

Acidente na central nuclear de Fukushima-I: Análise Crítica

Sara Silva Pinto Wahnnon

Dissertação de Mestrado para obtenção do Grau de Mestre em

Engenharia Física Tecnológica

Júri

Presidente: Prof. Horácio João Matos Fernandes

Orientador: Prof. José Joaquim Gonçalves Marques

Co-Orientador: Prof. Carlos António Abreu Fonseca Varandas

Vogal: Prof^a Maria Adelaide de Almeida Pedro de Jesus

Vogal: Prof^a Maria Teresa Haderer de la Peña Stadler

Outubro 2013

Agradecimentos

Gostaria de começar por agradecer àquela que considero a minha família pelo seu apoio e amor incondicional durante a montanha russa de eventos que me permitiram chegar aqui.

Queria agradecer a todo o Departamento de Física do Instituto Superior Técnico por toda a sua ajuda e simpatia durante os passados 6 anos e ao Professor Carlos Mota Soares por me ter convencido a seguir Física aos meus 16 anos. Aproveito ainda para agradecer ao Sr. Genn Saji pelos seus *e-mails* semanais de divulgação de informação que de outra forma só estaria disponível em japonês.

Gostaria de agradecer ao Professor Carlos Varandas pela confiança e oportunidade de fazer este trabalho. Por fim, mas não menos importante, gostaria de agradecer ao Professor José Marques pela sua dedicação, orientação e acompanhamento desde o início deste trabalho até aos seus últimos pormenores.

Lisboa, Setembro de 2013

Resumo

Este trabalho pretende compreender o acidente nuclear grave a 11 de Março de 2011 na central nuclear Fukushima-I e analisar as suas causas e consequências. O acidente nuclear em Fukushima-I, de nível 7 na escala internacional de ocorrências nucleares, deveu-se ao tsunami que atingiu a central, consequente do sismo de Tohoku. Com o tsunami, a central sofreu um apagão de longa duração. Como consequência, os sistemas de refrigeração e monitorização, entre outros, ficaram inoperacionais. Para verificar a importância da contenção e refrigeração, foi estimado para o reactor da unidade 1: (i) potência do calor residual libertado vários momentos após a paragem do reactor; (ii) calor residual da piscina de combustível gasto (SFP) 1 dia após o acidente; (iii) inventário do núcleo para vários momentos após a paragem (pelo *software* Origen 2.2); (iv) evolução das doses efectivas até 30 m do núcleo em vários meios (pelo *software* Microshield). Foi ainda estimado o tempo que uma SFP de 1000 m³ demoraria a evaporar até ao topo de combustível activo caso esta contivesse ¼ do combustível da unidade 1, para diferentes tempos de arrefecimento. As libertações radioactivas para o meio ambiente deveram-se principalmente às três explosões de edifícios do reactor. Espera-se que a incidências de doenças devido à exposição extra a radiação permaneça abaixo dos níveis de detecção. O acidente abalou a confiança pública na indústria nuclear pondo em causa planos futuros e evidenciou falhas na regulamentação, medidas de preparação e gestão de acidentes e na cooperação e comunicação nacional e internacional.

Palavras Chave: Fukushima-I, segurança nuclear, acidente (nuclear grave), reactor nuclear (de água ebuliente)

Abstract

This work aims to understand the severe nuclear accident in the nuclear power plant Fukushima-I on the 11th of March of 2011 and analyze its possible causes and consequences. This nuclear accident, classified as level 7 in the international nuclear event scale, was mainly caused by the consequent tsunami of the Tohoku earthquake. When the tsunami hit the plant, it experienced a long duration station blackout. Consequently, the cooling and monitoring systems, among others, were damaged. To verify the importance of cooling and containment, in this work it was estimated, for unit 1: (i) core residual heat power different times after the shutdown; (ii) Spent fuel pool (SFP) residual heat power 1 day after the accident; (iii) core inventory different times after the shutdown (using Origen 2.2 software); (iv) effective dose evolution until 30 m from the core in different mediums (using Microshield software). Also, it was estimated the time needed for a 1000 m³ SFP (without cooling), containing ¼ of unit's 1 fuel, to evaporate. The radioactive releases were mainly due to the 3 reactor building explosions. Even though radiation levels rose due to these releases, it's expected that the incidence of diseases caused by the extra radiation exposure stay below detection. Fukushima-I nuclear accident shook the public trust on the nuclear industry and its future plans. It showed flaws that need to be fixed in the future in the regulation, preparation measures and management of nuclear accidents and on the national and international communication and cooperation.

Keywords: Fukushima-I, nuclear safety, (severe nuclear) accident, (boiling water) reactor

Índice

Introdução.....	1
Energia Nuclear de Cisão – Princípios Físicos e de Engenharia	2
2.1 – História	2
2.2 – Princípios Básicos de um Reactor Nuclear	2
2.3 – Tipos de Reactor Nuclear	5
2.4 – Reactores de Água Ebuliente, BWRs	5
2.5 – Japão: Background e Indústria Nuclear	6
2.6 – Reactores Nucleares na Central Nuclear de Fukushima Dai-ichi.....	7
Segurança Nuclear	9
3.1 – A Cultura de Segurança	9
3.2 – A Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA)	10
3.3 – Acidente de Referência de uma Central Nuclear	11
3.4 – Defesa em Profundidade.....	11
3.5 – Avaliação Probabilística de Segurança (PSA).....	13
3.5.1 – Indicadores de Segurança	13
3.6 – O Perigo Real das Centrais Nucleares	14
3.6.1 – Risco Público.....	15
3.7 – Preparações para um Acidente (Japão, em geral, e em Fukushima-I)	16
3.7.1 – Conclusões	19
Sismos e Tsunamis	21
4.1 – Actividade Sísmica no Japão.....	21
4.2 – Estudo/Previsão de Sismos e Tsunamis	22
4.2.1 – Preparações para Sismos e Tsunamis (Geral e em Fukushima-I)	24
4.3 – Conclusões	26
Central Nuclear de Fukushima-I.....	27
5.1 – Informação Geral.....	27
5.2 – Estado Pré-Acidente	28
O Acidente.....	30
6.1 – Do Sismo ao Tsunami	30
6.1.1 – Unidade 1	30
6.1.2 – Unidade 2	31
6.1.3 – Unidade 3	32
6.1.4 – Unidade 4	32
6.1.5 – Unidade 5	32
6.1.6 – Unidade 6	33

6.2 – Após o Tsunami	33
6.2.1 – Unidade 1	35
6.2.2 – Unidade 2	35
6.2.3 – Unidade 3	35
6.2.4 – Unidade 4	36
6.2.5 – Unidade 5	36
6.2.6 – Unidade 6	36
6.3 – O Sismo de Tohoku-Chihou-Taiheiyo-Oki e Tsunami Consequente	36
6.3.1 – Inundação.....	37
6.3.2 – Estragos	37
6.4 – Causas do Acidente	38
6.5 – Problemas de Comunicação e Gestão.....	41
6.5.1 - Conclusões	43
6.6 – Divulgação de Informação.....	44
6.6.1 – Conclusões	44
Cálculo de Actividades e Calor Residual.....	45
7.1 – Calor Residual.....	45
7.1.1 – Produção de Calor Residual na Unidade 1	45
7.1.2 – Fusão do Núcleo.....	51
7.2 – Produção de Hidrogénio.....	54
7.2.1 – Avaliação das Explosões de Hidrogénio	56
7.3 – Libertações Radioactivas	57
Consequências	63
8.1 – Evacuação.....	63
8.2 – Libertação de Radiação	65
8.2.1 – Libertações	66
8.2.2 – Exposição da população à radiação.....	71
Conclusões	74
Referências.....	Erro! Marcador não definido.

Lista de Figuras

Figura 1: Reacções de cisão em cadeia	4
Figura 2: a) Distribuição mássica dos fragmentos resultantes da cisão do ^{235}U . Os dois picos mostram as zonas mais prováveis de encontrar os fragmentos resultantes da cisão. Dados da figura retirados da base de dados “JANIS” [7]; b) Secção eficaz de cisão dos neutrões para o ^{235}U [7]. Verifica-se que para energias mais baixas a secção eficaz de cisão aumenta	4
Figura 3: Esquema de uma central nuclear com um reactor BWR e os seus 2 edifícios: R/B e T/B (figura retirada da referência [8])	5
Figura 4: RPV de um BWR 6 (figura retirada da referência [8])	7
Figura 5: 5a) Contenção Mark I (figura retirada da referência [8]); 5b) Fotografia do reactor de Browns Ferry (EUA) em que se vê explicitamente o vaso do reactor e a câmara de supressão (figura retirada da referência [11])	8
Figura 6: Escala INES para classificação de ocorrências nucleares (figuras retiradas das referências [15] e [13], respectivamente)	11
Figura 7: CDF de vários reactores nucleares de Geração III. Para comparação, são mostrados o limite máximos de CDF imposto pela NRC para reactores actuais, o limite máximo imposto pelo INSAG para projectos de futuros reactores e o CDF típico em centrais pré-Geração III. Figura retirada da referência [17]	15
Figura 8: Resultados chegados por Farmer em 1975; à esquerda: número de vários acidentes por ano, à direita: probabilidade individual de acontecimento cada um dos acidentes por ano (figuras com base nos valores do estudo de Farmer mostrados na referência [9])	17
Figura 9: Estrutura da gestão de qualidade das operações da TEPCO, segundo dados retirados da referência [2]	18
Figura 10: Sistema de resposta de emergência (esquema retirado da referência [2])	20
Figura 11: Esquema das preparações para um acidente grave (esquema retirado da referência [2])	20
Figura 12: Ponto triplo do Japão Central (figura retirada da referência [19])	21
Figura 13: Mapa que mostra a história de alturas de <i>runup</i> de tsunamis na costa de Tohoku desde o ano 800 até 1965 (figura gerada pelo Google Earth através de dados adquiridos pelo Laboratório de Tsunamis Novosibirsk, retirada da referência [20])	25
Figura 14: Central nuclear Fukushima Dai-ichi (antes do acidente) (figuras retiradas da referência [24], em cima, e referência [25], em baixo)	27
Figura 15: Localização de Fukushima na ilha Honshu, “A” – capital da Prefeitura de Fukushima; Círculo Violeta – central nuclear Fukushima-Dai-ichi. Imagem de satélite do Google Earth	28
Figura 16: Em cima as unidades 1 a 4 em 2009 e em baixo as unidades 1 a 4 em 19 Março de 2011	29
Figura 17: Medidas de preparação de acidentes graves e o que aconteceu em Fukushima-I (esquema retirado da referência [2])	34
Figura 18: Alimentação da unidade 5 pelo EDG da unidade 6 em funcionamento (figura retirada da referência [2])	37
Figura 19: Registo do medidor da altura do nível médio do mar por ultra-sons da TEPCO, localizado a 1.5 km <i>offshore</i> da central. Registo de 2 tsunamis até que o equipamento foi danificado (gráfico retirado da referência [2])	38
Figura 20: Altura do tsunami que atingiu a central e respectiva inundação (tabela e ilustração retiradas da referência [2])	39
Figura 21: Inundação da central nuclear Fukushima Dai-ichi (a azul) (figura retirada da referência [2])	39

Figura 22: Caminho de inundação dos edifícios principais (ilustração retirada da referência [2])	40
Figura 23: Falhas em equipamento/sistemas causadas pelo tsunami (figura retirada da referência [2])	41
Figura 24: Esquema do protocolo de comunicação de emergência (esquema retirado da referência [24])	42
Figura 25: Ciclo de combustível do reactor da unidade 1, Fukushima-I.....	46
Figura 26: Resultados obtidos pelo <i>Standard da American Nuclear Society</i> 5.1-2005 até 9 meses após a paragem do reactor	47
Figura 27: Potência do calor residual relativa à potência de operação do reactor 1F1 até 30 dias depois da sua paragem para diferentes períodos de irradiação. Potências calculadas pelo método alternativo 1	48
Figura 28: Potência residual liberada pelos produtos de cisão, produtos de activação e actínides segundo o programa Origen 2.2	49
Figura 29: Colectânea dos resultados da percentagem da potência residual em função da potência térmica de operação dos 5 métodos utilizados em função do tempo depois da paragem do reactor	50
Figura 30: Resultados da análise da TEPCO do nível de água do reactor da unidade 1 (gráfico retirado da referência [2])	52
Figura 31: Realocação dos materiais constituintes do núcleo quando este funde. De notar que em torno dos óxidos fundidos se formará uma crosta de material oxidado (figura retirada da referência [35])	52
Figura 32: Dimensões da SFP considerada e do combustível gasto nela armazenado	53
Figura 33: Tempo que demora toda a água da SFP a saturar consoante o tempo de armazenamento do combustível	55
Figura 34: Tempo de evaporação dos 600 m ³ de água da SFP que cobrem o combustível consoante o tempo de armazenamento do mesmo na piscina	56
Figura 35: Taxa de oxidação do Zircónio para várias temperaturas a uma 1 atm	57
Figura 36: Encruzilhamento da tubagem de SGTS das unidades 3 e 4 (figura retirada da referência [2])	58
Figura 37: Evolução da actividade no núcleo de 1F1 ao longo do tempo depois da paragem do reactor	59
Figura 38: Evolução das actividades dos isótopos ¹³¹ I, ¹³³ Xe (gás nobre produzido com maior actividade), ¹³⁴ Cs e ¹³⁷ Cs ao longo de 10 meses após a paragem de 1F1.....	59
Figura 39: Geometria assumida para o núcleo fundido de 1F1 – esférico no fundo do RPV, raio de, aproximadamente, 1.7 m.....	60
Figura 40: Evolução da dose equivalente até 30 m do núcleo de 1F1 apenas 1 dia após a sua paragem em diferentes materiais.....	61
Figura 41: Evolução da dose equivalente até 30 m do núcleo de 1F1 9 meses após a sua paragem em diferentes materiais	61
Figura 42: Evolução da dose equivalente no ar até 30 m do núcleo de 1F1 a vários momentos após a sua paragem do reactor (1 dia, 1 mês, 3 meses e 9 meses).....	62
Figura 43: Cidades que foram evacuadas devido ao acidente de Fukushima-I (imagem gerada pelo Google Earth, 2012)	63
Figura 44: Áreas de evacuação até Junho de 2012 e novas áreas de evacuação a partir de Julho de 2012, figura retirada da referência [40]	64
Figura 45: Doses na area de Fukushima um ano após o acidente; figura retirada de [38]	66
Figura 46: Percentagem dos residentes expostos a diferentes doses de radiação; dados retirados da referência [24]	67
Figura 47: Taxas registadas nas imediações da central ao longo do tempo registadas pela TEPCO; gráfico retirado da referência [2].....	68
Figura 48: Variação da libertação de ¹³¹ I e ¹³⁷ Cs entre 12 e 20 de Março de 2011 [41].....	69

Figura 49: Taxa de libertação e duração das libertações de ^{137}Cs e ^{131}I entre 12 e 20 de Março de 2011. Os períodos mostrados na primeira coluna, referem-se àqueles mostrados na Figura 48. Tabela retirada da referência [41]..... 69

Figura 50: Distribuição horizontal da concentração de ^{134}Cs à superfície do oceano Pacífico da simulação feita na referência [41] a: (a) 20 de Março de 2011, (b) 10 de Abril de 2011, (c) 1 de Maio de 2011. Os círculos coloridos mostram a concentração de ^{134}Cs existente nas amostras recolhidas a: (b) 31 de Março a 18 de Abril de 2011, (c) 21 de Abril a 17 de Maio de 2011. Figura retirada da referência [41] 72

Lista de Tabelas

Tabela 1: Características dos reactores da central nuclear Fukushima Dai-ichi (dados retirados da referência [2])	8
Tabela 2: Acidentes nucleares ocorridos (1952-2011)	17
Tabela 3: Lista dos tsunamis que mais afectaram o Japão ao longo da história (dados retirados da referência [21])	22
Tabela 4: Parâmetros básicos dos maiores tsunamis da história na região de Tohoku (dados retirados da referência [20])	22
Tabela 5: Distribuição do pessoal pela central aquando do acidente (dados retirados da referência [2])	28
Tabela 6: Pessoal movido para a central para prestar assistência na resposta inicial ao acidente (dados retirados da referência [2])	30
Tabela 7: Resultados dos métodos alternativos 1 a 3 para vários tempos depois da paragem do reactor	48
Tabela 8: Colectânea dos resultados da percentagem da potência residual em função da potência térmica de operação dos 5 métodos utilizados em função do tempo depois da paragem do reactor	50
Tabela 9: Elementos de combustível existentes na SFP da unidade 1 com o seu tempo de armazenamento respectivo, segundo [32]	51
Tabela 10: Potência residual do combustível numa SFP que contém $\frac{1}{4}$ do combustível da unidade 1 consoante o tempo de armazenamento do mesmo na piscina ($P_0=1380$ MWt)	54
Tabela 11: Taxa de oxidação de Zircónio para 300, 1000, 1200, 1500 e 2000 °C a 1 atm	56
Tabela 12: Estimativa de produção de Hidrogénio a dada altura nas unidades 1 a 3 (dados retirados da referência [2])	57
Tabela 13: Número elementos de combustível consoante por núcleo e SFP de cada unidade; quantidades apresentadas em [32]	60
Tabela 14: Inventário total estimado de alguns isótopos em Fukushima-I	60
Tabela 15: Resumo das doses recebidas pelos trabalhadores no acidente de Fukushima-I; dados retirados da referência [38]	67
Tabela 16: Estimativa por várias organizações de volumes de material radioactivo libertado para a atmosfera entre Março e Abril de 2011; valores retirados de [2]	70
Tabela 17: Volumes estimados de libertação de isótopos radioactivos no porto de Fukushima Dai-ichi de 26 de Março a 30 de Setembro de 2011; dados retirados de [2]	71
Tabela 18: Dose efectiva por indivíduo em vários locais durante o primeiro ano após o acidente de Fukushima-I; dados retirados da referência [42]	72
Tabela 19: Doses características da tiróide por indivíduo em vários locais durante o primeiro ano após o acidente de Fukushima-I; dados retirados da referência [42]	73

Nomenclatura, Acrónimos

A

AESJ – Atomic Energy Society of Japan; Sociedade de Energia Atômica do Japão

AM – Accident Management; Gestão de Acidente

ANS – *American Nuclear Standard*

APD – Active Personal Dosimeter; Dosímetro Pessoal Activo

B

BWR – Boiling Water Reactor; Reactor de Água Ebuliente

C

CDPC – Central Disaster Prevention Center, Centro Central de Prevenção de Desastres

CDF – Core Damage Frequency; Frequência de Danos no Núcleo

CV – Containment Vessel; Vaso de Contenção

D

DBA – Design Basis Accident; Acidente de Referência

DBSGMS – Design Basis Seismic Ground Motion; Movimento Sísmico do Solo de referência

DRD – Disaster Related Death, Morte (prematura) Relacionada ao Acidente

D/G – Diesel Generator; Gerador Diesel

D/W – *Dry Well*

E

ECCS – Emergency Core Cooling System(s); Sistema(s) de Emergência de Arrefecimento do Núcleo

EDG – Emergency Diesel Generator; Gerador Diesel de Emergência

EOP – Emergency Operating Procedures; Procedimentos de Operação de Emergência

ERC – Emergency Response Center; Centro de Resposta de Emergência

ERSS – Emergency Response Support Center; Centro de Assistência de Resposta à Emergência

G

GE – General Electric

H

HERP – Headquarters for Research Promotion; Sede da Promoção da Investigação

HPCI – High Pressure Cooling Injection; Injeção de Refrigerante a Alta Pressão

HVAC – Heating, Venting and Air Conditioning; Aquecimento, Ventilação e Ar Condicionado

I

IAEA – International Agency of Atomic Energy; Agência Internacional de Energia Atômica

IC – Isolation Condenser; Condensador de Isolamento

ICRP – International Committee for Radiation Protection; Comité Internacional de Protecção Radiológica

INES – International Nuclear Event Scale; Escala Internacional de Ocorrências Nucleares

INPRO – International Project of Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles; Projecto Internacional de Reactores Nucleares Inovadores e Ciclos de Combustível

INSAG – International Nuclear Safety Group; Grupo Internacional de Segurança Nuclear

J

JAEA – Japan Atomic Energy Agency; Agência Japonesa de Energia Atômica

JSCE – Japan Society of Civil Engineer; Sociedade Japonesa de Engenheiros Civis

L

LOCA – Loss of Coolant Accident; Acidente por Perda de Líquido de Refrigeração

LWR – Light Water Reactor; Reactor de Água Leve

L(E)RF – Large (Early) Release Frequency; Frequência de Grande Libertação (Prematura)

M

MCR – Main Control Room; Sala de Controlo Principal

METI – Ministry of Economy, Trade and Industry; Ministério da Economia, Troca e Indústria

MITI – Ministry of International Trade and industry; Ministério da Troca e Indústria Internacionais

MSIV – Main Steam Isolation Valve; Válvula Principal de Isolamento do Vapor

N

NEHRQ – Nuclear Emergency Response Headquarters; Sede de Resposta de Emergência Nuclear

NISA – Nuclear and Industry Safety Agency (of Japan); Agência da Segurança Nuclear e da Indústria (do Japão)

NPP – Nuclear Power Plant; Central Nuclear

NRC – Nuclear Regulatory Commission (USA); Comissão Reguladora Nuclear (EUA)

NSC – Nuclear Safety Commission; Comissão de Segurança Nuclear

NSRA – Nuclear Safety Research Association; Associação da Investigação de Segurança Nuclear

O

O.P. – Onaham Peil, 0.727 m abaixo do nível médio do mar da Tokyo-Bay

P

PAR – Passive Autocatalytic Recombiner; Recombinador Autocalítico Passivo

PCIS – Primary Containment Isolation System; Sistema de Isolamento de Contenção Primária

PCV – Primary Containment Vessel/Pressure Control Valve; Vaso de Contenção Principal/Válvula de Controlo de Pressão (dependendo do contexto)

PSA – Probabilistic Safety Assessment; Avaliação Probabilística de Segurança

PSR – Periodic Safety Review; Revisão Periódica de Segurança

PWR – Pressurized Water Reactor; Reactor de Água Pressurizada

R

R/B – Reactor Building; Edifício do Reactor

RCICS – Reactor Core Isolation Cooling System; Sistema de Arrefecimento do Isolamento do Núcleo do Reactor

RHR – Residual Heat Removal System; Sistema de Remoção do Calor Residual

RPV – Reactor Pressure Vessel; Vaso de Pressão do Reactor

S

SAMG – Severe Accident Management Guidelines; Directrizes de Gestão de um Acidente Grave

SBO – Station Blackout; Apagão da Estação/Central

S/C – Suppression Chamber; Câmara de Supressão

SFP – Spent Fuel Pool; Piscina de Combustível Gasto/Utilizado

SGTS – Standby Gas Treatment System; Sistema *Standby* de Tratamento a Gás

SPEEDI – System for Prediction of Environmental Emergency Dose Information; Sistema de Informação de Previsão de Emergência de Doses Ambientais

SRV – Safety Relief Valve; Válvula de Alívio de Segurança

I

TAF – Top of Active Fuel; Topo do Combustível Activo

T/B – Turbine Building; Edifício da Turbina

TEPCO – Tokyo Electric Power Company; Empresa de Electricidade de Tokyo

Definições e Tecnicalidades

Acidente Grave – Acidente em que há a fusão do núcleo.

Blackout – Apagão, sem qualquer fornecimento de energia.

Cold Shutdown – Reactor parado (subcrítico) e com fluido de arrefecimento a menos de 95 °C e a 1 atm.

Falha de Contenção – A NSC Japonesa propôs um critério para a frequência de falha da contenção. Este tem como objectivo assegurar a robustez da abordagem defesa em profundidade.

Grande Libertação – Pode ser definida tanto como a magnitude absoluta de libertação de reactividade e isótopos, por exemplo: 100 TBq de ^{137}Cs , tanto como magnitude relativa, por exemplo: 1% do inventário do núcleo de ^{137}Cs de um BWR de 1800 MW.

Injecção de água a baixa pressão – A pressão do reactor é “libertada” para a S/C pelas SRVs. Quando o nível de água do reactor baixa, é fornecida água usando um sistema de baixa pressão mas, eventualmente, ambas a pressão e temperatura na S/C irão aumentar. Neste caso, caso água salgada não possa ser utilizada como fonte de arrefecimento, é necessário ventilar a S/C para usar o ar como fonte de arrefecimento e para aliviar a pressão e calor da S/C para a atmosfera.

Núcleo do Reactor – Conjunto de todos os elementos de combustível, armazenados no vaso do reactor.

Scram – Paragem de emergência por queda súbita das barras de comando.

Shutdown – Paragem do reactor nuclear, levando-o a um estado subcrítico por inserção de barras de comando no núcleo.

Tsunami – Série de ondas de água causada pelo deslocamento de um grande volume de um corpo de água, como um oceano ou um grande lago.

Ventilação do PCV – Existem 2 linhas de ventilação utilizadas para libertar pressão do mesmo, uma vinda da S/C e outra do D/W. Podem ambas ser utilizadas para o efeito, mas aquela ligada à S/C tem um filtro de água diminuindo a quantidade de material radioactivo.

Dose Equivalente [Sv] – Dose média de radiação absorvida por um órgão ou tecido, multiplicado pelo respectivo factor de ponderação (definido de forma a reflectir os efeitos biológicos dos diferentes tipos de radiação nos tecidos).

Dose Efectiva [Sv] – Soma das doses equivalentes num tecido, multiplicada pelo seu respectivo factor de ponderação tecidular (definido de forma a reflectir a probabilidade de efeitos estocásticos resultantes da exposição nos tecidos ou órgãos diferentes).

Capítulo 1

Introdução

Actualmente, existem 30 países com centrais nucleares em operação, havendo no total 434 reactores operacionais no mundo [1]. Aprender com os acidentes nucleares é fundamental para prevenir a repetição de falhas e melhorar a segurança nuclear a longo prazo.

Ao longo dos anos, a indústria de cisão nuclear aprendeu muito com os acidentes nucleares. Foram estudados e tomados passos não só para prevenir futuros acidentes mas também para reduzir as consequências dos mesmos. Isto foi conseguido através de melhorias no treino do pessoal, melhoramento de estratégias de gestão de acidentes nucleares (mais realistas) e desenvolvimento de reactores mais avançados e mais seguros.

Um acidente de larga escala que ocorra numa central nuclear não pode ser visto apenas como um acidente grave no sentido de grande devastação de instalações e equipamento. Um acidente nuclear é extraordinário uma vez que tem um impacto que não é visto noutro tipo de acidentes, tal como a dispersão de materiais radioactivos (libertados) com impacto na saúde e vida de residentes de uma grande área, contaminação de áreas urbanas, quintas, florestas e oceanos, congelamento de actividades económicas e, eventualmente, risco de comunidades locais. Adicionalmente, um acidente nuclear pode vir a causar efeitos negativos durante diversos anos, nomeadamente um risco acrescido de incidência de cancro; afectando ainda a credibilidade da indústria nuclear e o seu futuro.

Na investigação e verificação de acidentes nucleares é necessário clarificar as causas do mesmo e os seus antecedentes, tal como avaliar as medidas tomadas para prevenir a ocorrência e dispersão dos estragos, i.e., se foram, ou não, apropriadas.

Sendo assim, todos os países com indústria nuclear têm a aprender com as lições do acidente de Fukushima-I. Muitas investigações têm sido conduzidas, por entidades directamente envolvidas no acidente e independentes, de modo a perceber o que realmente aconteceu, as causas e consequências do acidente e tirar conclusões como futuros acidentes podem ser prevenidos e/ou mitigados.

Os acidentes nos reactores de Fukushima-I constituíram um acontecimento crucial na história da segurança nuclear. Estes acidentes ocorreram simultaneamente em 3 reactores em situações nunca antes verificadas num país considerado desenvolvido tecnologicamente [2].

Este trabalho está dividido em 9 capítulos. Depois desta breve introdução ao tema, no Capítulo 2 apresentam-se os princípios físicos e de engenharia da cisão nuclear e no Capítulo 3 os princípios da segurança nuclear. Pela sua importância no acidente nuclear de Fukushima-I, no Capítulo 4, é abordada a ocorrência de sismos e tsunamis no Japão. A central de Fukushima-I é apresentada no Capítulo 5, enquanto os factos conhecidos sobre o acidente são apresentados e descritos no Capítulo 6. No Capítulo 7 são apresentados os cálculos feitos respeitante às actividades de isótopos radioactivos e ao calor residual, que ajudam a compreender os factos observados. No Capítulo 8 são apresentadas as consequências do acidente. Por fim, no Capítulo 9, sintetizam-se as conclusões deste trabalho.

