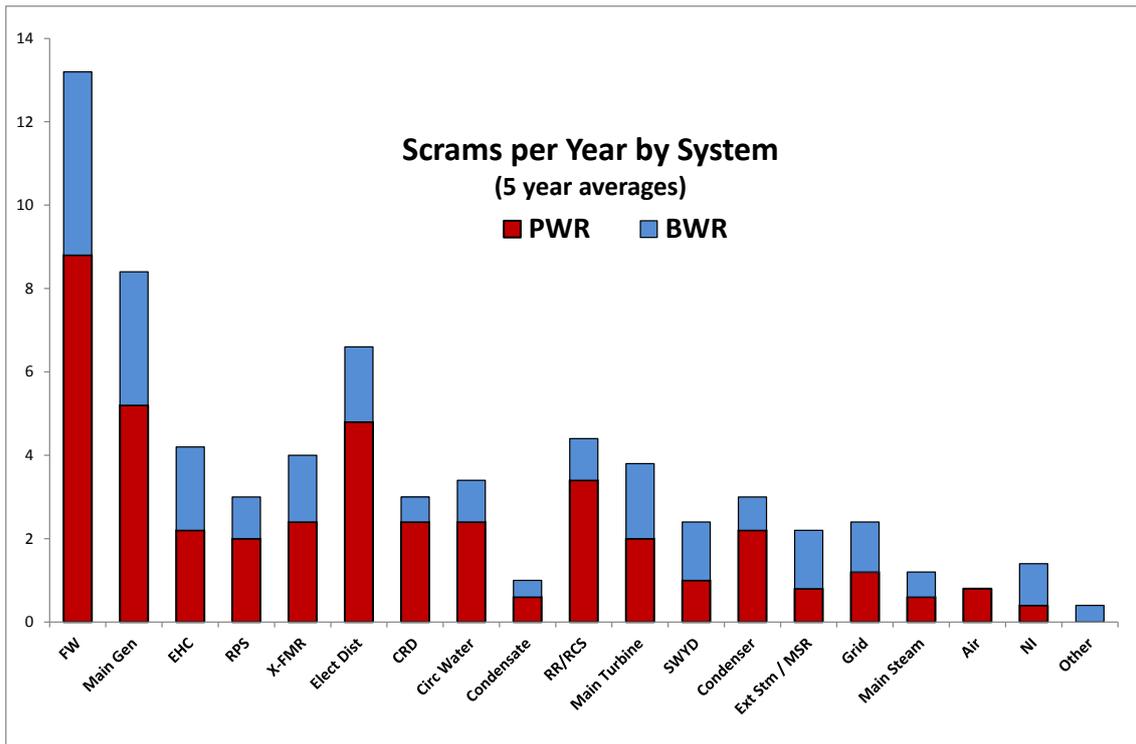


Figura 31 - Desarmes por ano pelo Sistema. (INPO, 2011)

Comparando os dois gráficos anteriores pode-se afirmar que a experiência operacional externa existente é aplicada ao caso estudado. Os sistemas relacionados à parte elétrica e o sistema de água de alimentação principal têm grande contribuição para ocorrências de desarmes não planejados em usinas nucleares. O sistema de água de condensado também tem forte contribuição. Os sistemas que mais contribuem não estão relacionados ao circuito primário, onde os requisitos de projeto são muito mais rígidos.

7.2 - Conclusões

Utilizando o indicador que mede o total de desarmes não planejados por 7000h de reator crítico nos últimos 12 meses, conforme definido no capítulo 5, foi realizada uma análise dos resultados obtidos pela usina estudada, fazendo uma comparação com todas as usinas nucleares no mundo, utilizando o banco de dados das WANO. A partir do quarto trimestre do ano 14 a usina do caso estudado começou a apresentar resultados comparáveis às melhores usinas do mundo, alcançando no final do ano 17 o melhor resultado possível, ou seja, um indicador de desarmes do reator igual a zero (nenhum desarme ocorrido no ano).

Outro resultado importante alcançado pela usina estudada foi o aumento da disponibilidade e conseqüente aumento da geração de energia acumulada no ano. Pode-se atribuir parte deste resultado bem-sucedido às melhorias de processo proporcionadas por um programa de redução de desarmes do reator.