Capítulo 2

Energia Nuclear de Cisão – Princípios Físicos e de Engenharia

2.1 – História

A procura pela energia nuclear para gerar energia eléctrica começou no século XX após a descoberta de que núcleos radioactivos libertavam uma grande quantidade de energia quando divididos, de acordo com equivalência massa-energia.

A física nuclear evoluiu rapidamente nos anos 30 após a descoberta do neutrão, em 1932 [3]. Nesta década, foram estudados os diversos efeitos nos núcleos quando expostos a neutrões. Em particular, Enrico Fermi, estudou a radioactividade induzida num núcleo quando este captura um neutrão, valendo-lhe um Prémio Nobel em 1938 [3]. Finalmente, em 1939, Meitner e Frisch, propuseram a cisão do Urânio (divisão deste aproximadamente em 2 fragmentos iguais após a captura de um neutrão), visto este tornar-se altamente instável [3].

Após a descoberta da cisão induzida de núcleos (pesados), este processo foi otimizado de modo a obter reacções de cisão em cadeia auto-sustentáveis [3]. No início dos anos 40 foi construído o primeiro reactor nuclear, atingindo este a criticidade a 2 de Dezembro de 1942 [4].

Após a Segunda Guerra Mundial, os propósitos da energia nuclear foram repensados. Começou-se a pensar outras utilizações, para além de propósitos de guerra. No entanto, durante alguns anos, até que a tecnologia fosse totalmente desenvolvida, esta foi estritamente controlada pelos Governos.

Em 1951, conseguiu gerar-se electricidade por um reactor nuclear (nos EUA) [5]. Logo depois, esta funcionalidade foi aproveitada para propulsão de submarinos (começada em 1955) [6].

Nesta década, percebeu-se a realidade de produção de energia eléctrica a partir da energia nuclear de cisão. Rapidamente foi encorajado o desenvolvimento desta tecnologia para uso comercial (e desenvolvimento e exploração desta por entidades privadas).

Com o desenvolvimento da energia nuclear para fins comerciais surgiram vários tipos de tipos de tecnologias de reactores nucleares que foram, e continuam a ser, melhorados ao longo do tempo.

2.2 – Princípios Básicos de um Reactor Nuclear

Toda a física fundamental de um reactor nuclear acontece no núcleo do mesmo. A engenharia e tecnologia associadas ao reactor garantem a segurança e controlo das reacções de cisão bem como a transformação da energia libertada em energia eléctrica.

O combustível de um reactor nuclear encontra-se no núcleo do reactor. No caso de Fukushima-I o combustível utilizado era Urânio enriquecido. Nesse caso, podiam encontrar-se no núcleo isótopos classificáveis em três grandes grupos: produtos de cisão, produtos de activação e actínídeos. Os produtos de cisão são os nuclídeos que resultam directamente da cisão do urânio contido no combustível. Os produtos de activação resultam da captura de neutrões pelas impurezas presentes nos elementos de combustível, ou em

materiais (por exemplo, o refrigerante), que passam pelo núcleo. No grupo dos actínídeos encontra-se o urânio usado como combustível e também o plutónio, amerício, cúrio, etc., produzidos a partir do urânio.

A origem da energia de um reactor nuclear reside nas reacções de cisão em cadeia (ver Figura 1). A cisão nasce da competição entre as forças de Coulomb e as interacções da força forte. Em núcleos pesados, a energia de ligação é aproximadamente proporcional ao número de massa, A , enquanto a energia de repulsão de Coulomb dos prótons aumenta mais rapidamente, aproximadamente proporcional ao número atómico ao quadrado, Z^2 . Esta consiste na divisão de um núcleo em dois fragmentos, os produtos de cisão. A cisão pode acontecer naturalmente, como um processo natural de decaimento, ou ser induzida a partir da absorção de uma partícula de baixa energia pelo núcleo (que consegue penetrar a barreira de Coulomb). Apesar de todos os núcleos poderem entrar em processo de cisão (se se fornecer energia de excitação suficiente), esta é apenas relevante nos núcleos pesados. Outra característica do processo, é que por cada cisão induzida por um neutrão, são libertados vários neutrões (2ª geração de neutrões). Estes neutrões libertados poderão dar origem a outras reacções de cisão, fazendo com que haja reacções em cadeia. Estas podem acontecer muito rapidamente e sem controlo ou lentamente e controladas, como num reactor nuclear.

A preferência energética dos núcleos pela cisão pode ser facilmente entendida a partir da energia de ligação por nucleão. Um núcleo pesado na região do Urânio tem uma energia de ligação de, aproximadamente, 7.6 MeV/nucleão. Se, por exemplo, o ^{238}U for dividido em 2 fragmentos semelhantes de $A = 119$, a energia de ligação de cada fragmento passaria 8.5 MeV/nucleão, constituindo um sistema de ligação mais forte. Fazendo o balanço energético (equações (2.2.1), (2.2.2) e (2.2.3)), percebe-se que uma grande quantidade de energia tem de ser libertada:

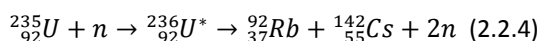
$$\text{Inicial: } ^{238}_{92}\text{U} \gg E_{\text{ligação}} = -238 \times 7.6 = -1809 \text{ MeV} \quad (2.2.1)$$

$$\text{Final: } 2 \times ^{119}_{46}\text{Pd} \gg E_{\text{ligação}} = -2 \times 119 \times 8.5 = -2033 \text{ MeV} \quad (2.2.2)$$

$$\Delta E_{\text{ligação}} = -1809 - (-2033) = 214 \text{ MeV} \quad (2.2.3),$$

em que 214 MeV são libertados por cada ^{238}U que cinda. Esta energia pode surgir nas mais diversas formas. No entanto, 80% desta surge na forma de energia cinética dos fragmentos resultantes (afastados pela repulsão de Coulomb) [3].

No caso do ^{235}U , para que a barreira de Coulomb seja ultrapassada e este cinda, é apenas necessário o Urânio absorver um neutrão térmico. Uma cisão típica do ^{235}U induzida por um neutrão térmico pode ser:



Na cisão existe uma distribuição de massas possíveis para os fragmentos resultantes (ver Figura 2a) para o caso do ^{235}U). Logo, o número de neutrões emitidos vai depender da natureza destes fragmentos. Por exemplo, na cisão da equação (2.2.4), têm-se os produtos de cisão ^{92}Rb (Rubídio) e o ^{142}Cs (Césio), são libertados 2 neutrões. O número de neutrões libertado é descrito pela distribuição de Gauss, sendo quase independente do núcleo cindido. Em média, são libertados 2.5 neutrões por cisão com 2 MeV, representando 2% do momento de cada fragmento libertado.

Na região térmica tem-se que os neutrões têm uma secção eficaz 3 ordens de grandeza maior que os neutrões rápidos [3]. Para o ^{235}U , a secção eficaz domina para a cisão em detrimento da dispersão e captura radiactiva; a secção eficaz de cisão é apresentada na Figura 2b). É necessário que os neutrões emitidos com

energias na ordem dos MeV sejam moderados para energias térmicas para que estes possam causar mais eventos. Durante este processo, podem ser perdidos muitos neutrões e os 2.5 emitidos na reacção de cisão facilmente geram apenas <1 neutrão térmico [3].

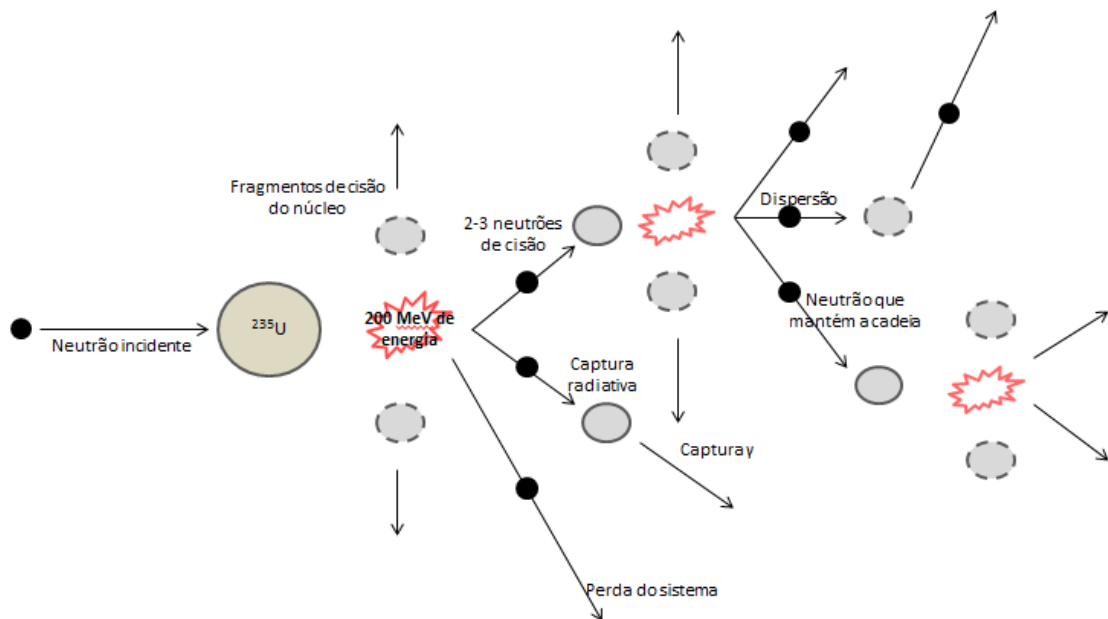


Figura 1: Reacções de cisão em cadeia

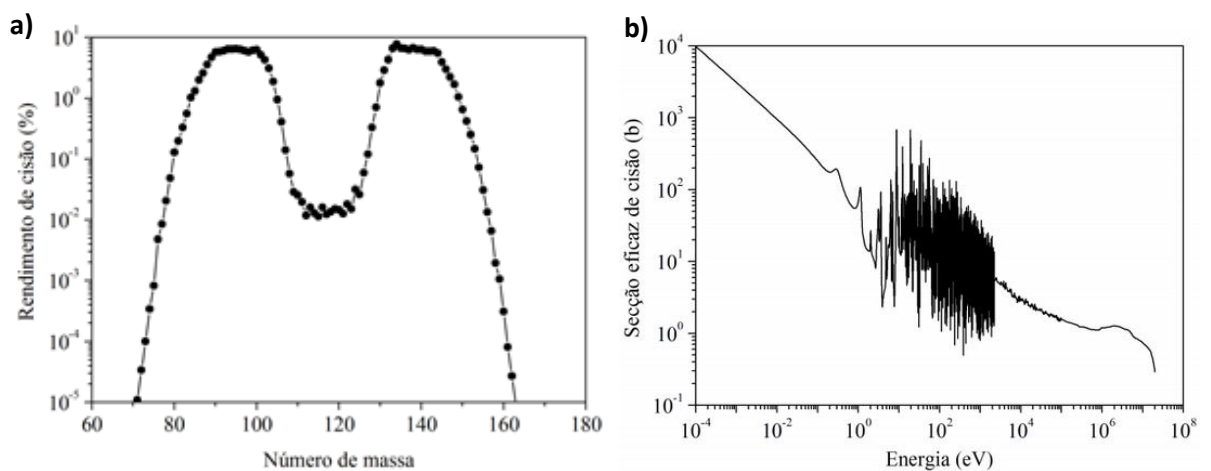


Figura 2: a) Distribuição mássica dos fragmentos resultantes da cisão do ^{235}U . Os dois picos mostram as zonas mais prováveis de encontrar os fragmentos resultantes da cisão. Dados da figura retirados da base de dados “JANIS” [7]; b) Secção eficaz de cisão dos neutrões para o ^{235}U [7]. Verifica-se que para energias mais baixas a secção eficaz de cisão aumenta

Para quantificar as reacções de cisão em cadeia, é útil definir o factor de reprodução de neutrões, k_α . Este dá a evolução do número de neutrões térmicos de uma geração para a outra. A criticidade é atingida quando se atinge uma reacção em cadeia de cisão auto-sustentável e controlada, ou seja, é necessário que $k_\alpha \sim 1$. É neste regime que um reactor nuclear opera normalmente.

2.3 – Tipos de Reactor Nuclear

Os reactores nucleares podem ser classificados de acordo com várias características: o tipo de combustível utilizado (óxido de urânio mais ou menos enriquecido, mistura de óxidos de urânio e plutónio, etc), a natureza do moderador (água, água pesada, grafite, ausência de moderador – reactores rápidos) e a natureza do refrigerante (água pressurizada, água em ebulição, metais líquidos e sais fundidos).

Os reactores de água em ebulição/ebuliente (BWR) encontram-se dentro do grupo de reactores de água leve (LWR), moderados a água normal, com a maior parte das cisões causadas por neutrões térmicos.

Na secção seguinte será explicado o funcionamento dos reactores BWR, do tipo dos existentes na central de Fukushima-I.

2.4 – Reactores de Água Ebuliente, BWRs

O reactor de água pressurizada (PWR) foi o primeiro LWR a ser desenvolvido devido às suas aplicações em propulsão submarina. Nos anos 50 foi criado o primeiro BWR. Ao longo dos anos, o BWR sofreu alterações de forma a permitir a redução de custos do mesmo para aplicações comerciais, simplificação do design e para utilizar componentes de baixa pressão.

Actualmente, há cerca de 100 centrais nucleares com reactores de água ebuliente. Antes dos acidentes de Fukushima, os BWR tinham um registo de uma excelente em desempenho e segurança.

Uma central nuclear que tenha um reactor do tipo BWR é constituída essencialmente por dois edifícios, o edifício do reactor (R/B) e o edifício da turbina (T/B), esquematizados na Figura 3.

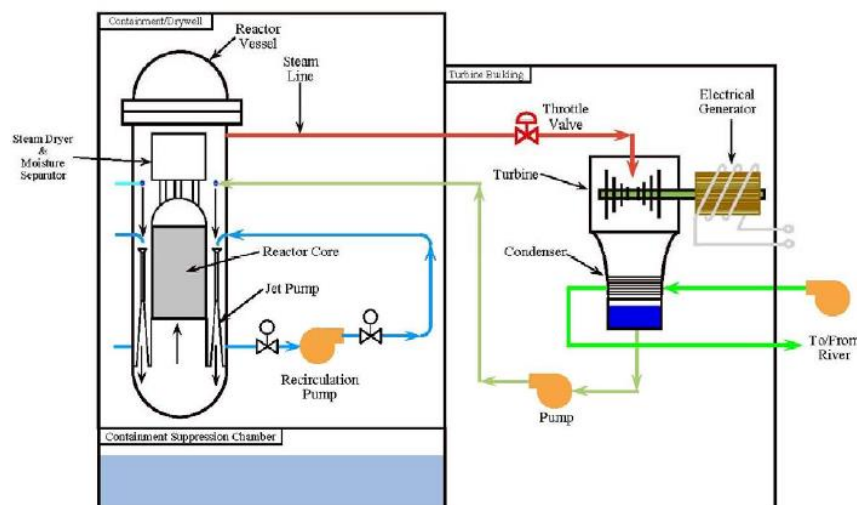


Figura 3: Esquema de uma central nuclear com um reactor BWR e os seus 2 edifícios: R/B e T/B (figura retirada da referência [8])

O edifício do reactor é a instalação que contém o núcleo, dentro de um vaso de pressão. Este edifício tem como principal objectivo a contenção do núcleo: uma barreira física para a libertação de material radioactivo para a atmosfera caso haja danificação do núcleo e do vaso de pressão (uma das barreiras referidas na abordagem de defesa em profundidade, que será abordada na secção 3.4).

O edifício da turbina abriga a turbina, o gerador (transformação de energia mecânica em energia eléctrica), as válvulas, o condensador (condensa o vapor e devolve-o como vapor ao vaso de pressão do reactor, RPV) e as bombas para a recirculação de água para o núcleo do reactor.

As principais características dos BWR mais comuns são a utilização de um ciclo directo de vapor com um separador interno e secador de vapor, inserção de varetas de controlo pela base do RPV e contenção inerte.

O reactor BWR típico tem um núcleo grande, gerando uma potência entre 3000 e 4500 Mega Watt térmico (daqui por diante abreviado por MWt) e vapor com uma pressão de, aproximadamente, 7 MPa. Devido à produção de vapor e processos de separação que ocorrem dentro do RPV, é necessário que o BWR tenha volume suficiente para incorporar as componentes (de grandes dimensões) para que tal aconteça e seja mantido (separador, secador, bombas internas). As dimensões de um RPV de um BWR são tipicamente 20 a 30 m de altura, 6 a 7 m de diâmetro e 150 mm de espessura [9]. A Figura 4 mostra um RPV típico de um BWR.

O núcleo de um BWR é constituído por um conjunto de canais paralelos para o fluxo do refrigerante. Em cada canal, as barras de combustível são organizadas em séries (8x8 ou 10x10) [9]. Nos intervalos dos conjuntos de combustível, estão acomodadas as varetas de controlo em forma de cruz, detectores de fluxo de neutrões e outra instrumentação (sensores).

As varetas de controlo são inseridas pela parte inferior do núcleo. Isto significa que estas barras estão apoiadas pela estrutura da base. Os canais das varetas de controlo são o suporte primário do núcleo.

As varetas de controlo utilizam o B₄C como absorvedor. Num acidente grave, este material reage com o vapor e outros materiais. A temperatura de fusão deste é de 1200 a 1400 °C [9]. Estas têm ainda um sistema independente de refrigeração.

A água é utilizada como fluido de refrigeração e flui de baixo para cima, através do núcleo. A água segue depois do vaso do reactor para a estrutura superior sob a forma de vapor, a 290 °C [9]. Cerca de 30% do fluido de refrigeração é reaproveitado para o mesmo processo [9].

A potência do reactor pode ser controlada pelo operador fazendo variar o fluxo de água pelo núcleo, com o auxílio das bombas de recirculação.

2.5 – Japão: Background e Indústria Nuclear

O Chefe de Estado Japonês é o Imperador (Akihito), cargo hereditário desde 660 AC. O Primeiro Ministro é o Chefe do Governo Japonês.

No momento do acidente na central Fukushima-I, o Primeiro Ministro era o Sr. Naoto Kan. A 26 de Dezembro de 2012 foi eleito o actual Primeiro Ministro, Sr. Shinzo Abe, tendo substituído o Primeiro Ministro Sr. Toshido Noda, sucessor do Sr. Kan.

O Japão é a quarta maior economia mundial e tem um histórico compromisso com a energia nuclear. Tendo sido o único país que sofreu ataques com armas nucleares, optou por um uso pacífico desta energia para o benefício do país, uma vez que esta confere uma independência acrescida ao país, não se sujeitando a crises de combustíveis fósseis (que têm de ser importados). Antes do acidente de Fukushima-I, 30% da electricidade gerada no Japão era derivada da energia nuclear [10].

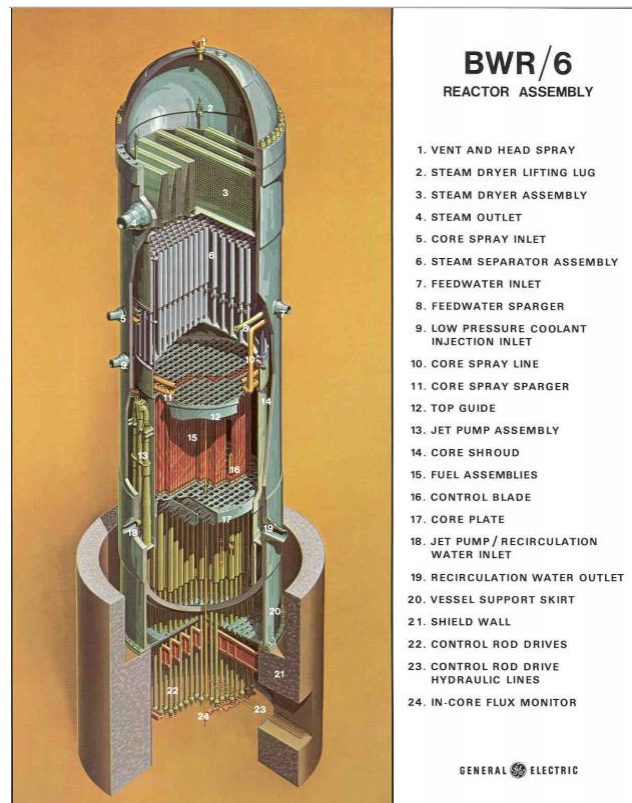


Figura 4: RPV de um BWR 6 (figura retirada da referência [8])

Em 2010, foi elaborado um novo plano básico de energia onde estavam projectados 14 novos reactores nucleares, fazendo com que em 2030 o Japão somasse um total de 67 reactores nucleares em operação, subindo a percentagem de energia derivada de energia nuclear do Japão para 50% [10].

Após o acidente na central nuclear Fukushima-I foi anunciado o desmantelamento das unidades 1 a 4 das instalações da central [2].

2.6 – Reactores Nucleares na Central Nuclear de Fukushima Dai-ichi

A central de Fukushima I, Fukushima Dai-ichi, tem seis reactores BWR. As suas características são mostradas na Tabela 1.

Uma vez que os reactores problemáticos do acidente de Fukushima possuíam contenção Mark I apenas se irá explicar a natureza desta (e ignorar a Mark II). A contenção Mark I consiste numa redoma *drywell* (vaso do reactor), com a forma de lâmpada invertida, e um *wetwell* (câmara de supressão) toroidal. A contenção Mark I está ilustrada na Figura 5. Ambos os *drywell* e *wetwell* são envolvidos por uma estrutura de betão e constituem a contenção primária.

Nos reactores BWR3 e BWR4 existe ainda uma segunda estrutura de contenção chamado edifício do reactor (R/B) que envolve a estrutura de contenção primária. O R/B é mantido a uma ligeira pressão negativa durante a operação normal do reactor. Nestes BWR, a piscina de combustível irradiado (SFP) localiza-se dentro do R/B.

Tabela 1: Características dos reactores da central nuclear Fukushima Dai-ichi (dados retirados da referência [2])

Unidade	Reactor	Contenção	Produção Líquida (MWe)	Fornecedor	Ano Construção
1	BWR3	Mark I	439	GE	1970
2	BWR4		760	GE	1973
3				Toshiba	1974
4				Hitachi	1978
5				Toshiba	1977
6	BWR5	Mark II	1067	GE	1979

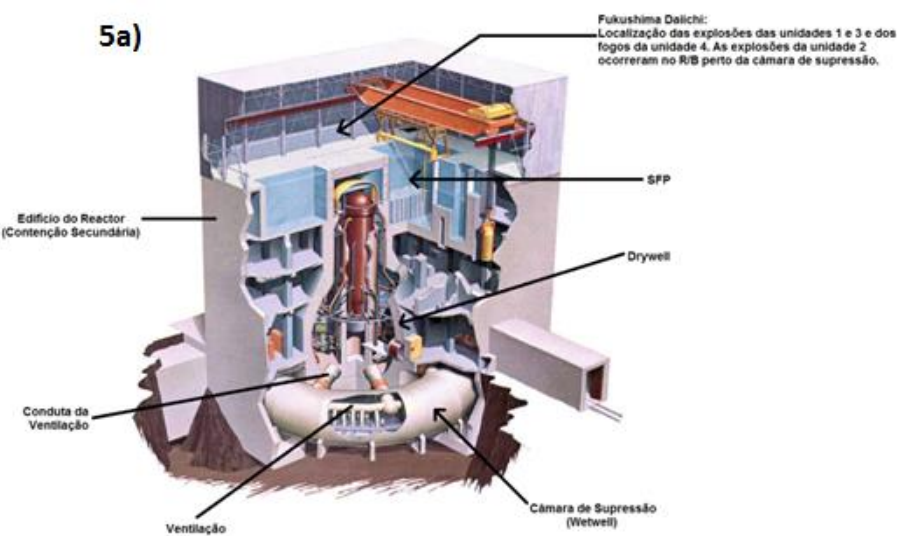


Figura 5: 5a) Contenção Mark I (figura retirada da referência [8]); 5b) Fotografia do reator de Browns Ferry (EUA) em que se vê explicitamente o vaso do reator e a câmara de supressão (figura retirada da referência [11])

Capítulo 3

Segurança Nuclear

O princípio básico da segurança nuclear é assegurar que um (ou vários) LWR não contribuam (significativamente) para riscos na saúde individual e/ou pública. Isto pode ser traduzido no esforço de prevenção de libertação de radioactividade para o meio ambiente proveniente da central nuclear. Um objectivo complementar da segurança, é prevenir danos na central e proteger o pessoal que trabalha na mesma.

Uma vez que a segurança nuclear tem como objectivo a protecção da população em geral, esta é severamente regulamentada. Cada país com energia nuclear (mesmo alguns sem centrais nucleares) tem comissões reguladoras que regulamentam todos os aspectos de uma central nuclear, desde o projecto à sua construção e operação ou mesmo alguma modificação à mesma, para assegurar a sua segurança.

Foi mostrado que uma central nuclear (de um LWR) que opera em condições normais, é, geralmente, uma central segura com uma frequência de incidentes bastante baixa. Desde os primórdios das centrais nucleares que foi percebido o risco da sua operação caso algum acidente ocorresse. Daí, desde cedo, que foi exigida a protecção e localização remota das mesmas.

Nos anos 60, o uso da energia nuclear para princípios civis foi bastante popular entre o público. Esta foi promovida como uma fonte ilimitada de electricidade barata com poucos riscos [9].

De forma a regulamentar a segurança em centrais nucleares (NPPs), foram necessários conduzir estudos para avaliar o risco/probabilidade de acidente e as suas consequências (para a segurança individual/pública, meio ambiente – contaminação do ar/solo, destruição de infra-estruturas, etc). Estes estudos e preocupações começaram nos anos 50.

3.1 – A Cultura de Segurança

Antes que as centrais nucleares fossem utilizadas para fornecimento de energia comercial, foi necessário desenvolver uma filosofia/cultura de operação e de uma base de segurança para as mesmas de modo a que se pudesse assegurar a segurança das mesmas. Esta filosofia foi sendo desenvolvida nos EUA à medida que as centrais foram sendo implementadas e quando a entidade reguladora começou a funcionar. Os outros países adaptaram o desenvolvimento da filosofia dos EUA à medida que implementaram centrais nucleares.

A cultura de segurança baseia-se na dedicação e responsabilidade de todos os indivíduos envolvidos em qualquer actividade relacionada com a segurança de uma central nuclear. É tanto estrutural como de atitude, relacionando as organizações com os indivíduos e combinando todos os requisitos de segurança a percepções e acções adequadas. Esta visa formatar o modo de pensar e atitudes em relação à segurança nuclear.

Associada à cultura de segurança, foram criadas as bandeiras de perigo (*warning flags*) que indicam alguma deficiência no funcionamento da central ou alertam para um futuro perigo com base na operação da central e atitudes tanto da organização como dos indivíduos.

3.2 – A Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA)

A Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA) foi criada de modo prevenir a proliferação das armas nucleares e promover a assistência a estados não nucleares. Com o passar dos anos, a sua missão e objectivos foram mudando e, nas últimas duas décadas, tem-se focado bastante na promoção da segurança nuclear, especialmente após o acidente de Chernobyl.

Após Chernobyl, foi evidente que as directrizes dadas pela IAEA aos países com programas nucleares eram insuficientes (uma vez que a central de Chernobyl cumpria toda a regulamentação baseada nas directrizes da IAEA). Foram consultados especialistas independentes e foram criados documentos chave para assegurar a segurança em centrais nucleares, que ainda hoje são a base da implementação e desenvolvimento da mesma. Estes documentos são:

- Princípios Fundamentais de Segurança [12]
- Cultura de Segurança
- Defesa em Profundidade [12]
- Projecto Internacional de Reactores Nucleares Inovadores e Ciclos de Combustível (INPRO)
- Escala Internacional de Ocorrências Nucleares (INES)

Os princípios fundamentais de segurança tentam compilar os princípios de base e fundamentais para a segurança das centrais nucleares. São definidos cinco níveis de princípios de segurança, do mais geral ao particular:

1. Objectivos (proteger indivíduos, sociedade e o meio ambiente estabelecendo e mantendo nas centrais nucleares uma defesa eficaz contra ameaças radiológicas)
2. Princípios de gestão fundamentais
3. Princípios de defesa em profundidade
4. Princípios técnicos gerais
5. Princípios gerais

O projecto INPRO tem como objectivo rever os requisitos para reactores daqui a 50 anos, em que se pensa que se reflectirá mais em medidas de segurança passiva e características inerentes à segurança.

A escala INES classifica a severidade das ocorrências numa escala logarítmica que pretende mostrar o grau relativo das ocorrências nucleares. O propósito desta escala é sistematizar a gravidade das ocorrências nucleares para tornar mais fácil a compreensão e comunicação sobre os mesmos pela comunidade nuclear, media e público em geral. A escala estabelece critérios para a segurança do público fora das instalações nucleares, impacto na segurança dos trabalhadores nas instalações da central e degradação da segurança em profundidade das ocorrências com ou sem libertação de material radioactivo. Por esta escala, as ocorrências nucleares são classificados segundo 7 níveis, como mostrado na Figura 6. As ocorrências entre os níveis 1 a 3 (inclusive) são denominados de “incidentes” e os de 4 a 7 (inclusive) de “acidentes”. A escala está estruturada tal que a severidade de uma ocorrência seja 10 vezes maior do que uma ocorrência do nível imediatamente abaixo [13].

As ocorrências nucleares de Fukushima-I, individualmente, em cada unidade/reactor foram de nível 5. No entanto, o conjunto foi de nível 7 [14]. O nível 7 é um nível aberto, sendo que mesmo que o acidente de Fukushima-I tenha sido 10 vezes menor (na escala logarítmica) que o de Chernobyl, continuam ambos a ser acidentes de nível 7.

3.3 – Acidente de Referência de uma Central Nuclear

As centrais nucleares são projectadas de modo a que a probabilidade de ocorrência de acidentes graves seja a menor possível.

Para LWRs, o design de segurança de referência é a prevenção de um acidente por perda de líquido de refrigeração (LOCA). Este acidente constitui no corte de guilhotina de dois lados do maior tubo do sistema primário. Caso tal aconteça, é esperado que haja uma descarga de fluido refrigerante dos dois lados da ruptura. Este acidente é considerado o mais dramático passível de acontecer, em que é perdida a maior taxa de água possível do sistema primário. A consequência de um LOCA é a exposição do núcleo do reactor num intervalo muito curto de tempo (~30 segundos). Para combater esta situação é necessário que exista um sistema no reactor que compense tal perda repentina de refrigerante (encham o vaso e cubra o núcleo) antes que o calor residual faça aumentar a temperatura tal que o combustível fique exposto e seja acelerada a reacção de oxidação do Zircónio, com consequente libertação de hidrogénio e de mais calor.

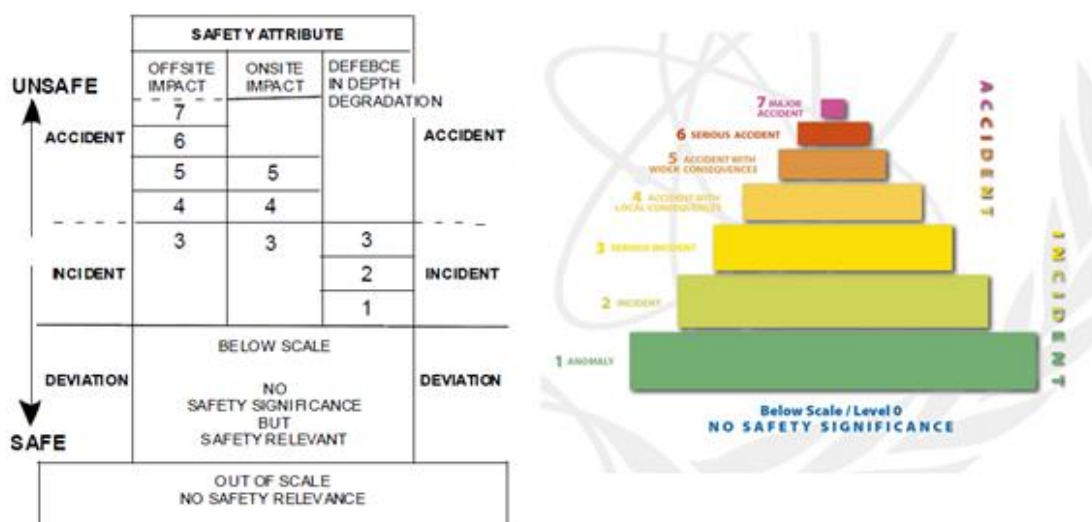


Figura 6: Escala INES para classificação de ocorrências nucleares (figuras retiradas das referências [15] e [13], respectivamente)

O sistema que foi desenhado para combater o LOCA foi denominado de ECCS, sistema de arrefecimento de emergência do núcleo. Este sistema exige uma grande diversidade, redundância, capacidade e que seja assegurada a sua alimentação (eléctrica).

Além do LOCA, quando projectando a central, têm de ser considerados outros acidentes nucleares tais como anomalias na distribuição de reactividade, decréscimo da remoção de calor pelo sistema secundário e libertação radioactiva de um subsistema ou componente. Todos estes acidentes a serem considerados são tais que podem afectar o estado do reactor e levar a futuras complicações da operação do reactor.

3.4 – Defesa em Profundidade

Para além de todo um design de segurança de referência ser necessário para a segurança de uma central nuclear foi desenvolvida a abordagem de defesa em profundidade (integrada no projecto do reactor e central nuclear), para garantir a integridade dos sistemas e funcionamento do reactor.

A defesa em profundidade surgiu intuitivamente à medida que a tecnologia das centrais nucleares foi sendo desenvolvida. Dada a importância da operação normal da central, percebeu-se a necessidade de haver sistemas semelhantes que proporcionem as mesmas funcionalidades que pudessem assegurar o bom funcionamento do reactor caso algum sistema falhasse.

Esta abordagem fornece barreiras físicas sucessivas à libertação de material radioactivo para o meio ambiente. Assegurar a integridade destas barreiras em qualquer cenário de acidente constitui a abordagem da defesa em profundidade do design de segurança para prevenção de libertação de materiais radioactivos para o meio ambiente.

A defesa em profundidade é alcançada por meio de 4 barreiras sucessivas que previnem a libertação de material radioactivo (matriz do combustível, bainha de revestimento do combustível, circuito primário de arrefecimento e edifício de contenção). Estas barreiras estão protegidas por 3 níveis:

- Nível 1 – Prevenção de operação anormal e falhas
- Nível 2 – Controlo da operação anormal e detecção das falhas
- Nível 3 – Controlo de acidentes contemplados no design de referência

Caso estes 3 níveis não assegurem a integridade estrutural do núcleo (por exemplo devido a múltiplas falhas não contempladas no design de referência), existe um 4º nível cuja intenção é reduzir os riscos. Este assegura que as probabilidades de ter um acidente com estragos significativos e há a menor taxa de libertações de materiais radioactivos para a atmosfera. Tem-se ainda um 5º nível que inclui respostas de emergência fora das instalações da central para mitigar consequências radiológicas caso haja libertação de material radioactivo.

A implementação da resposta de emergência é feita dependendo da magnitude do acidente, sendo necessária a coordenação entre o operador da central e outras entidades envolvidas na resposta ao acidente de modo a haver uma resposta apropriada. Os níveis 4 e 5 “apenas” se aplicam para acidentes graves (*severe accidents*), no qual o acidente de Fukushima-I se encontrou.

Cada nível deve ser independente dos restantes. Caso isso não seja possível contra alguns eventos, têm que ser implementados vários níveis de precauções extra tanto ao design como à operação.

Na prática, a abordagem de defesa em profundidade é aplicada no design de segurança fazendo uma projecção meticulosa da central e sua construção, bem como a operação da mesma, fornecer a central com sistemas e equipamento que previnam o funcionamento defeituoso (que poderiam dar origem a acidentes graves) e instalar sistemas que reduzam e limitam as consequências de um acidente grave, caso este eventualmente aconteça.

É expectável que comportamentos defeituosos e erros humanos aconteçam. Seguindo os princípios desta abordagem, é necessário que existam sistemas e equipamento redundantes que cubram tais falhas. Redundância e diversidade das medidas e equipamento são essenciais na defesa em profundidade. Esta abordagem cobre ainda a situação de uma falha nas primeiras barreiras de segurança, mostrando que não há uma apenas visão positiva sobre a operação do reactor.

Uma boa gestão do acidente é essencial para que a defesa em profundidade seja eficaz. Esta tem de limitar a progressão do acidente e prevenir ou mitigar as consequências do mesmo (como por exemplo, libertação de material radioactivo para a atmosfera). Para que a gestão seja eficiente é necessária a devida

preparação dos operadores da central. A gestão de acidentes graves e medidas de mitigação podem reduzir por um factor de 10 a 100 a probabilidade de grandes libertações que requerem respostas fora da central a curto prazo.

A defesa em profundidade é utilizada em todo o mundo há mais de 50 anos [9]. Pode considerar-se esta abordagem como eficaz uma vez que durante estas décadas não houve nenhum acidente causado devido a uma falha nesta abordagem (ruptura catastrófica de canais principais dos sistemas primários instalados em LWRs).

3.5 – Avaliação Probabilística de Segurança (PSA)

Os objectivos da segurança em centrais nucleares são definidos de maneiras diferentes de país para país. A experiência indica que os objectivos de segurança são ferramentas valiosas para a interpretação dos resultados de uma avaliação probabilística da segurança (PSA) e têm tendência a aumentar o realismo da avaliação dos riscos. No entanto, o uso somente e rigoroso de critérios probabilísticos é normalmente evitado.

A PSA é uma avaliação sistemática da combinação de ocorrências que possam conduzir a acidentes em centrais nucleares (a sequência dos mesmos), a sua probabilidade de ocorrência, impacto do acidente, risco e outros factores. Também avalia quantitativamente e comparativamente impacto de segurança nas medidas de redução de risco individual.

Uma vez que a PSA é uma abordagem eficaz para avaliar acidentes graves, esta envolve múltiplas sequências de um acidente que tem pouca probabilidade de acontecer. Sendo assim, é necessário e eficaz utilizar a abordagem PSA para o desenvolvimento de medidas gestão de acidente (AM). No entanto, para que esta seja útil, são requeridos cenários realistas, bem como valores realistas para as probabilidades.

Um dos maiores problemas da PSA é o grande número de diferentes incertezas no modelo gerado, o que torna difícil demonstrar a tendência da realidade seguir critérios probabilísticos. Além disso, foi visto que os resultados da PSA mudam bastante com o tempo (resultado de mudança no âmbito da análise, mudanças na central, mudanças nos critérios de sucesso e mudança de dados/informação). Ambos os factores constituem um problema quanto à consistência das conclusões que podem ser tiradas da análise.

A implementação da PSA para ocorrências internas começou em 1992, por volta da altura em que foi exigido às centrais o desenvolvimento de medidas de AM. Nomeadamente, a metodologia PSA para a integridade do núcleo e do vaso de contenção principal (PCV) foram publicadas pela Associação de Investigação de Segurança Nuclear (NSRA), em Julho de 92 e Outubro de 93, respectivamente [2]. Depois disso, foram desenvolvidas metodologias para PSA de sismos. Mesmo depois de 2002 (término do processo para o desenvolvimento de AM pelas centrais nucleares), a Empresa de Electricidade de Tokyo (TEPCO, operadora de Fukushima-I) continuou a examinar PSA sísmicas e, ao mesmo tempo, explorou procedimentos da associação de energia atómica do Japão (AESJ) [2].

Em Fevereiro de 2002, a AESJ emitiu procedimentos da PSA de paragem de reactores [2].

3.5.1 – Indicadores de Segurança

Os resultados quantitativos da PSA são tipicamente apresentados como a frequência de danos no núcleo (CDF) e/ou frequência de grande libertação (LRF).

De modo a avaliar os resultados da PSA, é necessário definir critérios para a interpretação dos resultados e a validade dos mesmos.

Ambos os resultados quantitativos da PSA estes são utilizados como indicadores de segurança de centrais nucleares por todo o mundo. É definido um valor para estes de forma a ter-se um limite em que é considerado se é seguro ou não, indicando então o grau de risco que é aceitável em que a central opere. Mais que indicadores da margem de funcionamento seguro, o CDF e LRF são também utilizados para estabelecer critérios de decisões e atitudes de acordo com o estado da central.

Na Figura 7 pode ver-se os diferentes valores do indicador CDF em várias centrais de Geração III em comparação com os limites máximos impostos pela Comissão Reguladora Nuclear dos EUA (NRC) para estas centrais, o limite máximo imposto pelo Grupo Internacional de Segurança Nuclear (INSAG) para projectos de futuros reactores e o CDF típico em centrais pré-Geração III. Os limites do indicador CDF podem variar entre 10^{-4} e 10^{-6} /reactor•ano, de país para país e de central para central (regularmente, os requerimentos para as novas centrais são mais exigentes do que para aquelas já existentes). Tal como nos EUA, no Japão tem-se que o limite do indicador CDF é 10^{-4} /reactor•ano [16].

Ao contrário do que acontece com o indicador CDF, existem grandes variações para o que é considerado uma libertação aceitável de material radioactivo (depende dos elementos libertados, concentração, etc). Isto reflecte-se numa grande variação dos limites para o indicador LRF de central para central em diversos locais do mundo. Tal como para o CDF, os limites para o indicador LRF são baseados nos objectivos de segurança propostos pela IAEA, para centrais já existentes (aproximadamente 10^{-5} /reactor•ano). No Japão tem-se que o limite do indicador LRF é de 10^{-5} /reactor•ano [16].

3.6 – O Perigo Real das Centrais Nucleares

O maior risco de uma central nuclear (derivado da sua operação deficiente) é a libertação e/ou escape de material radioactivo para a atmosfera terrestre e não a explosão da mesma (à semelhança da bomba nuclear). De notar que é impossível que uma central nuclear exploda. Sendo assim, a prioridade do estudo, análise e desenvolvimento da segurança nuclear é a contenção do material radioactivo dentro do núcleo do reactor.

O público em geral associa energia nuclear a algo particularmente perigoso. Esta opinião tem-se vindo a formar ao longo dos anos devido a acidentes em centrais nucleares (nomeadamente o de *Three Mile Island*, TMI-2, em 1979 nos EUA, o de Chernobyl em 1986 na Ucrânia e, recentemente, em 2011, o de Fukushima Dai-ichi no Japão). Estes destruíram a ideia inicial da energia nuclear ser uma indústria isenta de riscos que iria salvar o planeta.

Após o acidente de Chernobyl ter abalado por completo a opinião pública sobre a indústria nuclear, e com mais de 20 anos sem acidentes consideráveis, o público tinha atingido uma estabilidade baseada numa confiança retomada na energia nuclear. Esta foi devastada instantaneamente com o conhecimento do acidente de Fukushima Dai-ichi. Actualmente uma grande parte do público, não só o japonês, opõe-se à energia nuclear. Contudo, isso não impede que o mesmo público de continuar a consumir electricidade de origem nuclear.

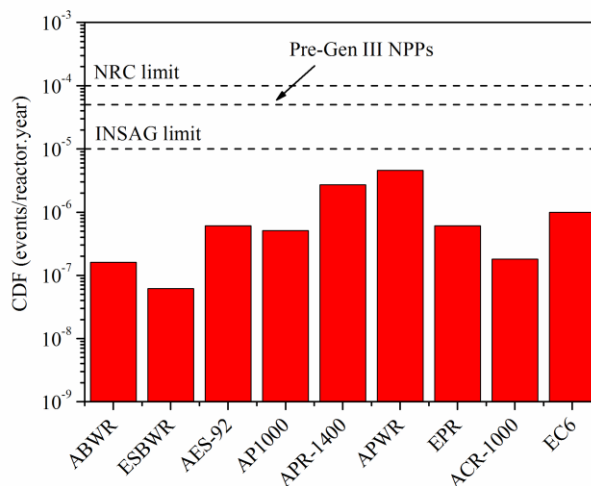


Figura 7: CDF de vários reactores nucleares de Geração III. Para comparação, são mostrados o limite máximos de CDF imposto pela NRC para reactores actuais, o limite máximo imposto pelo INSAG para projectos de futuros reactores e o CDF típico em centrais pré-Geração III. Figura retirada da referência [17]

Desde os anos 50 que os reactores nucleares de cisão produzem electricidade para fins comerciais. Desde então que vários acidentes com fusão do núcleo aconteceram, como mostrado na Tabela 2. A maioria dos acidentes ocorreram em protótipos ou reactores de teste. Apenas em 2 dos acidentes presentes na Tabela 2 geraram directamente perdas humanas (na explosão e efeitos da radiação do acidente do SL-1 em 1961 geraram 3 mortes e em 1986 em Chernobyl que 30 trabalhadores morreram devido a altas doses de radiação) [18]. São ainda esperadas fatalidades devido ao acidente de 1957 em Windscale (um baixo número) e devido ao acidente de Chernobyl (grande número) [18].

3.6.1 – Risco Público

Uma vez que nos anos 60 não havia método de avaliar quantitativamente risco público, F. R. Farmer propôs um método de definição do risco público da indústria nuclear como uma curva de probabilidade de ocorrência de um acidente em função das suas consequências [9]. Esta curva foi reconhecida intuitivamente como quanto maior as consequências de um evento, menor deverá ser a sua probabilidade de ocorrência. Também foi estabelecida uma curva em que estabelece o limite de aceitação de risco (quantitativamente) e o risco em si, sendo que o risco é dado pelo produto da probabilidade de ocorrência do evento pelas suas consequências. Caso um evento se encontre acima desta curva este não é considerável razoável. É de notar que um evento com pouca ocorrência pode ser aceite pelo público mas um evento com o mesmo nível de risco mas com um altas consequências pode não ser. Por exemplo, no caso de um desastre de avião, descarga de alta tensão ou um desastre numa central nuclear, com baixas probabilidades de ocorrência mas com altas consequências associadas. Avaliando um pouco mais, percebe-se que eventos com alta probabilidade de acontecimento mas consequências associadas não tão altas, tais como acidentes de viação, são facilmente aceites. Na Figura 8 pode verificar-se que, em 1975, o maior número de mortes (e, também, mais prováveis) foram causadas por quedas, incêndios, veículos motorizados, afogamentos e acontecimentos do género. No entanto, vê-se claramente que o risco mais alto encontra-se com os veículos motorizados que, apesar de desde 1975 terem aumentado a sua segurança (e daí os valores terem melhorado), o tráfico e velocidade dos mesmos

aumentaram. Nestes gráficos também são ilustrados causas e números de mortes causados por desastres naturais, cujos números têm aumentado devido ao facto destes fenómenos naturais se terem intensificado recentemente. Comparando com todas estas causas de morte (acidentes), a probabilidade individual de morte causado por um acidente nuclear continua a ser insignificante, cerca de 2×10^{-10} /ano.

Apesar de Farmer não ter especificado a sua abordagem para NPPs, esta clarificou e quantificou a aceitação do risco por parte do público para ocorrências nucleares e forneceu uma base para avaliar quantitativamente o risco da indústria nuclear.

O que é claro é que apenas há perigo potencial para o público caso haja fusão do núcleo, seguida de libertação de material radioactivo (produtos de cisão) para o meio ambiente. Por sua vez, a probabilidade de ocorrência de fusão do núcleo é bastante baixa e há uma grande probabilidade, caso ocorra um acidente grave, que o reactor possa ser controlado antes que sejam atingidas no núcleo temperaturas tão altas que possam levar à sua fusão.

Com o estudo de 1975, chega-se à conclusão que os riscos imediatos de um acidente grave de uma central nuclear são, de facto, bastante reduzidos uma vez que o número de fatalidades e doença apenas são significativos para probabilidades 10^{-7} a 10^{-9} . Os efeitos a longo prazo de um acidente grave nuclear são mais significativos a partir de probabilidades 10^{-6} . No entanto, pode verificar-se que a quantidade de fatalidades devido a cancro após a fusão do núcleo de um reactor está a par do número de fatalidades causados pelo tabaco e riscos ambientais que são números, usualmente, aceites pela sociedade.

3.7 – Preparações para um Acidente (Japão, em geral, e em Fukushima-I)

Para que a segurança nuclear seja assegurada, existem padrões técnicos e projectos impostos pelo governo e agências/entidades especialistas e reguladoras que a central tem de respeitar. Na central nuclear Fukushima-I, isto foi não só respeitado como também estavam reflectidos nos procedimentos de operação da mesma.

No Japão, os planos de segurança de uma central nuclear têm de ser aprovados pelo Ministério da Economia, Troca e Indústria (METI) e revistos pela Comissão de Segurança Nuclear (NSC). Durante a operação da central é necessário obedecer a regulamentação que assegura a segurança de operação da mesma (de acordo com as entidades reguladoras e o Governo).

As preparações para a gestão de acidentes em Fukushima-I foram cumpridas tal como exigido pelo Ministério da Troca e Indústria Internacionais (MITI) em 1992. No entanto, no acidente de 11 de Março de 2011, as medidas previstas pela AM foram infrutíferas, forçando os operadores a mudarem os planos e adaptarem-se a uma situação inesperada. A situação esteve muito para além do que estimado pelas condições de gestão de acidentes e a expansão do acidente não pôde ser prevenida pelas medidas de segurança preparadas. As medidas previstas pela gestão de acidentes puderam ser postas em prática apenas nas unidades 5 e 6 devido à existência de electricidade nestas unidades, possibilitando a estabilização e um *cold shutdown* das mesmas.

Tabela 2: Acidentes nucleares ocorridos (1952-2011)¹

Ano	Localização	Reactor
1952	Chalk River, Canadá	NRX
1955	Idaho Falls (ID), EUA	EBR-1
1957	Windscale, RU	Windscale-1
1958	Chalk River, Canadá	NRU
1958	Idaho Falls (ID), EUA	HTRE-3
1959	Santa Susanna (CA), EUA	SRE
1960	Waltz Mills (PA), EUA	WTR
1961	Idaho Falls (ID), EUA	SL-1
1961	Idaho Falls (ID), EUA	ETR
1963	Oak Ridge (TN), EUA	ORR
1966	Newport (MI), EUA	Fermi-1
1967	Grenoble, França	Siloe
1969	Lucens, Suíça	Lucens
1969	St-Laurent-des-Eaux, França	Saint Laurent A1
1979	Three Mile Island (PA), EUA	TMI-2
1980	St-Laurent-des-Eaux, França	Saint Laurent A2
1986	Chernobyl, Ucrânia	Chernobyl-4
2011	Fukushima, Japão	Fukushima I, 1-3

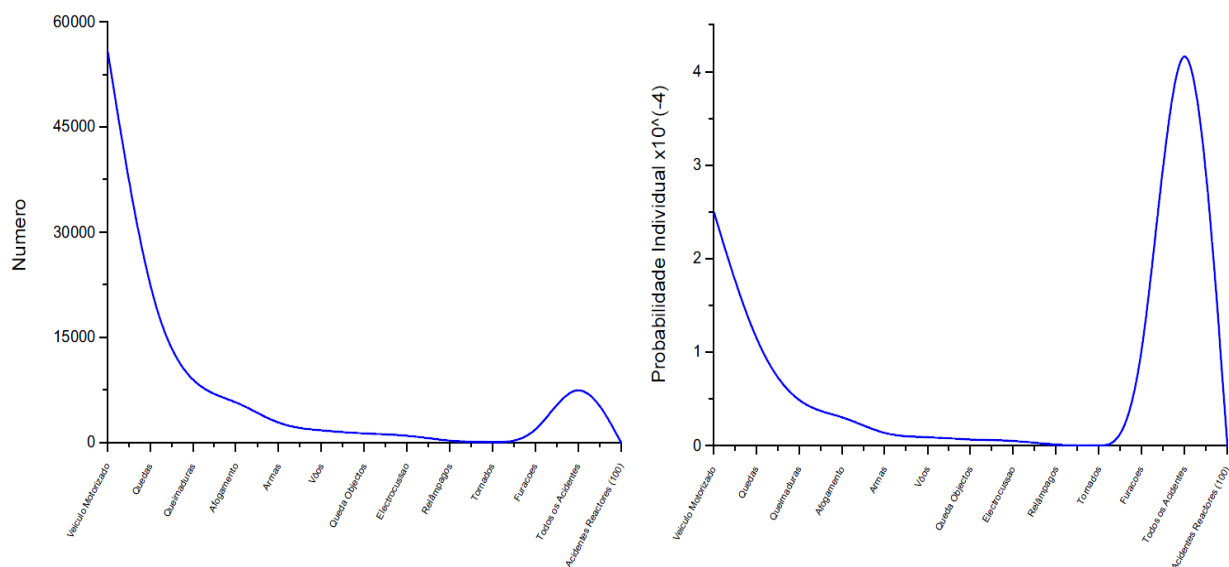


Figura 8: Resultados chegados por Farmer em 1975; à esquerda: número de vários acidentes por ano, à direita: probabilidade individual de acontecimento cada um dos acidentes por ano (figuras com base nos valores do estudo de Farmer mostrados na referência [9])

¹ Dados retirados da referência [18]

Ao longo dos anos, a TEPCO tomou várias medidas para que a segurança nuclear da central fosse melhorada. Exemplo disso foi a criação de um sistema de gestão de qualidade das operações em 2002 (mostrado na Figura 9) e o estabelecimento de 7 princípios da cultura de segurança da TEPCO, em 2008 [2]. Estas medidas foram tomadas face a críticas e escândalos relacionados à segurança e gestão das centrais nucleares operadas pela TEPCO (como por exemplo o encobrimento de acidentes, revisão de registos e trabalhos para mostrar às entidades inspeccionadoras). Adicionalmente, a TEPCO apostou ainda em ganhar a confiança e compreensão do grande público, em especial das regiões onde as suas centrais se localizam, através da divulgação de informação, demonstração da segurança e diálogo aberto com o público [2].

Para contrariar a tendência de comportamento fechado e a falta de transparência, a TEPCO criou um departamento responsável pela gestão das centrais que, internamente (independentemente da divisão da organização de cada central), audita as actividades das centrais e informa o Presidente (directamente) sobre as mesmas [2].

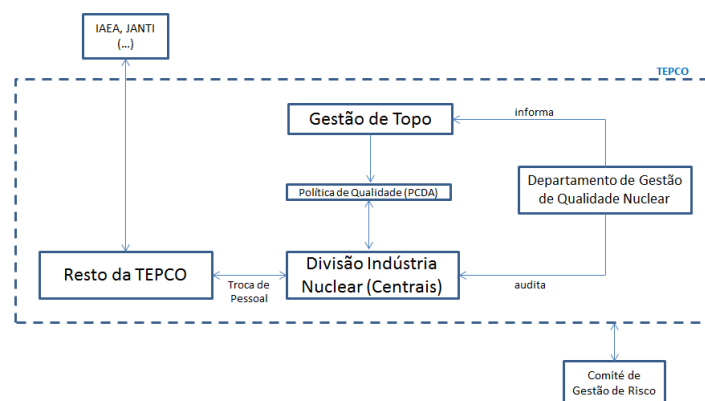


Figura 9: Estrutura da gestão de qualidade das operações da TEPCO, segundo dados retirados da referência [2]

A TEPCO focou-se em desenvolver contramedidas e instalar equipamento que prevenisse um acidente causado por desastres naturais comuns no Japão, baseando-se na experiência do país a lidar com os mesmos. No entanto, na divisão da indústria nuclear da TEPCO é também estimulada uma gestão que visa medidas para acontecimentos que fujam à normalidade, para prevenir recorrência dos mesmos.

Em reuniões de gestão de risco nuclear da divisão nuclear da TEPCO prévias ao acidente de 11 de Março de 2011, foram identificadas ameaças tais como um sismo para além do design de segurança que causasse (directa ou indirectamente) um longo *shutdown* em múltiplas centrais (classificado de grande impacto e de hipótese de ocorrência média) e um tsunami maior que o design de segurança (alto impacto e baixa hipótese de ocorrência). Contudo, como tais cenários não foram considerados de alta prioridade, não foram tomadas medidas para a sua prevenção. No entanto, nem mesmo estas suposições chegaram ao que realmente aconteceu no acidente em questão: perda das funções de todo o equipamento da central nuclear devido a um tsunami com uma altura maior que a expectável (assunto a ser abordado nas próximas secções).

No design de segurança da central Fukushima-I, existiam geradores diesel de emergência, EDGs, em todas as unidades (2 em cada) e alimentação de emergência da central para que houvesse energia suficiente para arrefecer os reactores e desempenhar outras acções, em caso da alimentação externa ser perdida [2].

Foi planeada a utilização de água salgada para duas situações: remoção do calor residual nas unidades 1 a 6 e arrefecimento dos motores dos EDGs (à excepção dos do tipo arrefecidos por ar) [2]. Em caso de emergência, estavam instaladas bombas perto do oceano de forma a levarem água salgada até às unidades. Estas bombas estavam instaladas a uma altura de O.P. +4m [2]. Estava planeado que estas mantivessem funções mesmo com um tsunami até 5.4-6.1 m [2].