A redução do número de desarmes do reator é uma questão de cultura de segurança. Apesar dos cinco desarmes do reator ocorridos no ano 14, a usina analisada obteve a quarta maior geração em sua história. Ao passo que no ano 15 analisado, com apenas um desarme do reator, a usina analisada obteve apenas a oitava maior geração de sua história, influenciada principalmente pela extensão no tempo de parada para reabastecimento. Porém pode-se afirmar que as ações implantadas para redução do número de desarmes de uma usina nuclear têm um efeito secundário que é aumentar a sua disponibilidade por reforçar e rever praticamente todos os processos existentes. Este efeito secundário pode ser observado no aumento da disponibilidade da usina nos anos 14, 16 e 17 analisados.

Dentre os anos de maior geração da usina estudada aparecem os anos 17 e 16, onde provavelmente os planos de ações para redução do número de desarmes do reator tiveram grande contribuição, não somente pela redução dos desarmes não planejados, mas principalmente por proporcionar uma melhoria em todos os processos da usina, levando a uma operação de excelência, fazendo com que os resultados obtidos pela usina estudada sejam comparados as melhores usinas do mundo.

Baseado nos resultados obtidos conclui-se que a metodologia proposta foi adequada. Porém, atenção especial deve ser dada aos processos para minimizar os desarmes não planejados por falha de equipamentos, seguindo a tendência mundial onde técnicas estão sendo desenvolvidas e investimentos estão sendo feitos. Como propostas de trabalhos futuros pode-se sugerir estudos de técnicas de definição de componentes críticos, técnicas de definição de ponto único de vulnerabilidade e a integração de processos para aumentar a confiabilidade de equipamentos.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

BARRE, Bertrand; BAUQUIS, Pierre-René. **Understanding the Future Nuclear Power**. Éditions Hirlé, 2007.

ERWG. Equipment Reliability Working Group. **Scram reductions sub-committee 2012**. Janeiro de 2013. Disponível em: www.inpo.info. Acesso em: 3 de janeiro de 2017.

GLASSTONE, S; SESONSKE, A. **Nuclear Reactor Engineering: Reactor Systems Engineering**. V.2 4ªed. Chapman & Hall: New York, 1994.

IAEA. **International Atomic Energy Agency. PRIS - Power Reactor Information System**. Disponível em: <http://www.iaea.org/PRIS/> Acesso em: 10 de março de 2017.

INPO. Institute of Nuclear Power Operations. **2009 -2010 scram analysis**. Event report, level 2. 2011. Disponível em: www.inpo.info. Acesso em 3 de janeiro de 2015.

INPO. Institute of Nuclear Power Operations. **Scram Trends 2016**. Disponível em: www.inpo.info. Acesso em 3 de janeiro de 2017.

ISHIGURO, Y. **A Energia Nuclear para o Brasil**. São Paulo: Makron Books, 2002.

KNIEF, R. A. **Nuclear Energy Technology: Theory and Practice of Commercial Nuclear Power**. Washington: Hemisphere Pub. Corp, 1981

MAKINSON, K.; KLEIN, A. **Nuclear Risk Inperspective: Making Fact-based Energy Choices**. Progressive Policy Institute, 2011.

MONTALVÃO, E. **Energia Nuclear: Risco ou Oportunidade?** Núcleo de Estudos e Pesquisas do Senado. Brasília: Senado Federal, 2012.

NEI. Nuclear Engineering International. **World Nuclear Industry Handbook 2012**. UK, Global Trade Media, 2012

SANTOS, Ricardo Luís Pereira. **A Energia Nuclear no Sistema Elétrico Brasileiro**. f. 154. Tese (Doutorado em Engenharia) – Ciências em Planejamento Energético. UFRJ/COPPE. Universidade Federal do Rio de Janeiro, 2014.

STOLL, Uwe. **Between German Phase-out and Chinese new-build rally: the situation of nuclear industry worldwide five years after Fukushima**. VGB POWERTECH – International Journal for Electricity and Heat Generation, pp 36-39, 5/2016.

THE NATIONAL DIET OF JAPAN: **The Official Report of the Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission** – Executive summary, Japan, 2012.

WILLS, J. G. **Nuclear Power Plant Technology**. New York London: J. Wiley & Sons, 1967