Existia um manual de emergência nuclear que previa acções (de gestão, logística, etc.) a tomar em caso de uma emergência deste tipo.

É responsabilidade da Agência da Segurança Nuclear e da Indústria (do Japão) (NISA) actuar como líder na gestão da crise (em caso de uma emergência nuclear). Cada central nuclear deve ter um responsável pela gestão da preparação de um desastre nuclear. É este que comunica com o Governo, etc., em caso do acontecimento de tal situação.

Na Figura 10 pode ver-se o planeamento de procedimento que existia para a resposta de emergência. Este consistia na existência de dois centros de resposta de emergência (ERC), um próximo da central nuclear e outro na sede da operadora, TEPCO. Nestes centros, ter-se-ia como princípio a resposta conjunta (Governo central e local, agências relacionadas e operadora) ao acidente. Nestas seria colectada informação, discutidas acções de resposta à emergência, implementação de medidas de protecção de residentes e existência de conferências de imprensa conjuntas. A ligação entre a central e a sede seria feita por videoconferência e a comunicação com outras entidades por telefone e fax.

Em resposta a uma emergência nuclear, para além das ERCs estava previsto que fosse estabelecida uma sede de resposta de emergência nuclear (NERHQ) no Gabinete do Primeiro Ministro. Esta sede teria como função recolher informações, informar o Primeiro Ministro dos desenvolvimentos e estado da situação e centralizar a coordenação de todas as actividades do Governo envolvidas.

Para além de todas as medidas preventivas existentes, existiam ainda nas centrais os procedimentos de operação de emergência, EOPs, que pretendiam guiar os operadores em caso de caso incidentes e acidentes. O objectivo destas é chegar a um estado final do núcleo (e outras fontes de produtos de cisão) estável, isto é, dentro dos limites estabelecidos. Na maioria dos casos, os EOPs também cobrem ocorrências que superam o design de referência da central. Quando os EOPs falham e há danificação do núcleo tem-se um acidente grave. Para mitigar as consequências de tais ocorrências, foram criadas as directrizes de gestão de um acidente grave, SAMG.

O objectivo das SAMG é proteger as restantes barreiras de protecção dos produtos de cisão e limitar as ocorrentes ou possíveis libertações de material radioactivo. Na Figura 11 podem ver-se as preparações e equipamento para um acidente grave (também presente na central Fukushima-I).

3.7.1 – Conclusões

Toda a regulamentação quanto às medidas de segurança necessárias para uma central foi respeitada pela TEPCO. É de notar que não havia preparação para um apagão total de longa duração, o que aconteceu a 11 de Março de 2011 na central Fukushima-I. Não se pode acusar da TEPCO ter ignorado tal ameaça uma vez que tal hipótese nunca foi sugerida, nem internamente nem pelas agências reguladoras. No futuro, tal condição terá

de ser regulamentada e propostas de contramedidas devem ser sugeridas caso acidentes semelhantes aconteçam.

Ao longo dos anos, a TEPCO fez esforços para melhorar tanto a segurança das suas centrais (equipamento, medidas, etc.) como a sua cultura de segurança de modo a responder da melhor forma a algum acidente.

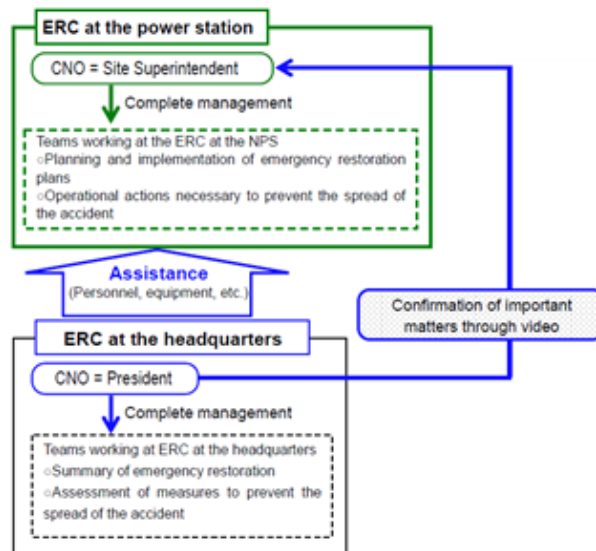


Figura 10: Sistema de resposta de emergência (esquema retirado da referência [2])

Os planos de emergência em caso de um acidente nuclear envolvem bastantes entidades. É de esperar que haja confusões de responsabilidades, gestão e comunicação caso, previamente ao acidente, não haja uma relação aberta, transparente e simpática entre as diferentes entidades. Tal relação não havia entre a TEPCO, NISA, Governo, etc.

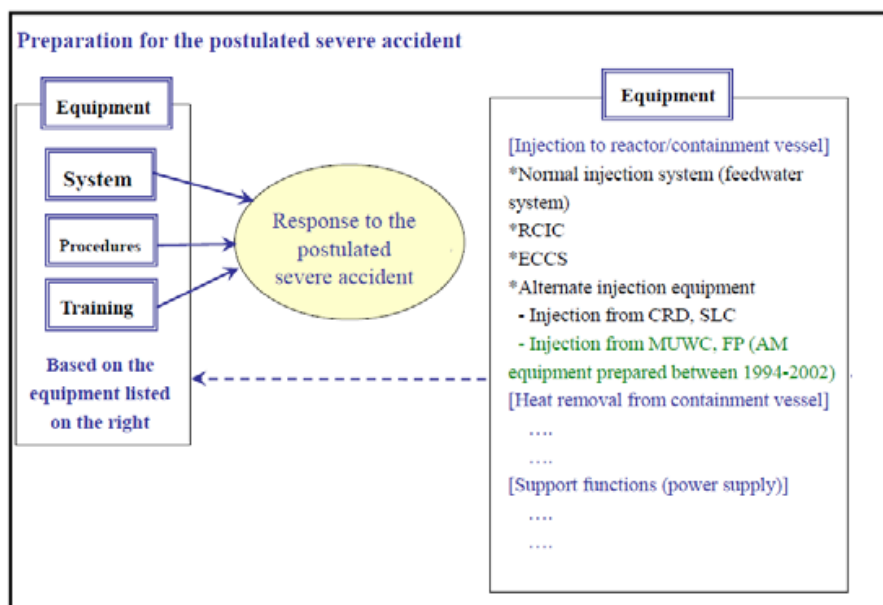


Figura 11: Esquema das preparações para um acidente grave (esquema retirado da referência [2])

Capítulo 4

Sismos e Tsunamis

4.1 – Actividade Sísmica no Japão

O Japão tem uma longa história de sismos e é dos países com maior frequência de tsunamis no mundo.

As ilhas japonesas localizam-se entre várias fronteiras de placas tectónicas, nomeadamente a placa do Pacífico, das Filipinas, da América do Norte e Euro-asiática.

A placa do Pacífico subduz sob a placa da América do Norte ao longo das fossas do Japão e Kouriles, e sob a placa das Filipinas ao longo da fossa de Bonins, enquanto a placa das Filipinas subduz sob a placa Euroasiática ao longo das fossas de Nankai, Suruga e Sagami. Estas zonas de subducção formam o ponto triplo do Japão Central, mostrado na Figura 12.

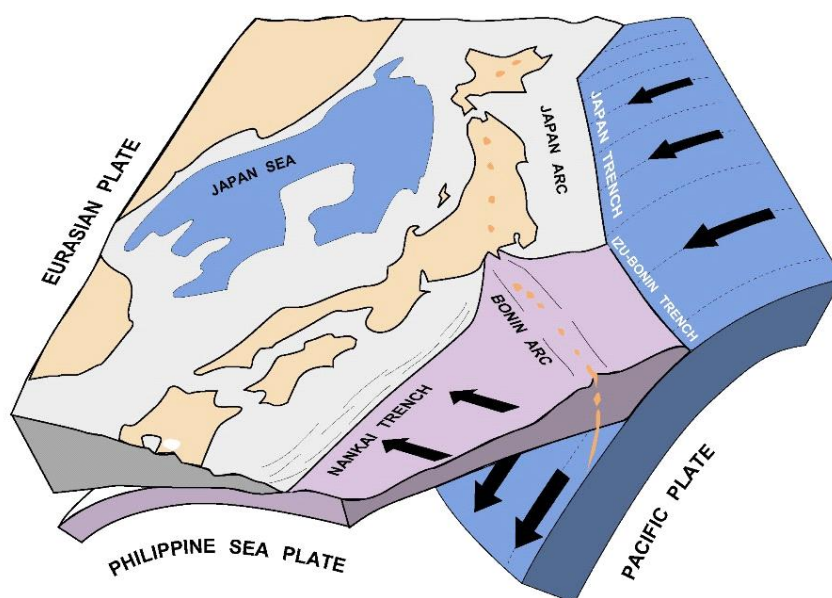


Figura 12: Ponto triplo do Japão Central (figura retirada da referência [19])

Esta geologia provoca uma alta actividade sísmica no Japão. Ao longo da história têm-se registado no Japão dos sismos com maior magnitude do mundo e consequentes tsunamis, listados na Tabela 3.

O sismo de Tohoku ocorreu numa das partes mais activas da zona de subducção japonesa. Desde 869 (portanto num período de 1150 anos), que se contam até 70 tsunamis gerados por sismos submarinos nessa zona, dando uma média (até 2011) de 0.061 tsunamis por ano [20]. Nestes 70 tsunamis, pelo menos 6 tiveram alturas de *runup* entre os 25 e 38 m, provocando milhares de mortes [20]. Na Tabela 4 são mostrados detalhes destes 6 tsunamis destrutivos.

Na Figura 13 tem-se um mapa que ilustra a altura de *runup* dos tsunamis na costa de Tohoku ao longo da história.

Tabela 3: Lista dos tsunamis que mais afectaram o Japão ao longo da história (dados retirados da referência [21])

Data	Magnitude do sismo	Nome	Altura máxima <i>runup</i> (m)
1700/01/27	9	Cascadia	3
1707/10/28	8.4	Hoei	10
1896/06/15	7.2	Meiji Great Sanriku	25-30
1923/09/01	8	Great Kanto	12
1933/03/02	8.4	Showa Sanriku	28
1944/12/21	8.1	Tonankai	10
1946/12/21	8.4	Nankaido	11
1960/05/24	9.5	Chile	5
1983/03/26	7.7	Japan Sea	10
1993/07/12	7.8	Hokkaido-Nansei-Okai	10
2011/03/11	9.0	Tohoku	41

Tabela 4: Parâmetros básicos dos maiores tsunamis da história na região de Tohoku (dados retirados da referência [20])

Data	Magnitude do sismo	Altura máxima <i>runup</i> (m)	Fatalidades
869/07/03	>8.5	-	>1 000
1611/02/02	>8.0	25	>5 000
1896/06/15	7.6	38	27 122
1933/03/02	8.1	28	3 000
1960/05/24	9.5	5-7	142
1968/05/16	8.3	4-5	0
2011/03/11	9.0	40	20 202

4.2 – Estudo/Previsão de Sismos e Tsunamis

Durante o início da construção da central de Fukushima-I a quantificação da dimensão dos sismos foi feita por sismólogos utilizando a magnitude de ondas de superfície, inferida a partir de medidas de ondas sísmicas de curto período que se propagam na crosta terrestre e no manto superior. Nessa altura, os instrumentos capazes de gravar ondas sísmicas com período mais longo (que reflectem com mais precisão a dimensão de sismos extremamente fortes) estavam ainda no seu começo, não tendo sido utilizados para a central nuclear Fukushima-I.

Nos anos 70, o método de cálculo da magnitude dos sismos foi alterado para contabilizar o momento sísmico. Uma vez que engenheiros, Governo e público em geral (japoneses), não estavam familiarizados com este novo método, foi criada uma fórmula que convertia os valores obtidos pelo método antigo para o novo. Pela antiga escala, o sismo de 11 de Março de 2011 registou uma magnitude de 8.2 [20].

Apenas nos anos 80 houve conhecimento da realidade de sismos de magnitude 9. Tal devia ter incentivado a actualizações na central Fukushima-I, por esta data, o que não aconteceu.

Uma instalação tem de ser projectada de acordo com uma probabilidade aceitável de sismo que poderá ocorrer. Esta probabilidade é chamada de período de retorno do evento, neste caso de sismo.

Para se calcular o período de retorno de sismos (para poder estimar qual o projecto necessário para a central nuclear) utilizam-se métodos estatísticos de ocorrências. Exemplo disso é o modelo de Poisson (modelo sem memória, isto é, o acontecimento imediatamente antes não influencia o acontecimento futuro). Neste modelo, inserindo o tempo de exposição consegue calcular-se o período de retorno. Se o tempo de exposição for infinito, o período de retorno é dado pela média do tempo entre as ocorrências. O que acontece, é que nunca se tem um tempo de exposição infinito.

No caso do cálculo do período de retorno para projecção de uma central nuclear, é aconselhável considerar que se tem um período de retorno muito longo. Neste caso, pode fazer-se um estudo de paleo-tsunamis em que se usa a geologia para obter informação do passado para além dos registos históricos. Pode-se ainda fazer uma análise determinística em que se utiliza um período de retorno infinito.

Além do período do retorno, uma vez que as centrais nucleares estarão em funcionamento durante um longo período de tempo, é necessário que haja uma análise do período de exposição da estrutura (para classificar a perigosidade). Isto servirá para analisar a probabilidade da estrutura ser destruída durante o seu período de exposição. Num edifício corrente na Europa, esta probabilidade é de 10% para um período de 50 anos [22]. Para uma central nuclear é necessário que se seja mais exigente, uma vez que as consequências caso destruição da estrutura da mesma são mais elevadas. Com tolerância mínima, torna-se razoável utilizar então uma análise determinística, em que se considera o pior caso possível (sismo de magnitude 9-9.5), e não probabilística, tal que as probabilidades não interfiram quando se projecta a estrutura. No caso de Fukushima Dai-ichi, a central foi projectada de acordo com uma análise probabilística e não determinística.

Desde os anos 60 que têm sido feitos muitos estudos de tsunamis. Um destes é a pesquisa paleo-tsunami. Com esta pesquisa foram encontradas evidências de 3 mega tsunamis nos passados 3000 anos na região de Tohoku [20]. Uma vez que os sismos não são estritamente periódicos, a evidência de 3 mega tsunamis na região de Tohoku não mostrou que um mega tsunami (como o que aconteceu a 11 de Março de 2011) estava eminente, não tendo sido então necessário tomar medidas para que a central suportasse tal desastre natural. No entanto, é impossível negar que estes estudos demonstraram recorrência da existência de tsunamis na região de Tohoku na casa dos 1000/1200 anos.

Foi apenas em 2002 que a Sociedade Japonesa de Energia Nuclear (JSCE) publicou as únicas directrizes existentes (no Japão) que descrevem o método de avaliação do impacto de tsunamis em centrais nucleares [2]. Desde que estas directrizes foram publicadas que este método foi adoptado como padrão de avaliação de tsunamis pelas centrais nucleares japonesas. Utilizando este método, nos testes feitos para a área de Fukushima, foram publicados que não ocorreria nenhum grande sismo na área (como na realidade ocorreu), não podendo haver, consequentemente, um grande tsunami.

Nos anos 2000, a IAEA recomendou explicitamente tomar em conta tsunamis históricos na avaliação de preparação contra tsunamis [20]. Contudo, as directrizes japonesas, mesmo depois da sua revisão em 2006, contêm apenas vagas menções a tsunamis históricos, não impondo quaisquer condições extra às operadoras [20].

Apesar de no passado terem sido avaliados movimentos de regiões individuais e tsunamis consequentes, tanto pela TEPCO como pela Sede da Promoção da Investigação (HERP), nunca tinha sido

considerado um sismo causado pelo movimento de 3 regiões, como aconteceu no sismo de Tohoku. O comité especializado na prevenção de desastres (CDPC) declarou que o sismo de Tohoku não era previsível mesmo sabendo centenas de história de sismos no Japão [2].

As agências japonesas de estudo de sismos têm um carácter muito fechado e, muitas das vezes, focadas em paradigmas desactualizados. Resultado disto, foi ter havido um foco durante os últimos anos na possibilidade de um grande sismo no distrito de Tokai e ter sido desprezada a ameaça de sismos em qualquer outra zona do Japão. Consequentemente, reguladores e operadoras perderam hipóteses de evitar ou prevenir melhor acidentes causados por grandes sismos, como acabou por acontecer na central nuclear Fukushima-I.

4.2.1 – Preparações para Sismos e Tsunamis (Geral e em Fukushima-I)

As autorizações de estabelecimento dos reactores da central Fukushima-I foram garantidas entre os anos de 1966 (unidade 1) a 1972 (unidade 6). Ao serem concedidas as autorizações tinha-se que, na data, os projectos asseguravam a segurança da central em relação a sismos e tsunamis (entre outros). Foi confirmado que as especificações de design contra sismos foram cumpridas nas instalações (edifícios principais, estruturas, equipamento, canalização). As instalações, em geral, foram projectadas inicialmente para suportar 180 Gals² e as instalações essenciais à segurança (tal como o PCV) para suportarem movimentos do solo até 270 Gals [2].

Na Figura 13 é mostrada a informação tida nos anos de projecção da central Fukushima-I sobre os tsunamis ao longo da costa de Tohoku. Quando a central foi construída, a altura de tsunami para que esta foi projectada foi de O.P. +3.122 m, definida pela altura do tsunami observado na costa de Fukushima em 1960 devido a um sismo de magnitude 9.5 que ocorreu no Chile (pensado como o pior cenário provável a acontecer em Fukushima [2]). Em 2002, esta altura de referência foi reavaliada tanto pela TEPCO como pelas entidades reguladoras. Foi decidido que a central deveria estar preparada para suportar tsunamis com uma altura de *runup* 5.4 - 5.7 m [20]. Em 2009, houve uma nova reavaliação e foram implementadas medidas para que a central de Fukushima-I suportasse o impacto de um tsunami com uma altura de *runup* máxima de O.P. +6.1m [2]. Estudos paralelos (não oficiais), revelaram que a central nuclear deveria estar preparada para suportar o impacto de um tsunami com altura de *runup* máxima de O.P. +7.8-8.9 m, no entanto este estudo na data do acidente era ainda considerado inconclusivo (e não oficial) e, por isso, não houve implementação de medidas para que tais especificações fossem cumpridas [2].

² Medida da aceleração máxima do solo (PGA). 1 Gal = 0.01 ms⁻², em que 1 g = 9.81ms⁻².

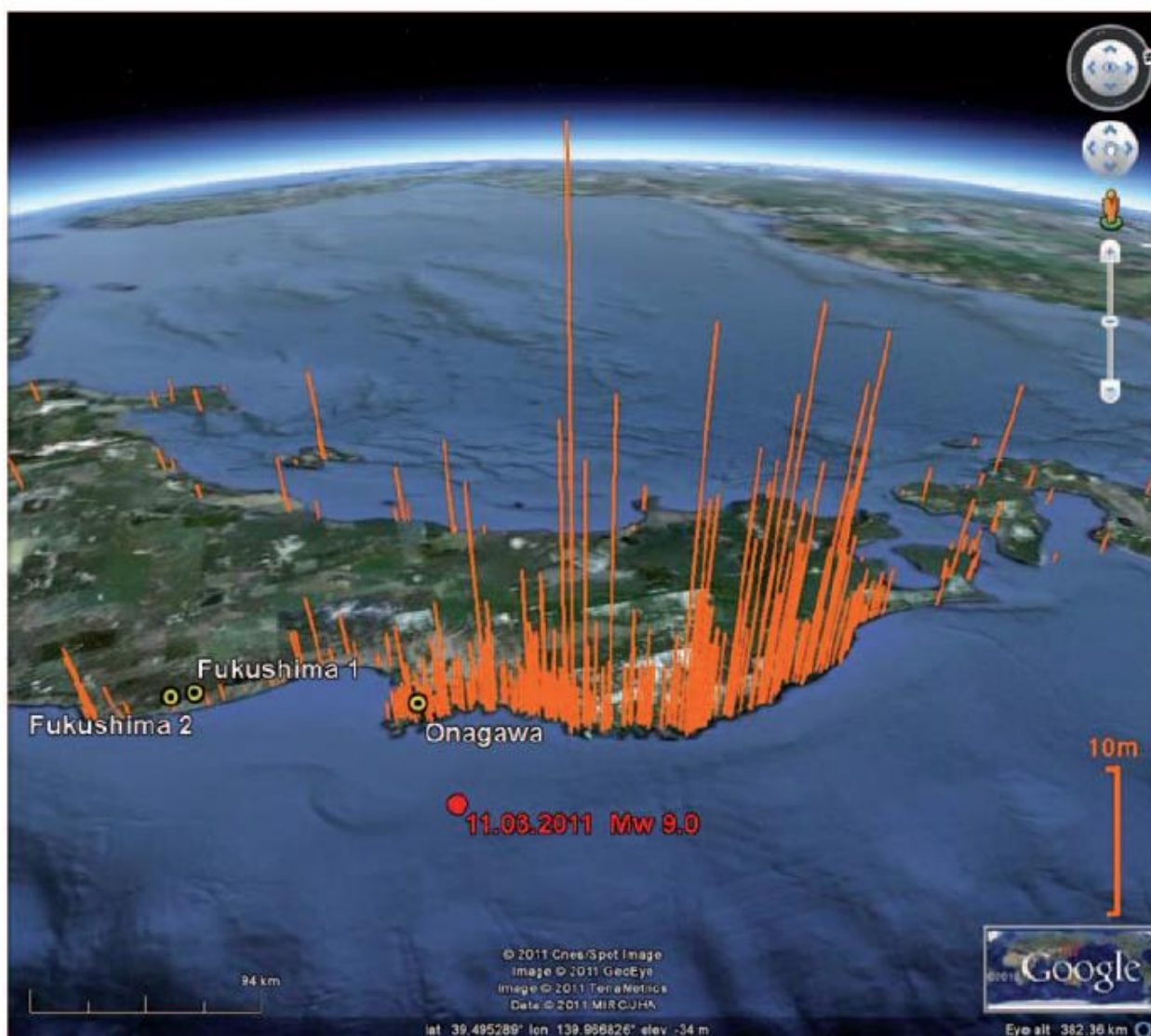


Figura 13: Mapa que mostra a história de alturas de *runup* de tsunamis na costa de Tohoku desde o ano 800 até 1965 (figura gerada pelo Google Earth através de dados adquiridos pelo Laboratório de Tsunamis Novosibirsk, retirada da referência [20])

Em 1978, foram criadas directrizes para rever o projecto das centrais contra sismos definindo os valores de movimento do solo necessários as centrais suportarem. Estes valores eram baseados em sismos acontecidos no passado e estudos geológicos. Foi confirmado que a central de Fukushima Dai-ichi satisfazia os requerimentos destas directrizes e estes resultados foram confirmados e arquivados pelo METI e transmitidos à NSC em 1995 [2]. Em 2006 estas directrizes foram revistas e actualizadas. Nestas condições, a NISA deu instruções para que todas as centrais japonesas verificassem o cumprimento das novas directrizes. Entretanto, em 2007, o sismo de Niigata-Chuestu-Oki excedeu as estimativas do movimento do solo tidas nessas directrizes. Assim, em Julho de 2007 o METI emitiu as lições aprendidas com o sismo de Niigata-Chuestu-Oki, para que as centrais nucleares tivessem em conta na avaliação do cumprimento das novas directrizes [2].

Em Março de 2008, a TEPCO emitiu um relatório interno, referente às unidades 4 e 5, mostrando à população japonesa o seu compromisso em manter a central de Fukushima Dai-ichi dentro das condições de segurança requeridas (já com a implementação das medidas exigidas pelas directrizes de 2006 e 2007 exigidas

pelo METI) [2]. Neste relatório, foram ainda revelados estudos geológicos adicionais a serem conduzidos na área da central, que decorreram até Março de 2008 [2]. Em Novembro de 2009, este relatório foi validado pela NISA [2].

Existem três critérios que as estruturas das instalações nucleares têm de assegurar necessariamente para assegurarem que suportam os efeitos de desastres naturais (nos quais sismos e tsunamis):

- Capacidade de manter a pressão do refrigerante do reactor
- Capacidade de paragem do reactor e mantê-lo em condições seguras
- Capacidade de prevenir ou mitigar consequências de acidentes que possam resultar em exposição de radiação fora da central nuclear.

No caso de Fukushima-I, os EDGs estavam localizados no nível mais abaixo das instalações para serem protegidos dos abalos sísmicos e de tornados, este último por influência da análise de risco feita nos EUA para os modelos originais do BWR. No entanto, com esta disposição, ficaram mais susceptíveis ao tsunami, uma vez que é expectável inundações com um tsunami que atinge primeiro os níveis mais baixos de qualquer instalação, e sendo que em caso de um acidente, torna-se mais difícil aceder aos EDGs.

Pode considerar-se que aquando da construção da central, o design tido em conta era aceitável quanto à informação existente. No entanto, entre 1970 e 2011, muito foi descoberto e desenvolvido. No entanto, a maioria da nova informação disponível foi ignorada (tanto pelas agências reguladoras, como pelo Governo e operadoras), para actualizar a(s) central(s) nuclear(es) em relação ao design de protecção contra sismos e tsunamis.

4.3 – Conclusões

Nos anos de construção da central nuclear Fukushima-I não havia muitos dados científicos sobre tsunamis. Os planos iniciais da mesma foram feitos de acordo com a informação existente. No entanto, nas décadas seguintes até 2011, foram conduzidos bastantes estudos sobre tsunamis na região de Tohoku, tal como o estudo de paleo-tsunamis que indicou tsunamis com recorrência de 1000/1200 anos. Sendo assim, é considerado que houve uma subestimação da altura de tsunami esperada e para que a central estava preparada. Esta subestimação tanto se refere à operadora, TEPCO, como agências reguladoras que claramente, até 2011, não consideraram tsunamis ameaças reais a centrais nucleares (reflectido na falta de directrizes e regulamentação deste assunto).

Para futuros projectos de centrais nucleares, é aconselhado utilizar um método de avaliação de sismos determinístico e não probabilístico, considerando o pior caso possível (sismos de magnitude 9-9.5).

O facto da central nuclear não ter apresentado danos significativos apenas devido ao sismo, reflecte o bom conhecimento do Japão quanto a engenharia contra este tipo de desastre natural.

Não existiam medidas na central que pudessem prevenir os estragos causados pelo tsunami que atingiu a central nuclear Fukushima-I. Tal revela a falta de atenção dada a este desastre natural e a necessidade de investir neste ramo.

Capítulo 5

Central Nuclear de Fukushima-I

5.1 – Informação Geral

As instalações de Fukushima-I e Fukushima-II têm ao todo 14 reactores e foram as centrais que se encontravam mais próximas do epicentro do sismo de Tohoku [18].

A central nuclear de Fukushima-I ou Fukushima Dai-ichi (na Figura 14) operada pela TEPCO, tinha uma potência combinada de 4.7 GWe, que representava 10% da energia eléctrica produzida no Japão e era uma das 25 maiores centrais nucleares do mundo [23]. Esta foi a primeira central a ser construída pela TEPCO [23].

Fukushima-I localiza-se na costa este da ilha Honshu no Japão, a 250 km de Tokyo, como mostrado na Figura 15.

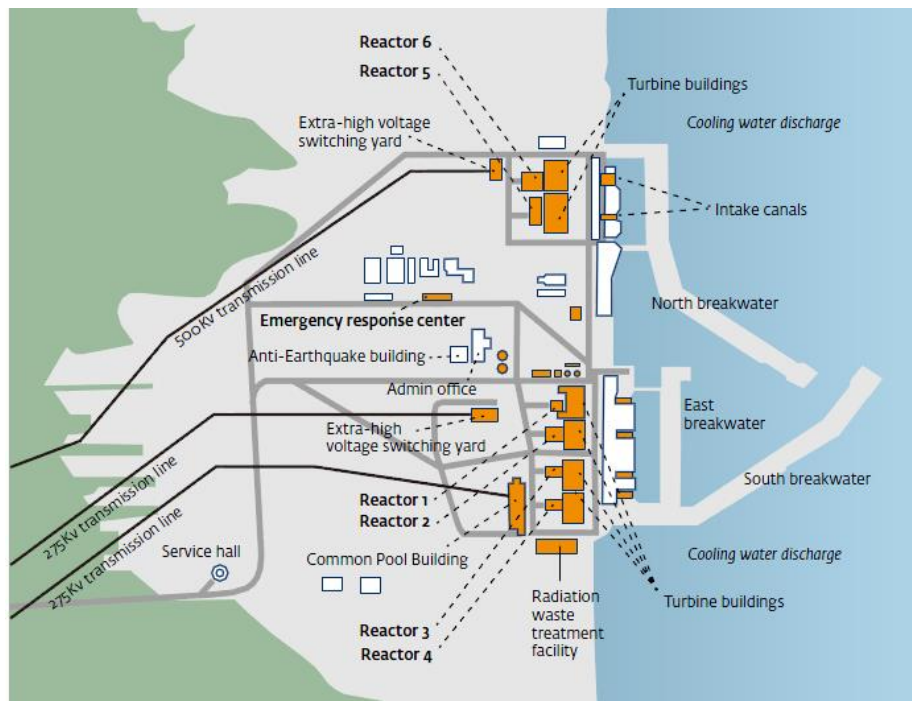


Figura 14: Central nuclear Fukushima Dai-ichi (antes do acidente) (figuras retiradas da referência [24], em cima, e referência [25], em baixo)

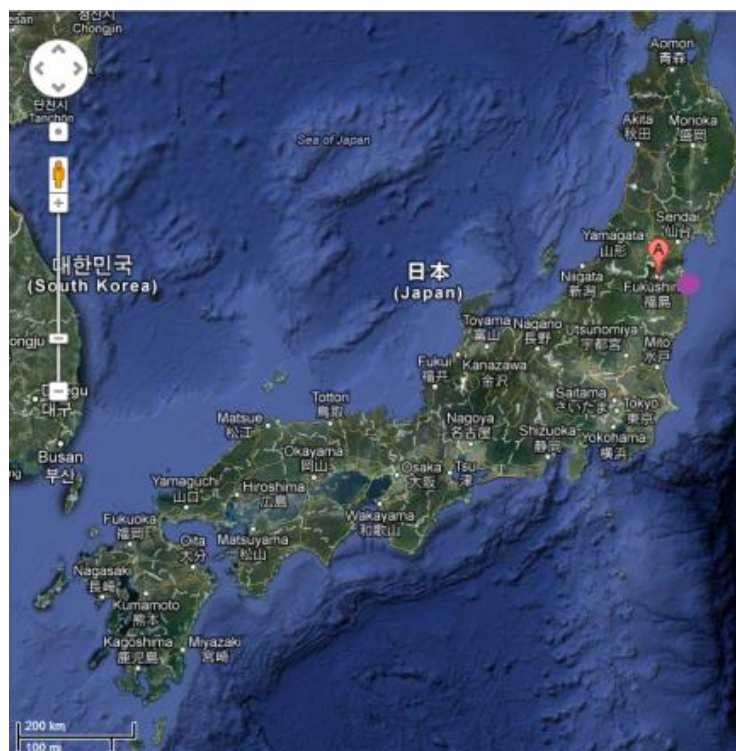


Figura 15: Localização de Fukushima na ilha Honshu, “A” – capital da Prefeitura de Fukushima; Círculo Violeta – central nuclear Fukushima-Dai-ichi. Imagem de satélite do Google Earth

Como já referido no capítulo 2, a central nuclear Fukushima-I é constituída por 6 unidades, com 6 reactores (BWR) no total. Na Figura 16 é mostrado em detalhe as unidades 1 a 4 antes do acidente (2009) e após o acidente.

Como já referido, cada unidade estava equipada com dois EDGs. Nas unidades 1 a 5 os EDGs estavam localizados na cave do T/B de cada unidade [2]. Um EDG da unidade 6, no entanto, estava instalado na cave do anexo da mesma e tinha um funcionamento diferente dos restantes EDGs, arrefecido a ar [2]. Havia EDGs extra que estavam armazenados no 1º andar de um edifício separado das unidades [2].

Aquando do acidente, havia 6400 trabalhadores na central, sendo que 750 eram empregados pela TEPCO e 2400 trabalhavam no controlo da radiação [2]. Na Tabela 5 é mostrada a distribuição da quantidade de trabalhadores por cada unidade.

Tabela 5: Distribuição do pessoal pela central aquando do acidente (dados retirados da referência [2])

	Unidades 1 e 2	Unidades 3 e 4	Unidades 5 e 6	Outra	TOTAL
nº trabalhadores	~160	~1200	~800	~240	2400

5.2 – Estado Pré-Acidente

No dia 11 de Março de 2011, antes do sismo, as unidades 1 a 3 encontravam-se em operação normal. As unidades 4 a 6 estavam encerradas para operações de manutenção de rotina [2].

Quando o sismo ocorreu, o reactor da unidade 4 não continha qualquer combustível, estando este armazenado na SFP comum (um total de 1535 elementos de combustível) [2]. Apesar da unidade 5 também estar parada aquando do sismo, o combustível desta já se encontrava dentro do reactor (uma vez que se

estavam a proceder testes de pressão do RPV) [2]. A unidade 6 também já tinha todo o seu combustível no reactor quando foi sentido o sismo, no entanto este encontrava-se em *cold shutdown* [2].



Figura 16: Em cima as unidades 1 a 4 em 2009 e em baixo as unidades 1 a 4 em 19 Março de 2011³

³ Imagens satélite do Google Earth

Capítulo 6

O Acidente

O Presidente da TEPCO não estava em Tokyo e encontrava-se incontactável quando se deu o acidente. Até que este retornou a Tokyo, o Vice-Presidente (Sr. Fujimoto) ficou a liderar [2].

Após 2 horas da TEPCO emitir o comunicado de emergência ao Governo, às 16h45 de 11 de Março de 2011, foi declarada uma situação de emergência nuclear [2]. Até 15 de Março foram emitidas cerca de 82 notificações, dando aproximadamente 1 comunicação por hora [2].

Com o acidente, 2 trabalhadores perderam as suas vidas [2]. Alguns dos trabalhadores evacuaram para as MCR das unidades aquando o acidente e outros evacuaram para terrenos mais elevados durante o intervalo de tempo entre o sismo e o tsunami [2]. Na Tabela 6 é mostrado o pessoal que foi movido da ERC da sede da TEPCO para a central para auxiliar nos trabalhos de resposta ao acidente. Em média, 400 pessoas por dia foram movidas para a central para prestarem apoio na resposta inicial ao acidente [2]; 60% destas eram funcionários da TEPCO e 40% pertencentes a entidades externas que prestaram auxílio durante o acidente [2].

Várias empresas e fornecedores de equipamentos e serviços nucleares (entre outros) prestaram auxílio em pessoal [2]. Este pessoal “extra” auxiliou a equipa de recuperação, equipa médica, bombeiros, logística, etc.

Tabela 6: Pessoal movido para a central para prestar assistência na resposta inicial ao acidente (dados retirados da referência [2])

Origem	Março				
	11	12	13	14	15
TEPCO	152	257	304	346	253
Outros	104	197	153	194	147
Total	256	454	457	540	400

6.1 – Do Sismo ao Tsunami

O sismo de Tohoku foi sentido às 14h46 de 11 de Março de 2011 na central de Fukushima Dai-ichi. Menos de uma hora depois, às 15h30, um tsunami consequente do sismo, um dos maiores da história, atingiu a central.

Assim que o sismo foi sentido, todos os reactores em operação procederam à paragem automática [2].

Ao mesmo tempo, toda a alimentação externa da central foi perdida devido aos estragos provocados pelo sismo e os EDGs foram accionados (automaticamente) (as duas centrais eléctricas que forneciam electricidade a Fukushima Dai-ichi ficaram inoperacionais e algumas das linhas de transmissão, 7 no total, foram danificadas com o sismo) [2].

6.1.1 – Unidade 1⁴

Com o sismo, houve a paragem automática do reactor. As barras de controlo foram todas inseridas às 14h47 (11 de Março de 2011). Foi confirmado que o *scram* decorreu normalmente.

⁴ Todos os dados na secção 6.1.1 retirados da referência [2]

Devido ao corte de alimentação externa à central, os EDGs da unidade começaram a trabalhar automaticamente às 14h47.

O nível de água do reactor diminuiu após a sua paragem automática uma vez que todas as bolhas de vapor presentes na água colapsaram. A situação foi regularizada sem ser necessário que o ECCS se iniciasse (automaticamente).

Depois do *scram*, a pressão do reactor aumentou devido ao fecho automático das válvulas principais de isolamento de vapor (MSIVs), que fecharam devido ao sistema ter perdido a alimentação inicialmente.

Às 14h52 o condensador de isolamento (IC) foi accionado automaticamente devido a um sinal indicativo de alta pressão. Com isto, o vapor dentro do reactor arrefeceu e a pressão baixou. Devido a requisitos dos procedimentos, às 15h03 o IC foi desligado e a pressão do reactor começou a aumentar novamente. As outras válvulas permaneceram abertas em *standby*.

A pressão do reactor foi controlada entre a banda aceitável (6 a 7 MPa), operando a válvula 3A para accionar e desligar o IC, até que o IC fosse perdido com a chegada do tsunami.

A pressão no PCV continuou a aumentar moderadamente, após o *scram*. A subida de temperatura neste foi moderada, estabilizando em pequenas dezenas de graus Celcius.

O nível de água na base do PCV (utilizado para detectar fugas) flutuou durante o sismo mas estabilizou após o término do mesmo (até à chegada do tsunami). Uma vez que o nível de água não desceu, indica que não houve fuga de água do reactor durante este período.

O sistema normal de aquecimento, ventilação e ar condicionado (HVAC) desligou-se quando a alimentação convencional foi cortada. Contudo, o sistema de *standby* de tratamento a gás (SGTS) começou automaticamente, o que permitiu que a pressão fosse mantida no PCV. Tal deveu-se ao sistema de isolamento de contenção primária (PCIS) ter sido accionado devido ao baixo nível de água no reactor ou o sistema de protecção de segurança por perda de energia ter começado automaticamente.

Os níveis de radiação mostraram-se estáveis, não indicando nenhuma anormalidade.

6.1.2 – Unidade 2⁵

O reactor parou automaticamente assim que o sismo foi sentido. As barras de controlo foram todas inseridas às 14h47 (11 de Março de 2011). Foi confirmado que o *scram* decorreu normalmente.

Devido ao corte de alimentação externa à central, os EDGs da unidade começaram a trabalhar automaticamente às 14h47. Com a perda temporária de alimentação, os sistemas de protecção do reactor foram abaixo e as MSIVs fecharam automaticamente.

O nível de água do reactor diminuiu após a sua paragem automática uma vez que todas as bolhas de vapor presentes na água colapsaram. A situação foi regularizada sem ser necessário que o ECCS se iniciasse (automaticamente).

De acordo com os procedimentos de operação, às 14h50 o sistema de arrefecimento do isolamento do núcleo do reactor (RCIC) foi ligado manualmente. O nível de água subiu causando o desligamento do RCIC às

⁵ Todos os dados na secção 6.1.2 retirados da referência [2]

14h51. Este foi recomeçado às 15h02 e parado às 15h29 pelas mesmas razões. Às 15h39 foi novamente recomeçado.

A pressão do reactor desceu automaticamente após o *scram* e subiu depois devido ao fecho das MSIVs. Após a pressão elevar-se, as válvulas de alívio de segurança (SRVs) abriram e fecharam repetidamente até que a pressão estabilizasse.

Não foi registado nenhuma ocorrência anormal para um *scram*.

A pressão do PCV (D/W) aumentou após o *scram*. A subida de temperatura no reactor foi moderada, estabilizando em pequenas dezenas de graus Celcius. A temperatura na câmara de supressão (S/C) aumentou devido a receber vapor da bomba do RCIC e das SRVs. Bombas do sistema remoção de calor residual (RHR) foram accionadas por volta das 15h00 para diminuir a temperatura. A temperatura da água voltou a subir às 15h30 quando se pensa que as bombas deixaram de funcionar devido ao tsunami.

O nível de água na base do PCV (utilizado para detectar fugas) flutuou durante o sismo mas estabilizou após o término do mesmo (até à chegada do tsunami). Uma vez que o nível de água não desceu, indica que não houve fuga de água do reactor durante este período.

O sistema de HVAC desligou-se quando a energia foi temporariamente perdida, no entanto o sinal de isolamento do PCIS foi accionado devido ao baixo nível de água ou o SGTS foi activado automaticamente, o que permitiu manter a pressão negativa no PCV.

Não foram encontradas anomalias nos níveis de radiação (pelos dados recolhidos).

6.1.3 – Unidade 3⁶

À semelhança das unidades 1 e 2, o *scram* procedeu como esperado e durante o mesmo período. Todas as consequências do mesmo estiveram dentro da normalidade, tal como nas unidades 1 e 2.

Também não foram registados níveis anormais de radiação na unidade 3.

6.1.4 – Unidade 4⁷

A operação da unidade 4 estava interrompida quando o sismo foi sentido. Todo o combustível desta estava armazenado na SFP comum. Não foram observadas quaisquer mudanças no reactor devido ao sismo.

Quando o corte de alimentação externa ocorreu, o EDG em *standby* ligou-se (o outro estava fora de serviço para inspecção).

A monitorização dos níveis de radiação da unidade 4 foi feita com a da unidade 3 e não foram encontradas quaisquer anormalidades.

6.1.5 – Unidade 5⁸

Quando o sismo foi sentido na central, a unidade 5 não estava em operação devido a actividades periódicas de inspecção. Ao contrário da unidade 4, o reactor já estava carregado com todo o seu combustível, mas com todas as barras de controlo inseridas.

⁶ Todos os dados na secção 6.1.3 retirados da referência [2]

⁷ Todos os dados na secção 6.1.4 retirados da referência [2]

⁸ Todos os dados na secção 6.1.5 retirados da referência [2]

Após a perda de alimentação, os dois EDGs da unidade entraram em funcionamento.

Não foram registadas irregularidades até à chegada do tsunami.

6.1.6 – Unidade 6⁹

Tal como na unidade 5, o reactor da unidade 6 estava parado quando o sismo foi sentido. O reactor já estava carregado com todo o combustível mas com todas as barras de controlo inseridas.

Após a perda de alimentação, os dois EDGs da unidade entraram em funcionamento.

Não foram registadas irregularidades até à chegada do tsunami.

6.2 – Após o Tsunami

Com a chegada do tsunami à central de Fukushima-I a situação deteriorou-se. Os edifícios e áreas circundantes foram inundadas. O tsunami não só destruiu os meios de fornecimento de energia da central, como arrastou veículos, maquinaria pesada, tanques de combustível, etc. Danificou e destruiu instalações, edifícios e equipamento. Os acessos à central foram também danificados, tornando extremamente difícil a deslocação para dentro da central.

Os edifícios que foram mais danificados com o tsunami foram os das unidades 1 a 4, estabelecidos à altura O.P. +10m, mais baixas que as unidades 5 e 6 que estão estabelecidas à altura O.P. +13 m [2].

A alimentação externa previamente danificada foi ainda mais prejudicada, sofrendo danos irremediáveis a curto prazo. Com a excepção de um EDG na unidade 6 (6B - o único arrefecido a ar), o tsunami incapacitou todos os EDGs por falta de arrefecimento ou inundação dos quadros eléctricos. As bombas de refrigeração de água salgada e o sistema de fornecimento de corrente contínua das unidades 1, 2 e 4 ficaram também inutilizáveis devido ao tsunami [2]. Houve perda total de alimentação alternada às 15h42, constituindo uma situação de apagão da central (SBO) [2]. Resumindo, as unidades 1, 2 e 4 perderam todo e qualquer fornecimento de energia. A unidade 3 perdeu toda a alimentação de corrente alternada e, mais tarde, antes de 13 de Março, também de corrente contínua. Isto fez com que todos os sistemas de arrefecimento do núcleo ficassem inoperacionais. A unidade 5 perdeu toda a alimentação por corrente alternada.

Nas unidades 1 a 3, a falta de fornecimento de electricidade contínua conduziu ao desligar sequencial dos mecanismos de arrefecimento do núcleo (aqueles programados para funcionarem quando a corrente alternada falhasse) [2]. A alternativa utilizada para o arrefecimento dos núcleos foi a injeção de água utilizando motores de incêndio [2]. A utilização dos motores de incêndio foi uma medida proactiva utilizando o equipamento existente. No entanto, o problema subsistiu devido a haver locais em que a água não podia ser injectada durante um longo período de tempo [2]. O aumento da temperatura do combustível (por falta de remoção de calor) levou ao acelerar da reacção de oxidação do Zircónio constituinte das bainhas de revestimento do combustível, com consequente libertação de Hidrogénio. Como resultado da libertação conjunta de materiais radioactivos, Hidrogénio e vapor de água do RPV para o PCV pelas SRVs, a pressão interna do PCV aumentou [2]. Consequentemente, foi procedida a ventilação do mesmo (quando necessário).

⁹ Todos os dados na secção 6.1.6 retirados da referência [2]

Houve confirmação da redução da pressão dos PCVs das unidades 1 e 3, mas não houve confirmação disso na unidade 2 [2].

De um acidente de causa comum passou-se a ter um acidente de apagão de longa duração da central. Isto tornou este acidente num caso único uma vez que nunca se tido verificado um apagão de longa duração na história da indústria nuclear (normalmente os EDGs conseguem manter a central em condições aceitáveis até que a alimentação externa seja reposta).

A perda de electricidade teve consequências na monitorização da central. Todo o equipamento para o efeito (nas MCRs) ficou inoperacional. As decisões sobre decisões a tomar tiveram que ser tomadas rapidamente sem consulta de equipamento e dados de apoio. A perda de fornecimento de energia dificultou o arrefecimento dos reactores a tempo.

A presença de Hidrogénio nos edifícios do reactor (fuga do PCV) causou explosões nas unidades 1 e 3, destruindo o tecto das infra-estruturas que acomodavam os PCVs, o edifício do reactor (R/B) [2]. Ocorreu ainda uma explosão adicional na unidade 4 [2]. Pensa-se que esta se deveu à entrada de Hidrogénio no R/B da unidade 4, libertado na ventilação da unidade 3 [2].

As acções de resposta ao acidente permitiram a restauração em cada unidade a injeção de água e a funcionalidade das SFP de cada unidade e da SFP comum.

De forma a obter baterias para monitorizar a situação foram retiradas baterias de autocarros e de outros veículos (mesmo os privados), compradas mais baterias e utilizado material de outras instalações da TEPCO.

Nas primeiras horas (e mesmo dias), os operadores tiveram de trabalhar em más condições (só com iluminação de emergência, sem comunicação com o ERC) e desorientados devido aos desastres naturais, além de que deveriam estar preocupados com a segurança das suas famílias.

Na Figura 17 é mostrado a Figura 11 actualizada com o que realmente aconteceu.

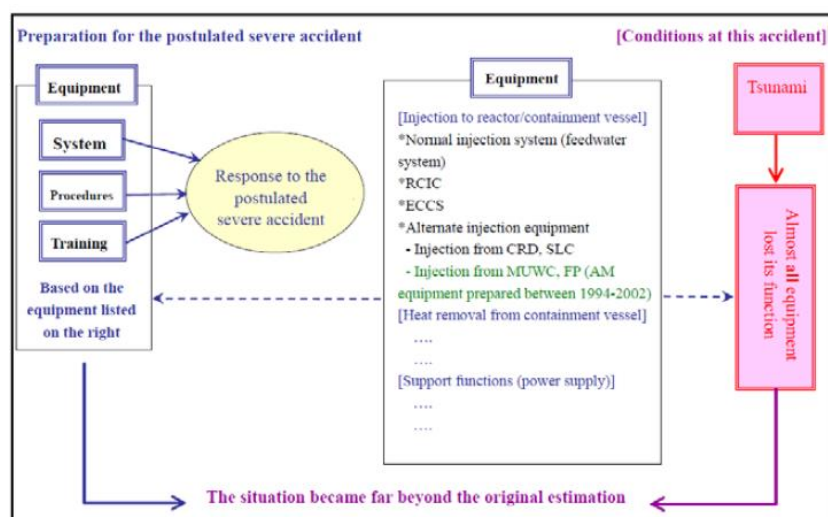


Figura 17: Medidas de preparação de acidentes graves e o que aconteceu em Fukushima-I (esquema retirado da referência [2])

A resposta ao acidente que na realidade existiu foi diferente da planeada e treinada uma vez que não houve centro *off site*, havia poucos meios de comunicação disponíveis e houve um envolvimento directo da

Administração (Gabinete do Primeiro Ministro) e Governo no apoio à central e a NISA montou um centro de emergência na sede da TEPCO.

Mesmo estando na central era difícil obter informação sobre a mesma. Esta foi a razão principal considerada para se ter optado por uma sede de resposta unificada, entre a Administração, Governo e TEPCO. Esta sede tinha como principal objectivo obter informações sobre o estado da central. No entanto, com esta mudança de organização, houve uma falha na coordenação com a equipa de gestão de crise formada no Gabinete do Primeiro Ministro, com o ERC da NISA e o ERC *offsite*.

6.2.1 – Unidade 1

Após o tsunami atingir a central e as consequências já assinaladas anteriormente, o IC foi utilizado para regular a pressão no interior do reactor. Este falhou a sua operação no dia 12 de Março.

Como já o acidente de Three Mile Island tinha mostrado que era possível limitar a progressão da fusão dos elementos de combustível desde que o arrefecimento fosse reposto [18], foram tomadas todas as acções possíveis para que o reactor da unidade 1 fosse arrefecido.

Às 4h00 de 12 de Março de 2011, começou a injeção de água doce (com auxílio motores de incêndio) no reactor e por volta das 14h00 foi autorizada a ventilação do mesmo [2]. A ventilação foi autorizada devido ao medo de ruptura da contenção (não havia modo de arrefecer a água do *wetwell*). Às 15h36 deu-se a explosão [2]. Às 19h04 começou a injeção de água salgada (misturada com boro) para o reactor de forma a minimizar os estragos do núcleo [2]. Apesar da água salgada estar longe de ser o ideal para o efeito (corrosão, entupimento de válvulas e orifícios), foi considerado prioritário o arrefecimento do núcleo.

6.2.2 – Unidade 2

A unidade 2 foi afectada tanto com as explosões da unidade 1 (no dia 11 de Março) e com as da unidade 3 (a 14 de Março).

Nesta unidade, apenas no dia 14 de Março de 2011 foi injectada água salgada no reactor. A decisão de ventilação da mesma foi tomada no mesmo dia às 23h35 [2]. Esta só foi confirmada às 11h25 [2]. No dia 15 de Março foi ouvido um grande ruído e sentida uma grande vibração nesta unidade cujas razões são ainda desconhecidas (possível queda de um dos componentes) [2].

6.2.3 – Unidade 3

A 11 de Março, depois do tsunami atingir a central, o RCICS foi accionado. No entanto, no dia seguinte, desligou-se e por isso foram tomadas medidas alternativas. A injeção de refrigeração a alta pressão (HPCI) foi accionada mas às 2h42 de dia 13 foi desligada e foram fornecidos meios alternativos de refrigeração. Nesta unidade, os meios alternativos de injeção de água não foram preparados antes do encerramento (manual) do HPCI e, consequentemente, não houve injeção de água no reactor por mais de 6h. Às 9h25 começou a injeção de água doce no reactor e às 13h12 de água salgada.

A ventilação da unidade foi feita dia 14 de Março às 5h20 [2]. A injeção de água salgada e ventilação foram medidas para que a contenção primária do reactor fosse mantida. Às 11h01 desse dia, aquando de outra operação de ventilação, ocorreu a explosão de Hidrogénio [2].

6.2.4 – Unidade 4

Uma vez que o reactor da unidade 4 não estava em operação, mesmo com o impacto do tsunami, não houve tantas consequências como nas unidades de 1 a 3. No entanto, a 15 de Março de 2011, ocorreu um incêndio nesta unidade que se extinguiu naturalmente [2]. Por volta das 6h da manhã desse dia houve uma explosão (de Hidrogénio) [2]. Em Julho de 2011 ainda se tentava arrefecer a temperatura da SFP [2].

6.2.5 – Unidade 5

Foi possível alimentar a unidade 5 com a electricidade fornecida pelo EDG 6B da unidade 6 [2]. Na Figura 18 é mostrada a ligação entre a unidade 5 e 6 para que tal fosse possível. O cabo de alimentação entre as unidades fazia parte das medidas de acidente existentes. O fornecimento de energia à unidade 5 ficou operacional no dia 12 de Março de 2011 [2].

Uma vez que a unidade não estava em operação aquando do acidente, a progressão da ocorrência foi lenta depois do SBO.

A resposta nesta unidade, tal como na da unidade 6, requereu decisões na hora apropriada e com implementação assertiva. Foi conseguido um *cold shutdown* enquanto a progressão da ocorrência uma vez que assegurou-se cedo a transferência do calor residual para a água salgada. Isto foi possível devido à alimentação vinda da unidade 6, que permitiu uma restauração antecipada dos sistemas e instrumentos.

6.2.6 – Unidade 6

Como já referido, um dos EDGs da unidade (6B) foi o único que ficou operacional de toda a central após o tsunami, devido a ser o único arrefecido por ar [2]. O outro EDG, 6A, foi restaurado e começou a ser utilizado para *backup* no dia 19 de Março [2].

Foi conseguido um *cold shutdown* da unidade enquanto a ocorrência ainda estava a progredir na unidade uma vez que um dos EDGs nunca deixou de funcionar e o sistema RHR foi restaurado cedo, assegurando o arrefecimento [2].

6.3 – O Sismo de Tohoku-Chihou-Taiheiyo-Okai e Tsunami Consequente

O sismo de Tohoku ocorreu dia 11 de Março de 2011 às 14h46, com epicentro a 178 km de Fukushima e com hipocentro a 180 km [2]. Foi um dos sismos mais fortes alguma vez sentidos no Japão, com magnitude 9.0 na escala de Richter [2]. O sismo teve mais de 50 réplicas [2]. Este teve origem na fossa do Japão [2].

Devido à actividade sísmica, 11 centrais térmicas foram encerradas e foi cortada a electricidade a 4 milhões de casas, aproximadamente [26].

Apesar de no andar mais baixo da central Fukushima-I ter sido observado um valor que excedeu a aceleração máxima da referência (DBSGMS), a maioria dos valores de aceleração do solo observados foram inferiores aos esperados e planeados no design de segurança de referência. Apesar do espectro de resposta observado ter excedido o do DBSGMS, foi confirmado que a resposta ao sismo e o planeado estiveram em concordância. Pode ser então afirmado que o movimento do solo devido ao sismo esteve (aproximadamente) adequado às suposições feitas para a avaliação de segurança sísmica da central [2].

O tsunami consequente do sismo de Tohoku atingiu a costa japonesa passados 20 minutos do sismo e teve magnitude 9.1 [2]. Foi o maior tsunami observado no Japão e o quarto maior do mundo [2]. Teve uma extensão ao longo de toda a costa da ilha principal de Honshu. É estimado que o movimento do solo do oceano tenha tido 3 m em altura e 24 m de extensão [2]. Na Figura 19 observa-se o registo da altura das águas a 1.5 km *offshore* da central [2]. Às 15h35 houve danificação deste equipamento. Pensa-se que o tsunami que atingiu a central tenha sido um do perfil do segundo tsunami registado pelo equipamento (que o danificou) [2].

Segundo os registos da polícia, o desastre natural causou cerca de 20 000 mortos e desaparecidos [21].

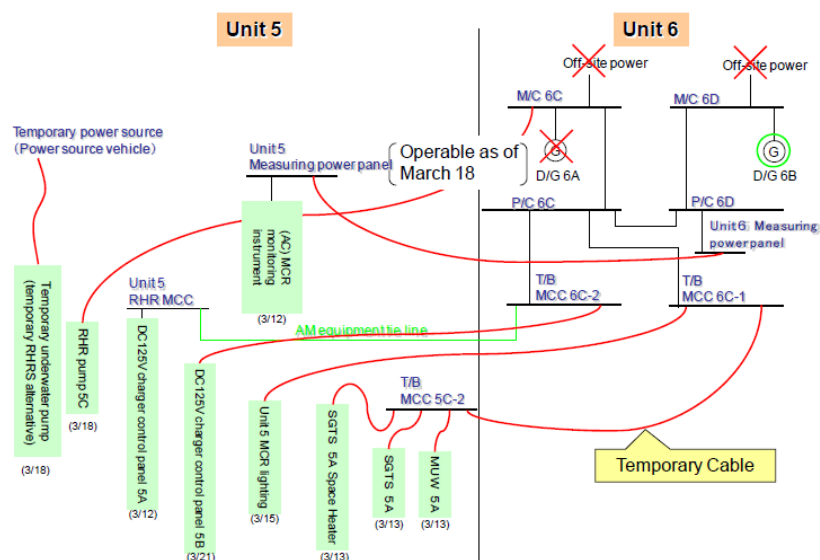


Figura 18: Alimentação da unidade 5 pelo EDG da unidade 6 em funcionamento (figura retirada da referência [2])

6.3.1 – Inundação

Observando as marcas de água deixadas pelo tsunami que atingiu a central, este atingiu o nível 0 da maioria dos edifícios (O.P. +10 m nas unidades 1 a 4 e O.P. +13 m nas unidades 5 e 6) e é reconhecido que a maioria da área dos edifícios ficou inundada [2]. A altura das inundações nas unidades 1 a 4 foi de O.P. +11.5 m e de O.P. +1.5-5.5 m nas áreas circundantes dos edifícios principais [2]. Na Figura 20 tem-se uma tabela que indica a altura das inundações e altura estimada do tsunami, bem como uma ilustração da central e respectiva inundação. A Figura 21 mostra a inundação vista de topo da central Fukushima Dai-ichi.

Estima-se que a altura do tsunami que atingiu a central tenha sido de 13 m [2].

É assumido que o ponto de entrada de água nos edifícios foi nos pontos de entrada/saída dos mesmos, condutas de ar dos EDGs, escotilhas de equipamento acima do solo, valas das caves dos edifícios e aberturas para cabos e canalização, todos estes mostrados na Figura 22 [2].

6.3.2 – Estragos

Uma vez que o tsunami atingiu a central menos de uma hora depois do sismo, não foi possível avaliar claramente os estragos na central provocados apenas pelo sismo.

Com o impacto do tsunami e consequentes inundações, quase todos os instrumentos ficaram inoperacionais e, consequentemente, (quase) todos os dados registados foram perdidos. Todas as instalações eléctricas da unidade 1 foram perdidas [2]. Nas salas de controlo Principais (MCRs) das unidades 1, 2 e 4 toda a

instrumentação ficou inutilizada quando a alimentação contínua foi perdida, deixando as unidades num estado em que era impossível monitorizar o equipamento [2]. As válvulas controladas electricamente ficaram inutilizáveis [2]. O sistema de emergência de bombeamento de água salgada, de toda a central, ficou inutilizado, sendo que a água salgada não pode ser utilizada para arrefecer os reactores [2].

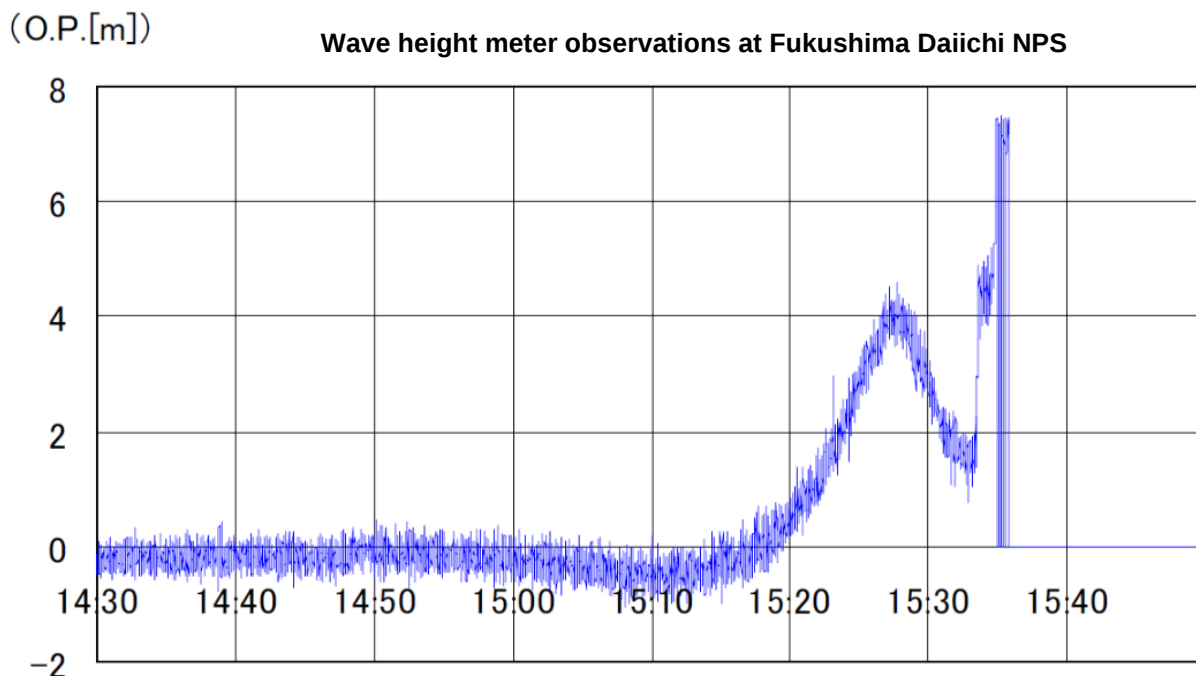


Figura 19: Registo do medidor da altura do nível médio do mar por ultra-sons da TEPCO, localizado a 1.5 km *offshore* da central. Registo de 2 tsunamis até que o equipamento foi danificado (gráfico retirado da referência [2])

A perda de electricidade nos MCRs, dentro e fora dos edifícios, e restrição de comunicações, tornaram a resposta ao acidente ainda mais difícil.

Não houve estragos significativos nas partes estruturais (paredes externas e pilares) dos edifícios causados pelo tsunami [2]. No entanto, o tsunami causou estragos noutros aspectos dos edifícios, tais como aberturas nos mesmos [2].

Em suma, com o impacto do tsunami houve perda de toda a alimentação de todo o equipamento motorizado, perda de funções de monitorização e operação dos MCRs, perda de ferramentas de comunicação dentro da central (entre os trabalhadores) e falta de electricidade. As medidas de emergência tiveram de ser começadas nestas condições.

6.4 – Causas do Acidente

O acidente foi considerado estar para além das suposições. Isto tanto pode significar que o acidente não era possível de prever de qualquer maneira (nem utilizando os métodos mais avançados) ou que a resposta ao acidente era impossível de ser adequada devido a limitações financeiras ou outras, estabelecidas para as ocorrências previstas (excluindo os imprevistos).

Flood height and depth at Fukushima Daiichi NPS		
	Area surrounding major buildings (Units 1 to 4)	Area surrounding major buildings (Units 5 and 6)
Ground Level a	O.P. +10m	O.P. +13m
Flood Height b	O.P. approximately +11.5 ~ +15.5 m ^{*1}	O.P. approximately +13 ~ +14.5 m
Flood Depth b-a	Approximately 1.5 ~ 5.5 m	Less than approximately 1.5 m
Flooded Areas	Almost all of the seaside area and the surroundings of the major buildings	
Note	Height of the tsunami (Estimate based on the tsunami analysis): approximately. 13 m ^{*2} Analysis result based on the assessment method introduced by the JSCE (latest): O.P.+5.4 ~ 6.1 m	

^{*1}: There were indications that the flood height reached levels of approx. O.P. +16 to 17m in some southwest areas (approximately 6 to 7m in flood depth)

^{*2}: Near the tidal station••

Ground deformation caused by the earthquake is not reflected in the flood level and run-up height

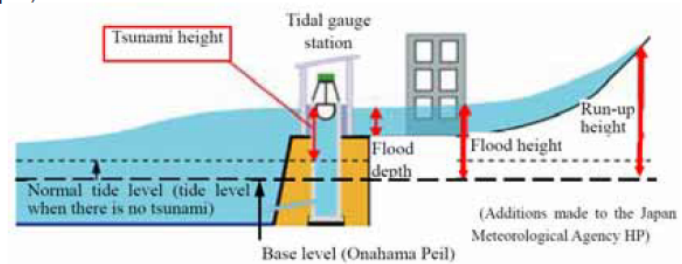


Figura 20: Altura do tsunami que atingiu a central e respectiva inunda  o (tabela e ilustra  o retiradas da refer  ncia [2])

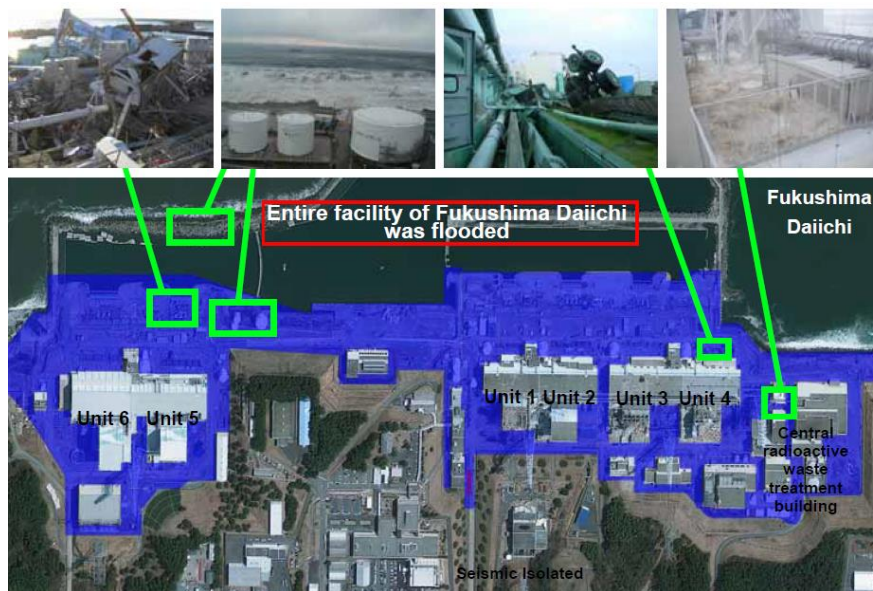


Figura 21: Inunda  o da central nuclear Fukushima Dai-ichi (a azul) (figura retirada da refer  ncia [2])

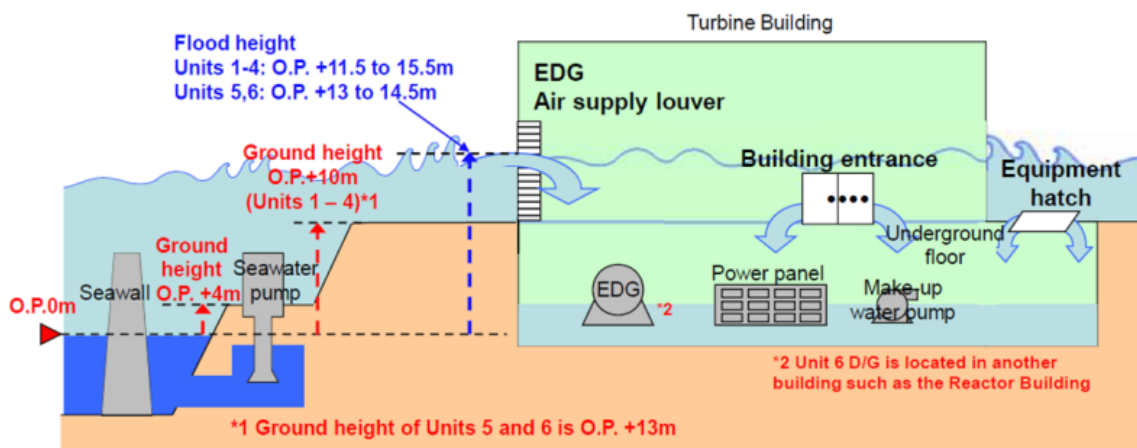


Figura 22: Caminho de inundação dos edifícios principais (ilustração retirada da referência [2])

É razoável afirmar que o acidente não foi causado pelo sismo de Tohoku mas sim pelo seu tsunami consequente. Quando o sismo foi sentido na central, todas as medidas planeadas decorreram normalmente (nível de equipamento, pessoal, sistemas, operação, etc.). A situação deteriorou-se com a chegada do tsunami à central. As preparações convencionais para acidentes da central nuclear foram insuficientes para responder às perdas de funcionalidades do equipamento devido ao tsunami. A fonte deste acidente é então considerada a falta de preparação para o tsunami que atingiu a central de Fukushima Dai-ichi a 11 de Março de 2011.

Especificamente, o prolongado SBO, a perda de instrumentação e controlo da alimentação, a perda de sistemas de refrigeração do núcleo e a perda de sistemas de Hidrogénio foram as causas técnicas do acidente. As diversas falhas no equipamento e sistemas causadas pelo tsunami estão ilustradas na Figura 23. Estas causas deveram-se ao impacto do tsunami na central, para a qual esta não estava preparada para receber.

No acidente, foram quebradas muitas camadas de segurança simultaneamente e a alimentação dos reactores foi perdida ao mesmo tempo. Caso outros eventos não estivessem a decorrer ao mesmo tempo (o RCIC da unidade 2 estar a trabalhar há muitas horas, a velocidade que os destroços nas unidades foram limpos, etc.), as unidades 2 e 3 teriam sofrido uma situação ainda mais dramática.

Apesar de ser considerado que o acidente foi causado pelo tsunami, é possível o sismo ter provocado um pequeno LOCA na unidade 1. Este foi ainda a primeira causa de perda de fornecimento de energia externa (não havia diversidade ou independência nos sistemas de alimentação externos resistentes a sismos e a estação de transformação de Shin-Fukushima não era resistente a sismos).

As causas directas que levaram à danificação dos núcleos dos reactores das unidades 1 a 3 foram:

- Unidade 1: Perda total das capacidades de arrefecimento nos estados iniciais do acidente (logo após ao tsunami atingir a central) [2]
- Unidades 2 e 3: Impossibilidade de trocar de injeção de água a alta pressão para baixa pressão (não houve despressurização) e a eventual perda de todos os métodos de arrefecimento, causada pela deterioração do ambiente de trabalho (tsunami, explosão de Hidrogénio da unidade 1, etc.) [2]

Aliado às causas técnicas do acidente, a resposta foi prejudicada devido à má gestão e comunicação entre as várias entidades envolvidas no acidente.

A TEPCO está consciente da sua responsabilidade pelo acidente [2].

Em suma, o acidente deveu-se não só ao mau funcionamento do equipamento (falha extrema causada pelo tsunami) como a erro humano.

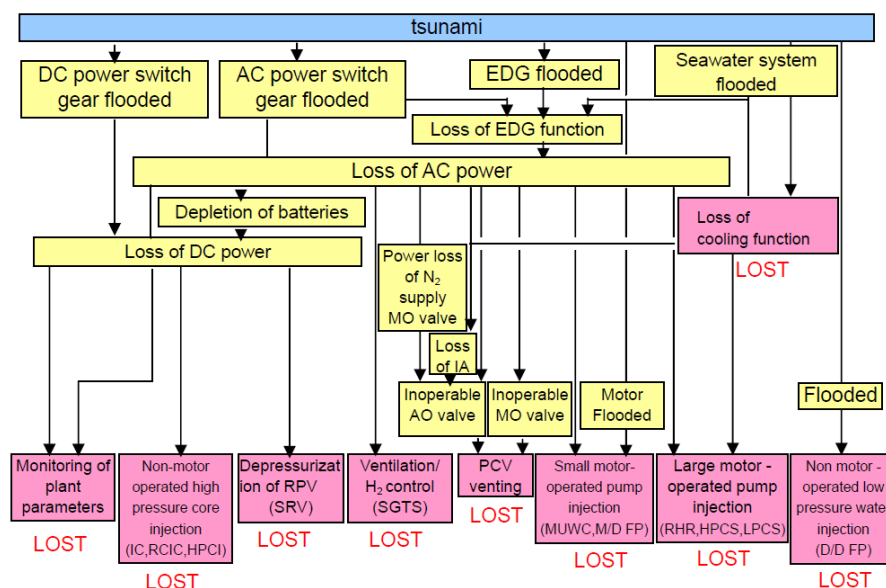


Figura 23: Falhas em equipamento/sistemas causadas pelo tsunami (figura retirada da referência [2])

6.5 – Problemas de Comunicação e Gestão

Como foi referido na secção anterior, a má comunicação e coordenação entre as várias entidades envolvidas no acidente contribuiu para uma má manutenção e gestão do acidente.

A organização da gestão do acidente assentava na constituição de dois centros de emergência (ERCs), um perto das imediações da central e outro na sede da TEPCO. No caso deste acidente, o ERC perto da central não contemplava as condições necessárias e encontrava-se dentro da área de evacuação, o que o tornou inutilizável. Outra medida de gestão de acidente foi o estabelecimento da NERHQ no Gabinete do Primeiro constituída por representantes de todos os Ministérios e Agências envolvidos, que deveria receber notícias da central em primeira mão e analisá-las de forma a poder tomar as decisões adequadas. A Figura 24 esquematiza o plano de comunicação e delegação de poder em caso de emergência nuclear.

O manual de resposta de emergência nuclear do Governo baseava-se na área onde o ERC fora da central se encontrava. Como a utilização deste centrou falhou, as medidas estipuladas não puderam ser implementadas e não havia mais medidas previstas. Estas tiveram que ser desenvolvidas na hora à medida que o acidente progredia e mediante os recursos existentes (escassos).

Todo o processo de gestão de acidente entre as diversas entidades envolvidas (Governo, NISA, NSC, Gabinete Primeiro Ministro, TEPCO, etc.) baseava-se na comunicação entre os mesmos. No caso do acidente de 11 de Março de 2011 surgiu um constrangimento acrescido uma vez que os meios de comunicação estavam condicionados devido ao sismo e tsunami que abalaram o Japão. Com o condicionamento das comunicações tornou-se necessário uma interacção mais directa das entidades, não planeada previamente e sem protocolos. Exemplos disto foram o estabelecimento de oficiais da NISA na sede da TEPCO para recolher informações e a visita do Primeiro Ministro à central a 12 de Março (que gerou polémica devido aos recursos que foram consumidos, queda hierárquica e o risco tomado).

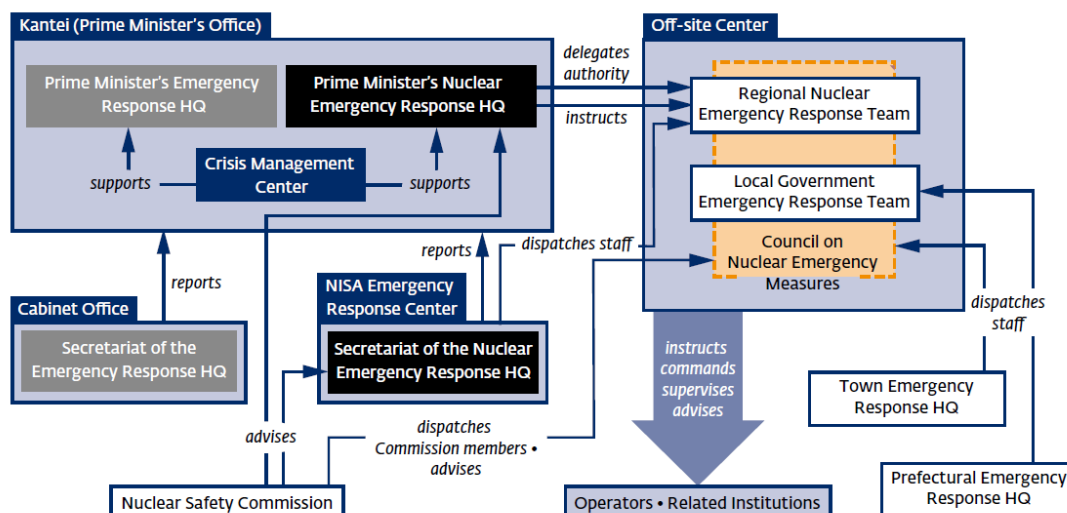


Figura 24: Esquema do protocolo de comunicação de emergência (esquema retirado da referência [24])

Durante o acidente, registou-se ainda uma dificuldade na partilha de informação entre as unidades da central, os MCR e o ERC. Isto deveu-se não só aos constrangimentos da comunicação existentes mas também a uma falta de estrutura de partilha periódica de informação, seja para situações inesperadas como para casos que só sejam tratados a longo prazo (para se poder preparar o plano de acção). Foi possível estabelecer um sistema de videoconferência entre a central e a sede da TEPCO. No entanto, a ERC não foi incluída neste sistema de informação nem foi sendo actualizada dos desenvolvimentos. Para facilitar a comunicação, às 6h20 de 13 de Março, foi estabelecida uma linha directa de telefone entre o Gabinete do Primeiro Ministro e a central [2].

A 11 de Março de 2011, a Prefeitura de Fukushima estabeleceu também um centro de resposta de emergência nuclear [2]. Este centro tinha como objectivo executar as medidas de resposta ao acidente que iam sendo decididas. Insuficiências a níveis de coordenação interna e externa do centro causaram problemas tais como atrasos na evacuação e resgate de pacientes do Hospital de Futaba, que foram deixados para trás na área de evacuação.

Houve falhas na delegação de responsabilidades. Exemplo disso foi a falta de acompanhamento da NISA no processo de atribuição de delegação de poder e responsabilidades e o facto de várias decisões não terem chegado ao Primeiro Ministro (para aprovação), já que este em estado de emergência assume o papel de Director Geral do NERHQ. Quanto a este último, o ERC local tomou várias decisões, tal como algumas ordens de evacuação, sem consultar o Primeiro Ministro uma vez que não foi informado (por parte da NISA) da responsabilidade do mesmo no processo. Complicações na tomada de decisões existiram ainda devido a não haver uma clara responsabilidade máxima na tomada de decisões.

Apesar do NERHQ ter sido constituído como planeado, muitas das decisões tomadas não passaram pelo mesmo, tendo sido tomadas directamente por quadros superiores das entidades envolvidas. Isto faz duvidar a estrutura de resposta de emergência planeada. Das maiores lições a retirar da resposta ao acidente foi a necessidade das decisões terem de ser tomadas com informações completas e válidas. Uma vez que decisões

não eram tomadas junto do NERHQ, que recebia todas as informações, quem tinha o poder de decisão não tinha acesso a informação completa e não clara.

Apesar de ser aconselhado a divulgação de informação a outros países (poderem tomar medidas caso estejam em risco, prestar auxílio, etc.), especialmente os circundantes do Japão, tal não aconteceu durante o acidente. Apesar do Japão ter recebido ofertas de fornecimentos de outros países, estes não puderam ser aceites imediatamente uma vez que não havia local de armazenamento. Num acidente nuclear apoio internacional deve ser aceite e recebido o mais cedo possível. No geral, não havia preparação por parte do Japão para receber a assistência internacional que surgiu logo após o acidente (não existia nenhuma entidade para a receber).

6.5.1 - Conclusões

Em situações de emergência destas, é vital a consciência do quão importante é a partilha de informação entre o pessoal responsável e que as medidas tomadas estejam em concordância com as organizações administrativas locais, regionais e nacionais.

A eficiência de resposta ao acidente está bastante dependente da boa cooperação entre as várias entidades envolvidas. Os conflitos de interesses existentes no passado (e presente), o constrangimento das comunicações e alteração do plano provocando uma situação de cooperação não planeada e a falta de directrizes claras da responsabilidade de cada entidade por cada função, danificou a cooperação e, consequentemente, a resposta ao acidente.

Numa resposta a acidente deste tipo, que envolve múltiplas entidades de diferentes responsabilidades (por vezes não muito claras), interesses e vários centros de acção (de emergência), não basta estabelecer uma estrutura vertical das organizações relevantes. É necessário estabelecer uma estrutura que vise todo o pessoal necessário para a resposta e que seja capaz de observar a situação global e que fomente a comunicação entre as várias equipas.

O sistema burocrático (e de regulamentação) não oferecia respostas para a situação que foi vivida. Aconteceu o imprevisto e novos protocolos tiveram de ser inventados na hora. Numa situação de emergência é quando melhor se verifica as falhas da regulamentação existente e uma reestruturação das entidades reguladoras e planos de gestão de emergência são necessários.

A proactividade é essencial para uma gestão eficiente deste tipo de acidentes. Esta proactividade pode ser dificultada, no caso do Japão, devido à cultura de submissão existente aos superiores hierárquicos.

A comunicação e interacção internacional no geral foi precária e pode ter prejudicado a evolução do acidente e mitigação do mesmo.

É considerado que a NISA falhou na sua função como líder de gestão da crise (responsabilidade adquirida em 1999 após um acidente na Prefeitura de Ibaraki), tendo adoptado uma posição passiva e ter mostrado que não estava preparada para lidar com um acidente desta escala.

Deve ser da responsabilidade do Governo a saúde e bem-estar da população. No entanto, a maioria dos problemas e responsabilidades que influenciavam o público deste acidente, foram deixados para a TEPCO. É considerado então que o Governo falhou com a sua responsabilidade para com o público.

6.6 – Divulgação de Informação

Devido à falta de clareza das responsabilidades nas directrizes e regulamentos, não era claro quem deveria dar as conferências de imprensa, se a TEPCO, Governo ou NISA. Assim, as três fontes acabaram por divulgar informação, havendo, por vezes, discrepância.

Em caso de acidente, estava planeado estabelecer uma sala de imprensa na central nuclear [2]. Tal não aconteceu porque a área pensada para o efeito foi danificada e perdeu toda a alimentação, não tendo então condições para receber os jornalistas [2]. Uma vez que o centro de emergência perto da central ficou inutilizáveis a 12 de Março, as actividades de relações públicas também não puderam ser lá centralizadas tal como planeadas em caso de desastre nuclear [2].

Na noite do dia 11 de Março foi estabelecida uma sala de imprensa na sede da TEPCO [2]. Foram distribuídos a jornalistas comunicados de imprensa do estado das centrais nucleares da TEPCO e o estado do corte da electricidade aos consumidores. Foi seguida de uma sessão de esclarecimentos, permitindo perguntas dos jornalistas. Para a escrita dos comunicados de imprensa foi consultado pessoal especializado. Os comunicados de imprensa sobre os estragos nas centrais nucleares foram sendo emitidos o mais regularmente possível. No entanto, foi difícil angariar informação para divulgar (devido à falta de comunicações e monitorização da central) e selecção da informação (útil) a divulgar ao público.

Membros da TEPCO instalaram-se no centro de emergência estabelecido na Prefeitura de Fukushima para que pudessem reportar directamente os desenvolvimentos do acidente e conduzir actividades locais de relações públicas.

A 12 de Março, o Procurador Director-Geral da NISA, Koichiro Nakamura, anunciou publicamente uma possível fusão do núcleo da unidade 1 [2]. No entanto, nenhuma entidade relevante do Gabinete do Primeiro Ministro tinha qualquer informação sobre o facto. Foi considerado um problema o facto da NISA ter feito este anúncio sem informar o Gabinete do Primeiro Ministro primeiro. Consequentemente, a partir de então, a NISA passou a pedir aprovação ao Gabinete do Primeiro Ministro de todas as informações que pretendia anunciar, causando atraso nos anúncios [2].

Após o acidente, foram feitos inquéritos à população de Fukushima sobre a quantidade e qualidade de informação recebida pelos mesmos sobre o acidente. Os resultados destes não foram positivos, revelando que a população teve que muitas vezes depender apenas das notícias passadas na televisão.

6.6.1 – Conclusões

Uma vez que não foi possível centralizar a actividade de relações públicas, comunicados de imprensa das diferentes entidades foram sendo emitidas separadamente. O facto de ter havido comunicados públicos das diferentes, revelam a falta de comunicação, cooperação e coordenação entre as mesmas, o que causou uma grande confusão entre o público e que tornou ainda mais difícil perceber o estado real da central.

As explicações e justificações dadas em conferências de imprensa, ou ocasiões semelhantes, foram consideradas insuficientes à luz da problemática da situação e da ansiedade vivida pelo público.

Capítulo 7

Cálculo de Actividades e Calor Residual

Neste trabalho, foi calculada a potência do calor residual e a actividade dos nuclídeos do reactor da unidade 1 em vários momentos após a paragem do mesmo. Quando adequado, os resultados chegados foram comparados a valores publicados pela TEPCO e outros autores.

7.1 – Calor Residual

Uma vez cessada a operação de um reactor, a fonte principal de calor passa a ser o decaimento dos produtos de cisão do núcleo (e não a cisão do mesmo). Este decaimento constitui quase 7% do calor total produzido no núcleo de um reactor em operação [27].

Uma vez que após a paragem do reactor já não há criação de produtos de cisão, e como a maior parte das semividas dos isótopos serem bastante curtas, o calor residual diminui drasticamente assim que há paragem do reactor. No entanto, existem isótopos com longas semividas que fazem com que haja libertação de calor residual durante um longo período após a paragem do reactor.

Existem vários sistemas com o propósito de retirar o calor residual acumulado no núcleo. O RHR é o sistema destinado a este propósito em caso de paragem normal do núcleo. No entanto, a perda de electricidade na central limitou os sistemas de arrefecimento. Isto levou à produção contínua de calor e à subida de temperatura do núcleo e consequente evaporação da água da piscina. No caso extremo, a evaporação levou a que o núcleo ficasse descoberto permitindo reacções exotérmicas, libertando Hidrogénio e calor (falado em detalhe na secção seguinte), e à fusão do núcleo.

7.1.1 – Produção de Calor Residual na Unidade 1

Foram calculados valores da produção do calor residual na unidade 1 por 5 métodos diferentes.

O cálculo da potência residual do reactor da unidade 1 por qualquer método é baseado na potência residual radiada depois da paragem após um ciclo (completo) de combustível (ver Figura 25). O ciclo típico de combustível de um reactor de Fukushima-I consistia na operação contínua do reactor por 12 meses, paragem de 3.5 meses (106 dias, tempo de paragem longo segundo [28]) para substituição de ¼ do combustível, operação durante mais 12 meses seguida de uma paragem de 3.5 meses para renovação de outro ¼ de combustível, e assim sucessivamente, até que o combustível original fosse totalmente substituído.

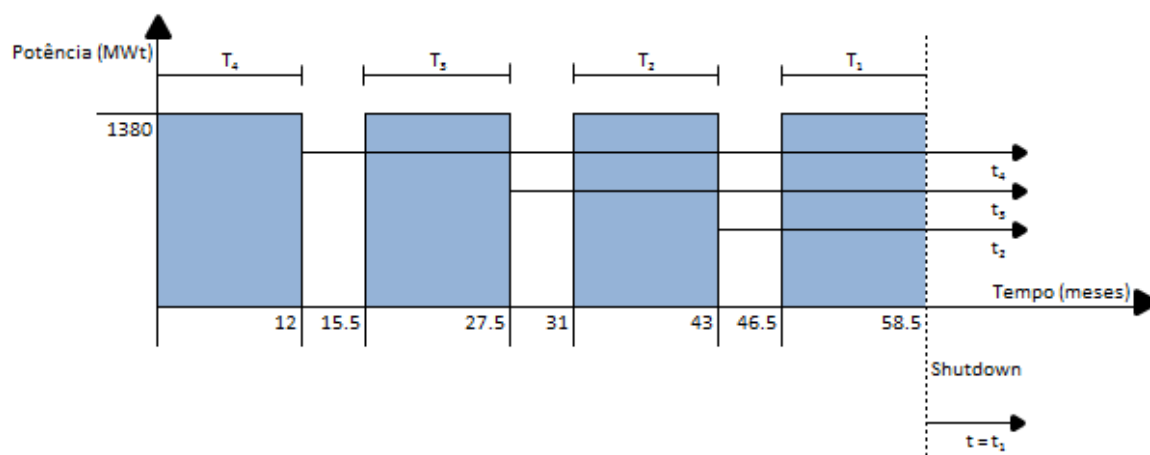
O reactor em questão continha dois isótopos de urânio, ^{235}U (3.5%) e ^{238}U (96.5%). Durante a operação do reactor, este trabalhava a uma potência térmica constante de 1380 MWt [2] tendo uma energia recuperável (Q_i) de 192.9 MeV para o ^{235}U [29] e 193.9 MeV para o ^{238}U [29].

7.1.1.1 – American Nuclear Society, Standard-5.1-2005

O primeiro método utilizado para o cálculo do calor residual foi o *Standard* da *American Nuclear Society* (ANS) 5.1-2005 [30].

$$P'_{di} = \sum_{\alpha=1}^N \frac{P_{i\alpha} F_i(t_\alpha, T_\alpha)}{Q_i} \quad (W) \quad (7.1.1.1.1),$$
$$F(t, T) = \sum_{i=1}^{23} \frac{\alpha_i}{\lambda_i} \exp(-\lambda_i t) [1 - \exp(-\lambda_i T)] \left(\frac{\left(\frac{MeV}{s} \right)}{\left(\frac{cis\ddot{a}o}{s} \right)} \right) \quad (7.1.1.1.2),$$

A potência do calor residual foi calculada por um programa desenvolvido em C++. A partir dos resultados calculados, chegou-se ao gráfico da Figura 26.



7.1.1.2 – Resultados por três métodos empíricos alternativos

46

Foi considerado que o reator esteve em operação contínua durante um ciclo completo de combustível, sendo este o valor dado para τ_s que, segundo a Figura 25 corresponde à soma de T_1 , T_2 , T_3 e T_4 e as paragens de 3.5 meses entre estes, ou seja 58.5 meses. Esta suposição induzirá um certo erro nos valores calculados. Estes três métodos estão sumarizados em [31] e traduzidos pelas equações:

$$\frac{P}{P_0} = 0.066[t^{-0.2} - (t + \tau_s)^{-0.2}] \quad (7.1.1.2.1)$$

$$\frac{P}{P_0} = 0.1[(t + 10)^{-0.2} - (t + \tau_s + 10)^{-0.2} + 0.87(t + \tau_s + 2 \times 10^7)^{-0.2} - 0.87(t + 2 \times 10^7)^{-0.2}] \quad (7.1.1.2.2)$$

$$\frac{P}{P_0} = 5 \times 10^{-3} a[t^{-b} - (t + \tau_s)^{-b}], \text{ em que neste caso, } a = 27.43 \text{ e } b = 0.292 \quad (7.1.1.2.3)$$

Os métodos das equações anteriores serão denominados daqui para a frente por métodos alternativos 1, 2 e 3, respectivamente.

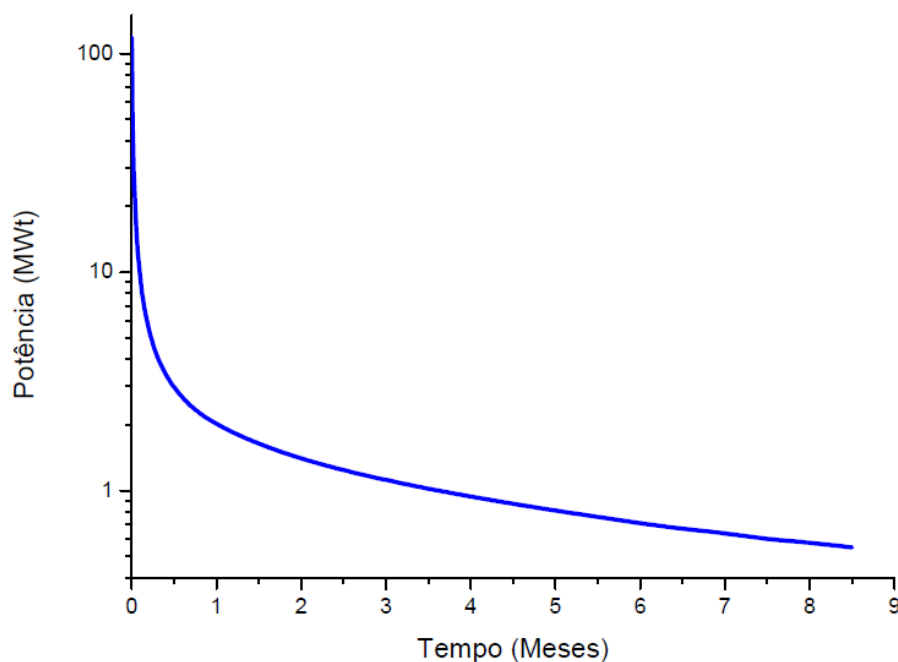


Figura 26: Resultados obtidos pelo *Standard da American Nuclear Society 5.1-2005* até 9 meses após a paragem do reator

Na Tabela 7 são mostrados os valores calculados por estes 3 métodos para diferentes alturas depois da paragem do reator.

A Figura 27 mostra a potência de calor residual relativa à potência de operação do reator 1F1 (1380 MWt) até 30 dias após a paragem do reator (curto prazo) para diferentes períodos de irradiação - a linha traçada para 1000 anos ilustra um tempo de irradiação muito longo (quase infinito) não sendo realista. A partir desta figura apreende-se que os valores para as potências residuais com períodos de irradiação curtos não diferem muito daqueles com períodos de irradiação mais longos.

Tabela 7: Resultados dos métodos alternativos 1 a 3 para vários tempos depois da paragem do reactor

$\tau_{elapsed}$ (dias)	Potência Residual (P) (MWt)		
	Método Altern. 1	Método Altern. 2	Método Altern. 3
1	7.27	9.57	6.08
14	3.43	3.79	2.40
30	2.65	2.66	1.77
60	2.04	1.81	1.31
90	1.73	1.41	1.08
120	1.52	1.15	0.93
150	1.37	0.98	0.83
180	1.26	0.85	0.75

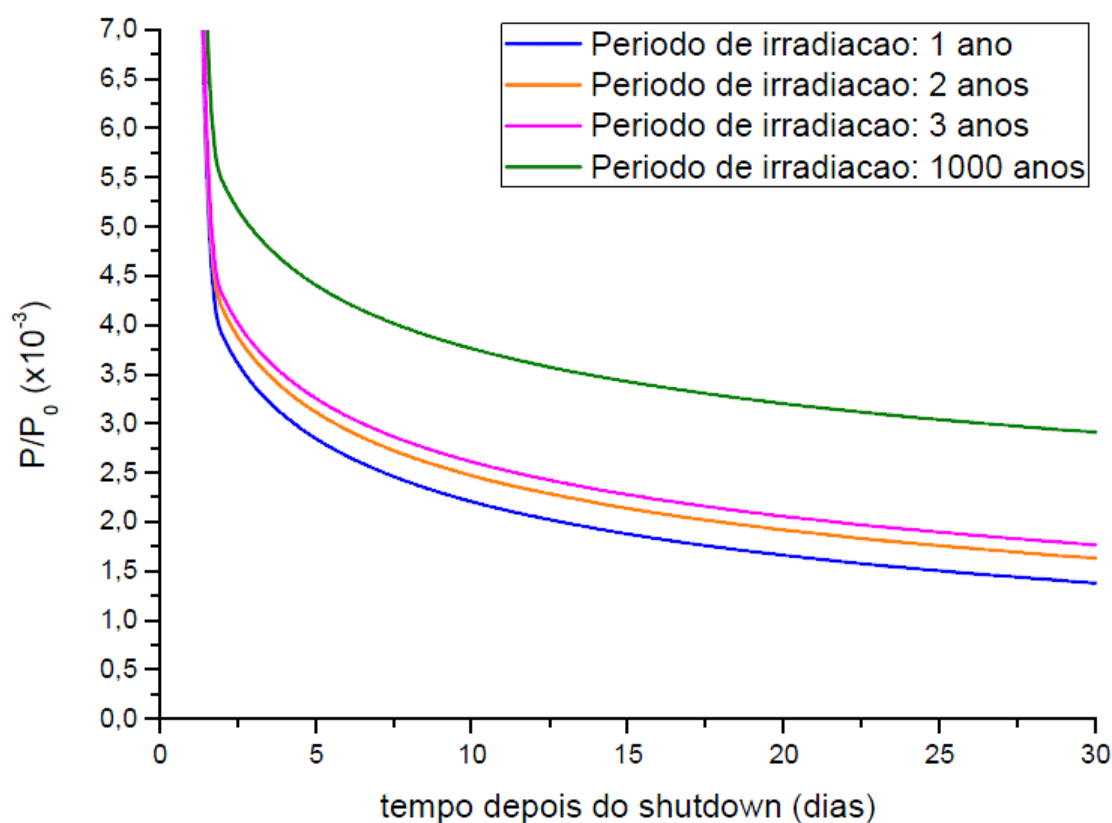


Figura 27: Potência do calor residual relativa à potência de operação do reactor 1F1 até 30 dias depois da sua paragem para diferentes períodos de irradiação. Potências calculadas pelo método alternativo 1

7.1.1.3 – Resultados pelo Programa Origen 2.2¹⁰

Nas secções 7.1.1.1 e 7.1.1.2 foram mostrados os resultados de 4 métodos que apenas têm em conta os produtos de cisão para o cálculo da potência residual. Uma vez que os actínidos e produtos de activação

¹⁰ Resultados do Origen 2.2 para 1 dia, 14 dias, 1 mês, 3 meses e 9 meses depois da paragem do reactor da unidade 1 dos produtos de cisão, actínidos e produtos de activação nas tabelas dos anexos 2, 3 e 4, respectivamente.

também contribuem para a potência, foi utilizado o *software Origen 2.2* que possibilita o cálculo do calor residual com as três contribuições em causa.

Este *software* foi ainda utilizado para calcular as actividades dos diferentes núclídeos, assunto que será abordado na secção 7.3. Para estes cálculos foi estimado que existia cerca de 68 tHM [32] e aproximadamente 27 t de Zircaloy (com base na referência [33]) no reactor da unidade 1.

Como resultado obteve-se o calor produzido globalmente e aquele produzido apenas pelos produtos de cisão, actínídeos e produtos de activação, mostrados no gráfico da Figura 28. Esta mostra que a contribuição dos produtos de cisão é a mais importante das três. No entanto, a contribuição dos produtos de activação e actínídeos não pode ser menosprezada já que representa cerca de 50% da potência residual dos produtos de cisão ao fim de 1 dia depois da paragem do reactor.

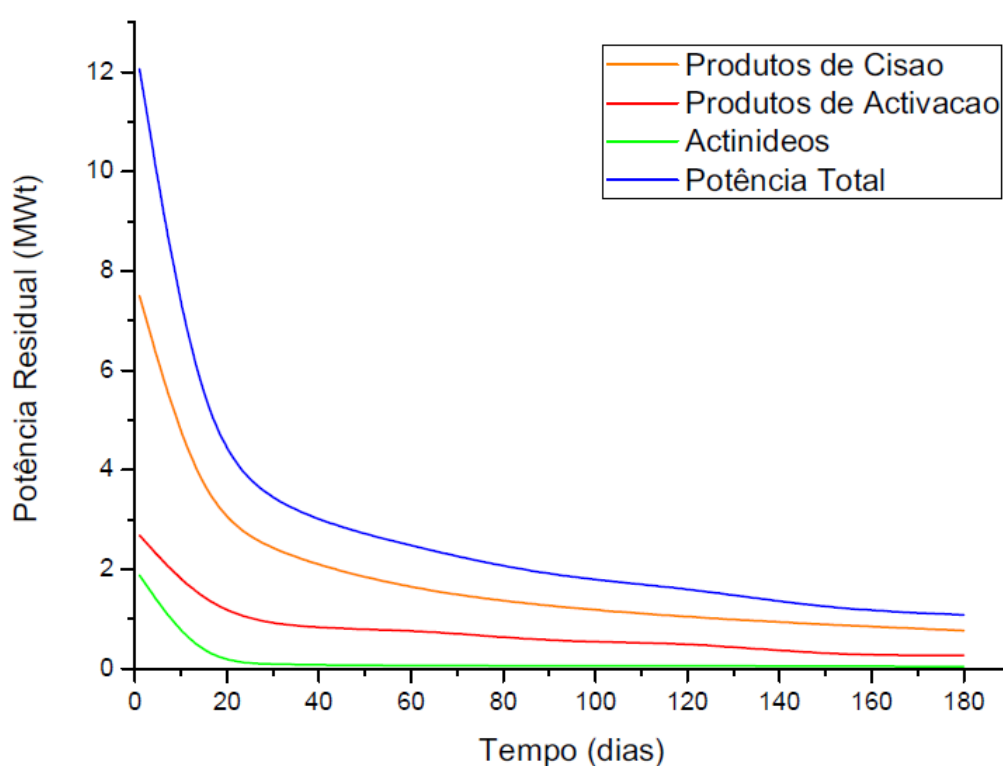


Figura 28: Potência residual libertada pelos produtos de cisão, produtos de activação e actínídeos segundo o programa Origen 2.2

7.1.1.4 – Comparação dos 5 métodos

Na Tabela 8 e Figura 29 são mostrados os 5 métodos utilizados para calcular/estimar a potência residual libertada após um intervalo de tempo depois paragem do reactor.

Analisando as estimativas de todos os métodos é perceptível que nos primeiros instantes após a paragem do reactor, a potência do calor residual libertado é sempre inferior a 10% da potência térmica de operação do reactor. Após estes primeiros momentos, o calor residual libertado decresce exponencialmente sendo que 9 meses após a paragem a potência libertada é seguramente inferior a 1% dos 1380 MWt de operação. Sendo assim, os primeiros momentos após a paragem do reactor são críticos para o arrefecimento

do núcleo caso contrário existirá uma grande quantidade de calor libertada que contribuirá para a evaporação da água do reactor podendo “facilmente” deixar o núcleo exposto.

Tabela 8: Colectânea dos resultados da percentagem da potência residual em função da potência térmica de operação dos 5 métodos utilizados em função do tempo depois da paragem do reactor

$\tau_{elapsed}$ (dias)	% P_0 ($P_0 = 1380$ MWt)				
	ANS	Origen 2.2	Mét. Alt. 1	Mét. Alt. 2	Mét. Alt. 3
1	0.46	0.87	0.53	0.69	0.44
14	0.20	0.34	0.25	0.27	0.17
30	0.14	0.23	0.19	0.19	0.13
60	0.10	0.18	0.15	0.13	0.09
90	0.08	0.13	0.13	0.10	0.08
120	0.07	0.12	0.11	0.08	0.07
150	0.06	0.09	0.10	0.07	0.06
180	0.05	0.08	0.09	0.06	0.05

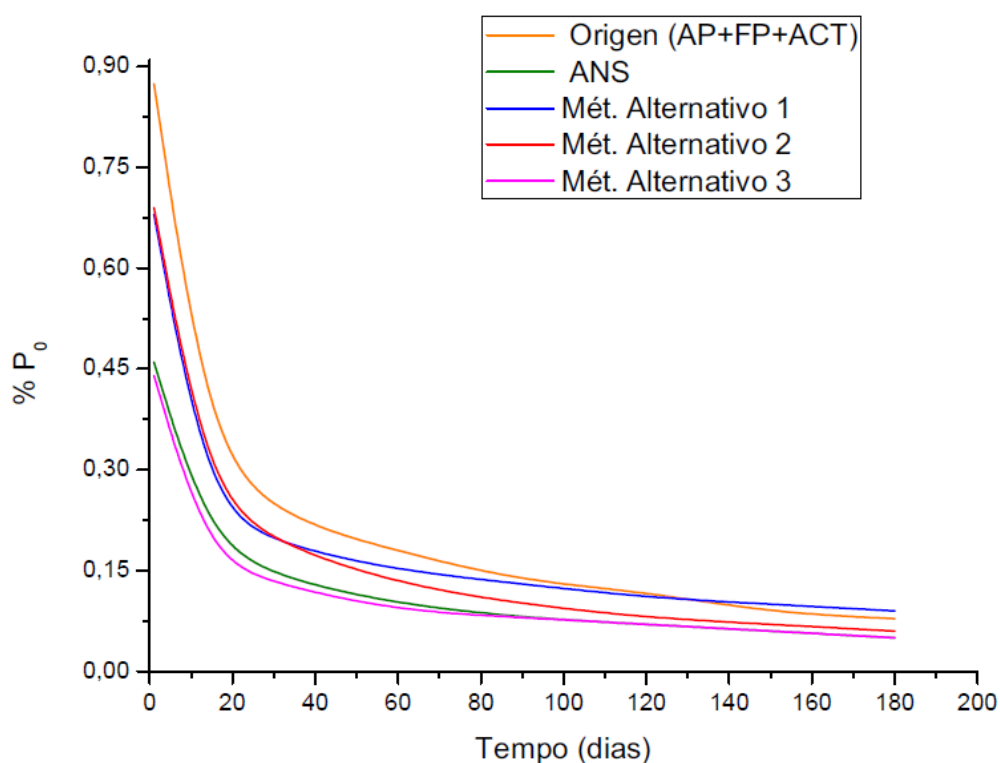


Figura 29: Colectânea dos resultados da percentagem da potência residual em função da potência térmica de operação dos 5 métodos utilizados em função do tempo depois da paragem do reactor

Os resultados apresentados nesta secção são apenas estimativas uma vez que não foram calculados valores para os valores reais de combustível que existiam no reactor da unidade 1.

De acordo com o que a TEPCO divulgou em Novembro de 2011 [34], as 12 de Março de 2011, ou seja 1 dia depois do acidente, a potência residual da unidade 1 era de, aproximadamente 6 MW, valor que é confirmado pelas estimativas feitas, com maior semelhança pelo método do ANS.

É interessante calcular o calor libertado numa SFP, dado que esta tem diversos quartos de núcleo, com diferentes tempos de arrefecimento. A partir dos métodos acima descritos foi calculado o calor residual no momento do acidente na SFP da unidade 1. Têm-se vários elementos de combustível nesta SFP com diferentes tempos de armazenamento apresentado na Tabela 9, segundo [32]. Tem-se ainda que cada elemento de combustível presente nesta SFP pesa 0.17 tHM, segundo [32].

Tabela 9: Elementos de combustível existentes na SFP da unidade 1 com o seu tempo de armazenamento respectivo, segundo [32]

SFP Unidade 1	Tempo de Armazenamento (anos)	0	0.5	1.5	2.5	3.5	Σ
	Nº Elementos Combustível	0	133	133	26	0	292

Utilizando os métodos do ANS e o alternativo 3 de forma a obter os valores para elementos de combustível de 0.5, 1.5 e 2.5 anos depois da paragem do reactor, estima-se que a potência de calor residual na SFP da unidade 1 era de 28 MWt, ou seja cerca de 2% da potência térmica de operação do reactor da unidade 1. A maior fonte de calor é o combustível retirado há menos tempo.

7.1.2 – Fusão do Núcleo

Uma vez que o núcleo é constituído por uma mistura de espécies (óxidos e metais), não existe um ponto de fusão definido [35]. Estima-se que o combustível da unidade 1 tenha ficado descoberto às 18h10 de 11 de Março de 2011 e que o combustível da unidade 3 tenha começado a ser danificado 44h depois do sismo e que o da unidade 2 77h [2].

Na Figura 30 tem-se os resultados de uma análise da TEPCO do nível de água do reactor da unidade 1. Aqui pode ver-se que segundo estes resultados, que o nível de água do núcleo atingiu o TAF às 18h no dia 11 de Março de 2011, causando a exposição do núcleo e consequente danificação do mesmo [2].

Considera-se que houve fusão do núcleo do reactor da unidade 1 de Fukushima-I. Nesse processo, o combustível (UO_2), a bainha de revestimento (Zr) e o aço inoxidável das estruturas de suporte fundidos, precipitam no fundo do vaso do reactor. Uma vez que os metais e óxidos são imiscíveis entre si, é esperado que haja formação de duas camadas de material fundido: UO_2 e ZrO_2 no fundo do vaso e os metais mais leves à superfície, como mostrado na Figura 31. A densidade média do núcleo fundido é de 6-7 gcm^{-3} [35].

Para ilustrar este problema, estimou-se quanto tempo demoraria uma SFP com 1000 m^3 , contendo $\frac{1}{4}$ do combustível da unidade 1, a vazar até ao topo do combustível activo (TAF) (considerado 4 m), ilustrado na Figura 32, quando o sistema de refrigeração fica inoperacional consoante o seu tempo de armazenamento na piscina. Não se consideram os outros quartos de núcleo armazenados, uma vez que estes contribuem pouco para o calor libertado.

Para esta estimativa, foi utilizada uma abordagem conservadora em que se despreza a perda de calor para o exterior no caso de um armazenamento de curta duração e que a potência térmica libertada pelo combustível é sensivelmente constante (fonte de calor estática como mostrado na secção anterior para tempos mais longos que 1 mês depois da paragem do reactor).

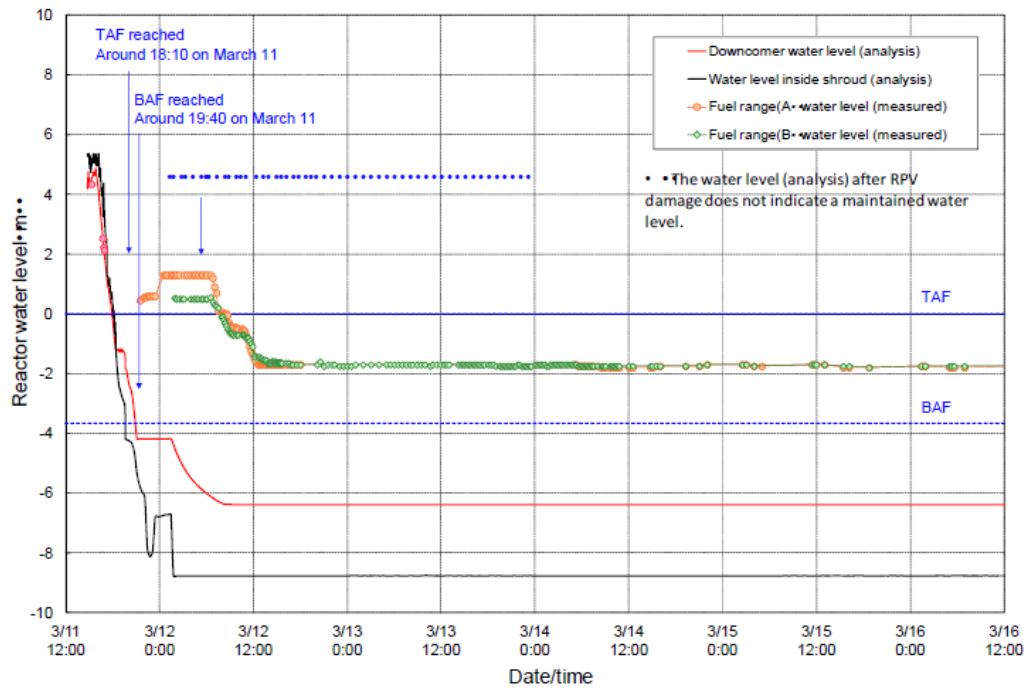


Figura 30: Resultados da análise da TEPCO do nível de água do reator da unidade 1 (gráfico retirado da referência [2])

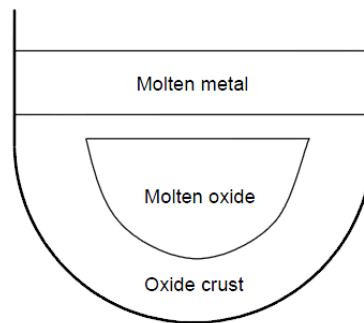


Figura 31: Realocação dos materiais constituintes do núcleo quando este funde. De notar que em torno dos óxidos fundidos se formará uma crosta de material oxidado (figura retirada da referência [35])

Considerando que a SFP tinha uma temperatura de 25 °C antes da suspensão dos sistemas de refrigeração, é utilizada a seguinte equação para calcular o calor necessário para que a quantidade de água em questão entre em ebulição (100 °C):

$$Q = m_{H_2O} c_{H_2O(liq.)} (T_{eb} - T_i) \quad (7.1.3.1)$$

De acordo com a equação (7.1.3.1) tem-se então que o calor necessário fornecer para que a água da piscina entre em ebulição é de 3.14 TJ.

Considerando que a SFP em questão é cúbica com dimensões 10x10x10 m e sabendo que a água tem uma densidade de 10^3 kgm^{-3} tem-se pela equação 7.1.3.2 a massa de água na piscina:

$$\rho_{H_2O} = \frac{m_{H_2O}}{V_{H_2O}} \Leftrightarrow m_{H_2O} = 10^6 \text{ kg} \quad (7.1.3.2)$$

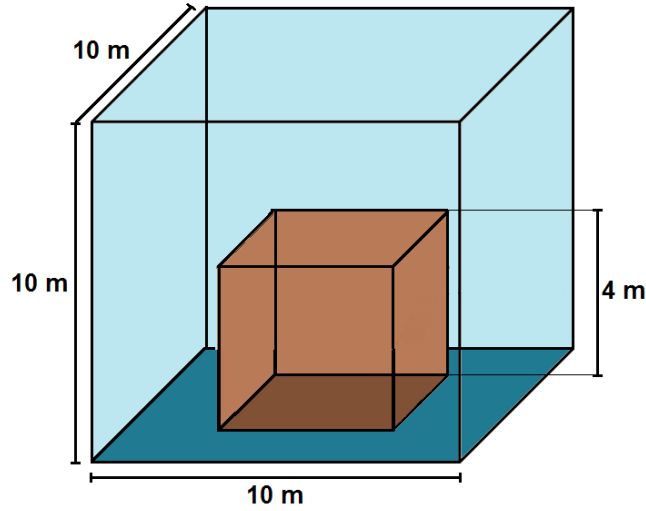


Figura 32: Dimensões da SFP considerada e do combustível gasto nela armazenado

Utilizou-se o método alternativo 3 abordado na secção 7.1.1.2 para calcular a potência residual do combustível gasto (1/4 da quantidade do núcleo da unidade 1) consoante o tempo após a retirada deste do reactor. Estes valores são apresentados na Tabela 10.

Para cada um dos tempos de armazenamento de combustível na SFP e respectivas potências residuais, mostrados na Tabela 10, e sabendo que são necessários cerca de 3.14 TJ para que a água sature, ou seja, entre em ebulição, pela equação (7.1.3.3) chegam-se aos diferentes tempos de saturação da água consoante o tempo de armazenamento do combustível, mostrados na Figura 33. Nesta, pode-se verificar a relação não linear, embora crescente, que existe consoante o tempo de armazenamento do combustível na SFP e o tempo que a água de toda a SFP demora a saturar.

$$t_{\text{saturação}} = \frac{\text{Pot.Res.SFP}/4}{E_{\text{saturação}}} \quad (7.1.3.3)$$

Após a saturação de toda a água, pode considerar-se, numa abordagem conservadora, que todo o calor residual emitido pelo combustível será utilizado para quebrar as ligações da água de forma a que esta se evapore. Neste caso, estimou-se o tempo que demoraria a água evaporar até ao TAF (sendo necessário evaporar 600 m³ de água).

Para calcular o tempo de evaporação da água da SFP necessária para que o combustível fique descoberto, foi calculado numericamente o integral (7.1.3.4) (utilizado o *software Mathematica*), retirado da referência [27], baseado no método alternativo 3 abordado na secção 7.1.1.2:

$$E_{eb} = \int_{t_{\text{início}}}^{t_c} 0.066 P_0 [t^{-0.2} - (t + t_{op})^{-0.2}] dt \quad (7.1.3.4),$$

$$\text{Em que } Q_{\text{vap}_{H_2O}} = 2256430 \text{ J e } E_{eb} = \rho_{H_2O} V \Delta H_{\text{vap}_{H_2O}} \quad (7.1.3.5)$$

O tempo que os 600 m³ de água demoram a evaporar (t_c) é dado pela equação (7.1.3.4). A energia requerida para tal (E_{eb}) é dada pela equação (7.1.3.5), em que $\Delta H_{\text{vap}_{H_2O}}$ é o calor de vaporização da água tomando um valor de 2256430 J/kg. O $t_{\text{início}}$ marca quando o arrefecimento da piscina é perdido e τ_s é o tempo de operação do reactor, assumindo que o reactor estava em operação contínua durante um ciclo completo de combustível (58.5 meses, ver na Figura 25).

O tempo que o volume de água considerado evapora, t_c , é estimado a partir da equação (7.1.3.4). Na Figura 34 mostra-se a variação do tempo que demoram os 600 m³ da SFP a evaporar consoante o tempo de armazenamento do combustível na mesma. Pela Figura 34 verifica-se que a relação é aproximadamente linear. Dando exemplos, caso ¼ do combustível da unidade 1 tenha sido retirado há 1 dia do reactor e armazenado na SFP e, passado esse 1 dia, os sistemas de refrigeração ficassem inoperacionais, os 600 m³ que cobriam o combustível armazenado demorariam (aproximadamente) 3 dias e 16 horas a evaporar. No entanto, caso o combustível estivesse já armazenado há 1.5 anos, já demoraria cerca de 1.54 anos, como esperado segundo a relação (quase) linear, para que estes 600 m³ de água evaporassem.

Tabela 10: Potência residual do combustível numa SFP que contém ¼ do combustível da unidade 1 consoante o tempo de armazenamento do mesmo na piscina ($P_0=1380$ MWt)

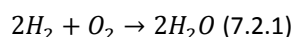
Tempo Armaz.	% P_0 total	Pot. Res. SFP (MWt)
1 dia	0.44	1,518
14 dias	0.17	0,587
1 mês	0.13	0.449
2 meses	0.09	0.311
3 meses	0.08	0.276
4 meses	0.07	0.242
5 meses	0.06	0.207
6 meses	0.05	0.173
1.5 anos	0.03	0.104
2.5 anos	0.022	0.076
3.5 anos	0.017	0.059

7.2 – Produção de Hidrogénio

O Hidrogénio não é tóxico para o ser humano nem age como meio corrosivo. O problema da sua acumulação dentro de qualquer espaço fechado é a sua possível combustão e consequente explosão.

Tal como os acidentes de TMI-2 e Fukushima-I mostraram, a explosão de Hidrogénio pode causar picos de pressão e altas temperaturas. Estas explosões podem ainda causar falhas na contenção e/ou no equipamento.

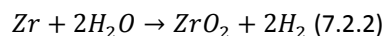
As explosões de Hidrogénio dão-se quando o Hidrogénio reage com o Oxigénio, uma vez que esta é uma reacção exotérmica:



No entanto, a reacção de combustão do Hidrogénio não é imediata. Para que haja combustão é necessário que a reacção seja acelerada por algum evento ou pelo aumento da temperatura.

Num acidente nuclear grave, o Hidrogénio pode ser produzido por diversas reacções. No caso do acidente em Fukushima-I, a causa mais provável da libertação de Hidrogénio foi a oxidação do Zircónio. Este é

o principal elemento do Zircaloy que é constituinte da bainha de revestimento do combustível. Esta reacção é dada pela equação (7.2.2):



A reacção da equação (7.2.2) é uma reacção exotérmica (são libertados $1560 \text{ cal/g(Zr)} = 6.5 \text{ kJ/g(Zr)}$ [36]) e ocorre de forma significativa apenas a altas temperaturas. A taxa de oxidação (R) do Zircónio é dada pela equação (7.2.3):

$$R = 13.9e^{-\frac{1.47 \text{ eV}}{kT}} p^{1/6} \left(\frac{\text{g}}{\text{cm}^2\text{s}} \right) \quad (7.2.3) \quad [37], \text{ em que } p \text{ é a pressão atmosférica (1 atm).}$$

Na Figura 35 e na Tabela 11 é mostrada a taxa de oxidação do Zircónio em função de uma gama de temperaturas altas à pressão de 1 atm, em que k é a constante de Boltzmann, $k = 8.617 \times 10^{-5} \text{ eV/K}$. Estas condições ilustram as mesmas aquando as fusões dos núcleos no acidente de Fukushima-I.

Analizando a Figura 35, é possível perceber que a oxidação do Zircónio cresce exponencialmente com a temperatura. A Tabela 11 mostra que a taxa de oxidação do Zircónio a 1500°C é 5.65×10^8 vezes superior à taxa a 300°C . A reacção de oxidação é exotérmica, logo a temperatura tende a aumentar cada vez mais à medida que se dá a reacção, reforçando a oxidação do Zircónio e a fusão do combustível. Por sua vez, é produzida uma grande de Hidrogénio visto que nestas condições há uma grande taxa de oxidação.

Altas temperaturas permitem que haja oxidação do Zircónio. Estas permitem também acelerar a reacção de combustão do Hidrogénio produzido pela oxidação do Zircónio. Por conseguinte, estes processos proporcionaram as explosões de hidrogénio no acidente de Fukushima Dai-ichi.

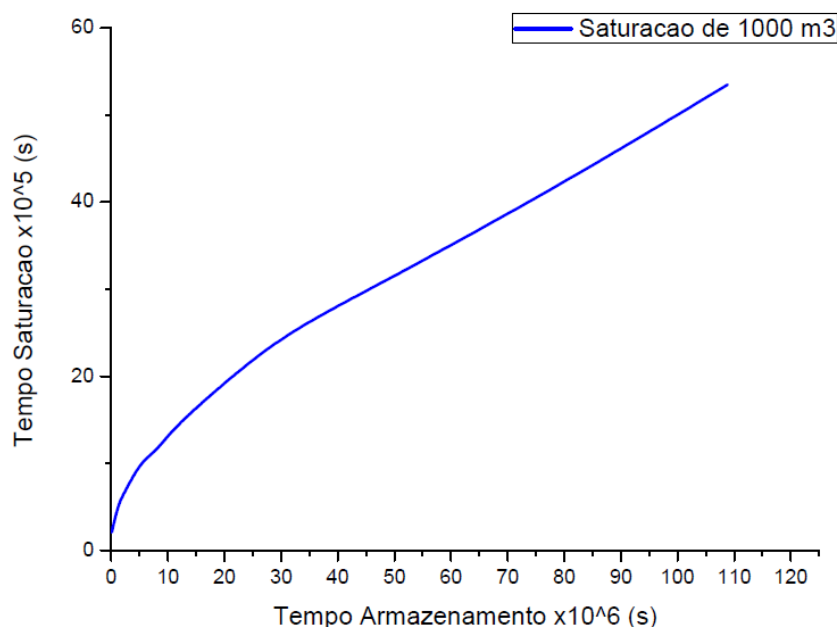


Figura 33: Tempo que demora toda a água da SFP a saturar consoante o tempo de armazenamento do combustível

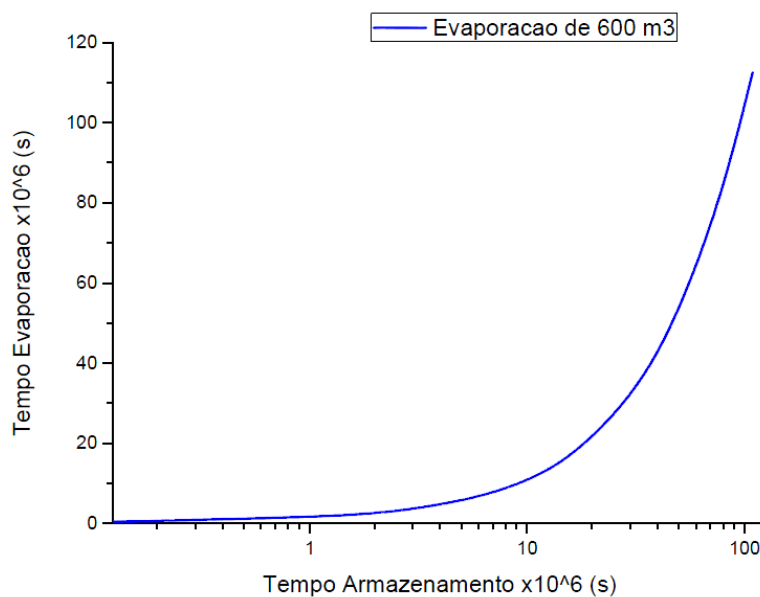


Figura 34: Tempo de evaporação dos 600 m³ de água da SFP que cobrem o combustível consoante o tempo de armazenamento do mesmo na piscina

Tabela 11: Taxa de oxidação de Zircónio para 300, 1000, 1200, 1500 e 2000 °C a 1 atm

Temperatura (°C)	Taxa de Oxidação [g/(s·cm ²)]
300	$1,65 \times 10^{-12}$
1000	$2,11 \times 10^{-5}$
1200	$1,30 \times 10^{-4}$
1500	$9,22 \times 10^{-4}$
2000	$7,65 \times 10^{-3}$

7.2.1 – Avaliação das Explosões de Hidrogénio

É assumido que quando o combustível ficou exposto nos reactores (não estar completamente coberto por água), Hidrogénio foi produzido resultado da oxidação do Zircónio.

As explosões ocorridas deram-se no R/B das unidades 1, 3 e 4 [2].

Nos reactores das unidades 1 e 3 o Hidrogénio escapou do PCV e então dando-se a explosão no edifício do reactor. Não se sabe ao certo por onde ocorreu a fuga mas pensa-se que as juntas de isolamento do topo do PCV e escotilhas tenham perdido parte das suas capacidades de isolamento devido à exposição a altas temperaturas e/ou pela linha de ventilação do PCV. Outra hipótese da origem do Hidrogénio (não relacionada com o núcleo) é a fuga deste para o R/B da atmosfera pelo SGTS quando as unidades estavam a ser ventiladas.

Na unidade 4 não há indicações que tenha havido danificação do núcleo. Sendo assim, o Hidrogénio responsável pela explosão ocorrida foi produzido por um reactor de outra unidade. A hipótese posta mais provável é a fuga de Hidrogénio da unidade 3 pela tubagem da SGTS até à unidade 4, devido ao cruzamento dos tubos das unidades, como mostrado na Figura 36 [2]. Tal foi possível uma vez que a ventilação aconteceu em condições não expectáveis pelo projecto e houve refluxo dos gases.

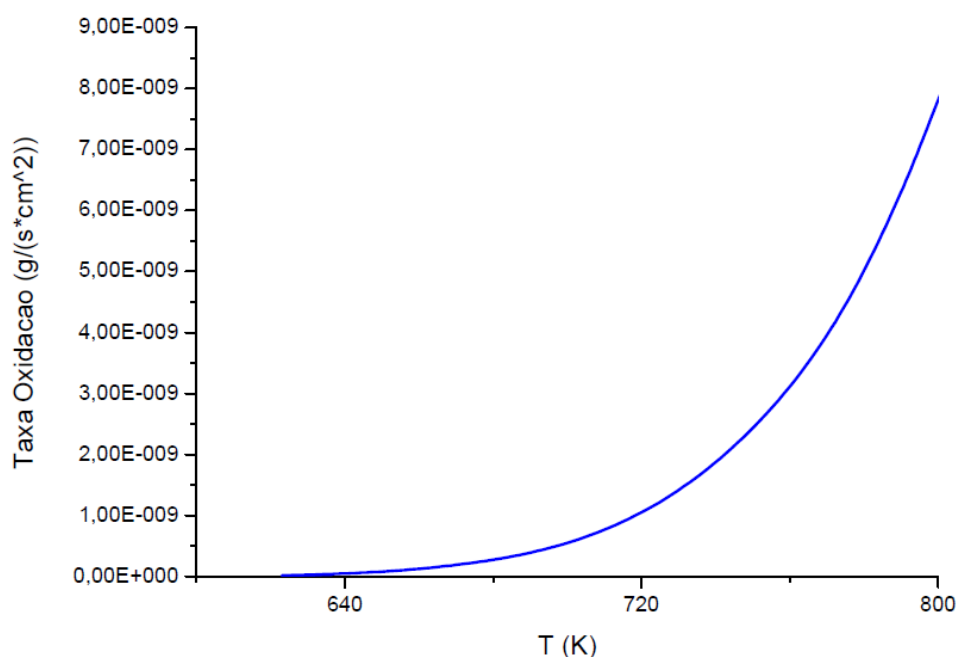


Figura 35: Taxa de oxidação do Zircónio para várias temperaturas a uma 1 atm

O perigo das explosões de Hidrogénio (produção e acumulação deste no PCV) foi tido em conta no design dos reactores uma vez que foi criada uma atmosfera de azoto (gás inerte) dentro dos PCVs, instalação de um sistema de recombinação do Hidrogénio com Oxigénio e sistema de ventilação. O que não foi antecipado foi a fuga do Hidrogénio do PCV para o R/B onde não havia quaisquer medidas de prevenção de explosões de Hidrogénio. É considerado que a explosão na unidade 1, a 12 de Março de 2011, não podia ter sido antecipada [2].

Na Tabela 12 é resumido a estimativa de produção de Hidrogénio nas unidades 1 a 3.

Tabela 12: Estimativa de produção de Hidrogénio a dada altura nas unidades 1 a 3 (dados retirados da referência [2])

Unidade	H ₂ (kg)	Data
1	890	15h36, 2011/03/11
2	480	2011/03/18
3	810	2011/03/18

7.3 – Libertações Radioactivas

Os produtos de cisão que são produzidos são, usualmente, radioactivos, com decaimentos β e γ . Durante a operação normal do reactor, estes decaimentos constituem uma quantidade não negligenciável do calor total. A captura de neutrões é outro processo onde partículas absorvem um neutrão (extra). Este processo origina vários isótopos radioactivos que podem decair da mesma forma que os produtos de cisão (havendo ainda a possibilidade que decaiam por decaimento α).

Existem, no entanto, certos isótopos com maior relevância radiológica que outros já que reagem mais com o ser humano. Isto dá origem ao problema da radioactividade produzida nas centrais nucleares de cisão caso esta radioactividade seja libertada para o meio ambiente, o que foi o caso do acidente de Fukushima-I.

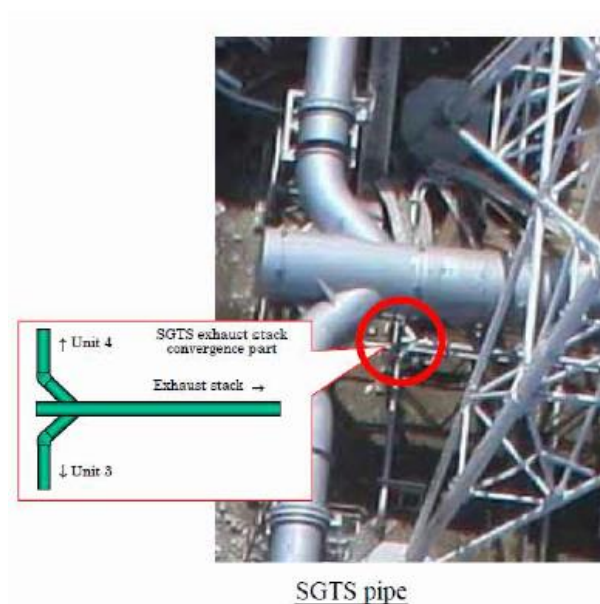


Figura 36: Cruzamento da tubagem de SGTS das unidades 3 e 4 (figura retirada da referência [2])

De forma a perceber e comparar resultados da radioactividade produzida/libertada previamente publicados, foi utilizado o *software Origen 2.2* para gerar um inventário do núcleo da unidade 1 de Fukushima-I. Foram assumidos os mesmos dados do combustível que na secção 7.1.1.3: 68 tHM e aproximadamente 27 t de Zircaloy. A partir deste *software*, conseguiram-se as actividades dos produtos de cisão, actínídeos e produtos de activação em vários momentos depois da paragem do reactor. Na Figura 37 está representada a actividade total do núcleo de 1F1 ao longo do tempo. É perceptível na sua totalidade que esta decresce significativamente ao longo do tempo, com dois andamentos: um primeiro rápido, no primeiro mês, e um segundo andamento mais lento, depois de passado 1 mês da paragem do reactor.

Como previsto, os isótopos com semividas curtas dominam a actividade do núcleo durante os primeiros momentos após a paragem do reactor enquanto isótopos com semividas mais longas dominam a longo prazo a actividade total do núcleo de 1F1. Tais resultados podem ser confirmados na Figura 38 em que se verifica a importância inicial dos isótopos de semividas curtas (^{131}I e ^{133}Xe), os quais ao fim dos 10 meses têm uma actividade diminuta e que longo prazo dominam isótopos com tempos de semivida mais longos (^{134}Cs e ^{137}Cs).

Foi ainda estimado um inventário total (núcleos e SFPs) de Fukushima-I com base nas quantidades de combustível nos núcleos e SFPs, apresentados na Tabela 13 (dados da referência [32]), utilizando os resultados previamente obtidos pelo programa *Origen 2.2* para espécies radiologicamente relevantes tais como os isótopos ^{131}I , ^{137}Cs , ^{238}Pu e ^{239}Pu . Os resultados da estimativa são apresentados na Tabela 14. Comparando os resultados obtidos e os da referência [32], verifica-se que, na generalidade, estes são concordantes. São registadas maiores diferenças no ^{238}Pu e ^{239}Pu . As diferenças nos resultados estará nas suposições iniciais para calcular as actividades, tais como a quantidade de impurezas e tempos de operação do reactor, e devido ao facto de neste trabalho se ter assumido que as actividades evoluíram de maneira semelhante às do 1F1, as quais foram calculadas pelo programa *Origen 2.2*.

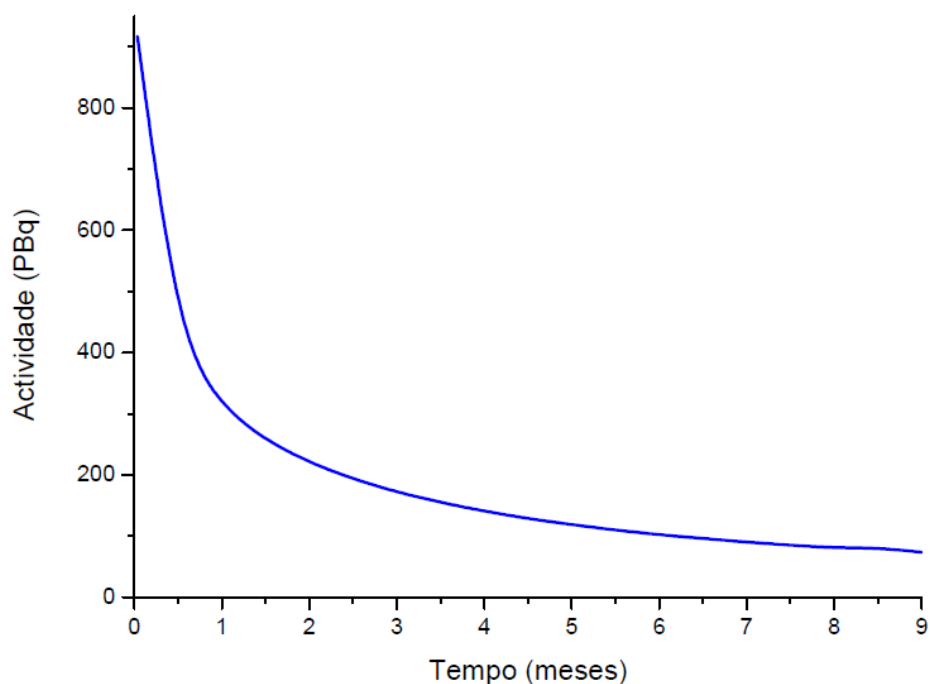


Figura 37: Evolução da actividade no núcleo de 1F1 ao longo do tempo depois da paragem do reactor

A partir dos resultados para diferentes momentos depois da paragem do reactor das actividades de 1F1, foram estimadas pelo programa *Microshield* as doses em diferentes materiais e distâncias consoante o tempo após a paragem do reactor do reactor. Tomou-se como distância máxima 300 cm uma vez que esta é suficiente para avaliar a situação do edifício do reactor.

Para utilizar este programa, assumiu-se que o núcleo fundido assume uma simetria esférica de densidade 6500 kgm^{-3} , seguindo a referência [27]. A massa considerada foi a mesma de nos cálculos anteriores, 68 tHM e (aproximadamente) 27 t para o Zircaloy. Na Figura 39 está ilustrado o modelo considerado para o núcleo de 1F1 fundido de forma a obter os resultados do programa *Microshield*.

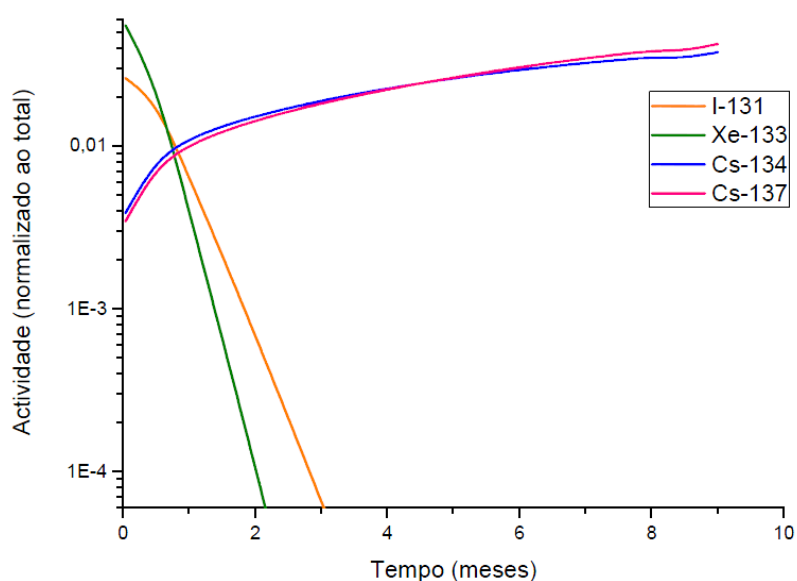


Figura 38: Evolução das actividades dos isótopos ^{131}I , ^{133}Xe (gás nobre produzido com maior actividade), ^{134}Cs e ^{137}Cs ao longo de 10 meses após a paragem de 1F1

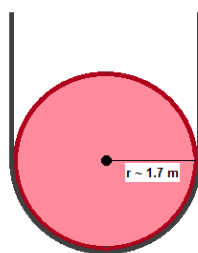


Figura 39: Geometria assumida para o núcleo fundido de 1F1 – esférico no fundo do RPV, raio de, aproximadamente, 1.7 m

Tabela 13: Número elementos de combustível consoante por núcleo e SFP de cada unidade; quantidades apresentadas em [32]

Tempo após paragem (anos)		0	0.5	1.5	2.5	3.5
1F1	Núcleo	400	0	0	0	0
	SFP	0	133	133	26	
1F2	Núcleo	548	0	0	0	0
	SFP	0	183	183	183	35
1F3	Núcleo	548	0	0	0	0
	SFP	0	183	183	148	0
1F4	Núcleo	0	0	0	0	0
	SFP	1331				

Tabela 14: Inventário total estimado de alguns isótopos em Fukushima-I

	A_{total} (Bq) obtido na ref. [32]	A_{total} (Bq) estimado
^{131}I	1.186×10^{19}	1.25×10^{19}
^{137}Cs	2.988×10^{18}	2.27×10^{18}
^{238}Pu	7.917×10^{16}	3.80×10^{16}
^{239}Pu	8.367×10^{15}	7.98×10^{15}

A partir das doses relativas obtidas foi possível elaborar os gráficos da Figura 40, Figura 41 e Figura 42. Na primeira mostra-se a evolução da dose em diferentes materiais até 30 m do núcleo passado apenas 1 dia da paragem do reactor, enquanto na segunda mostra-se a mesma evolução 9 meses após a paragem. Na Figura 42, mostra-se como a dose varia no ar até 30 m do núcleo para diferentes momentos depois da paragem de 1F1 (1 dia, 1 mês, 3 meses e 9 meses). Uma vez que se tem várias fontes de energia não se observa em nenhum dos gráficos uma exponencial perfeita, tal como aconteceria caso a radiação (fonte) fosse monocromática.

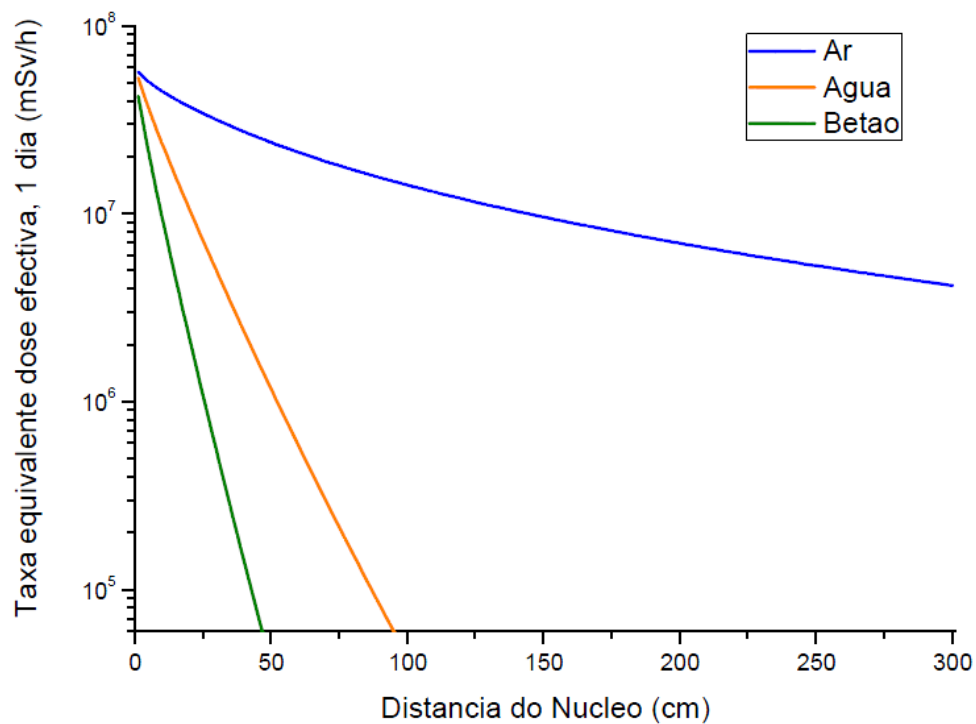


Figura 40: Evolução da dose equivalente até 30 m do núcleo de 1F1 apenas 1 dia após a sua paragem em diferentes materiais

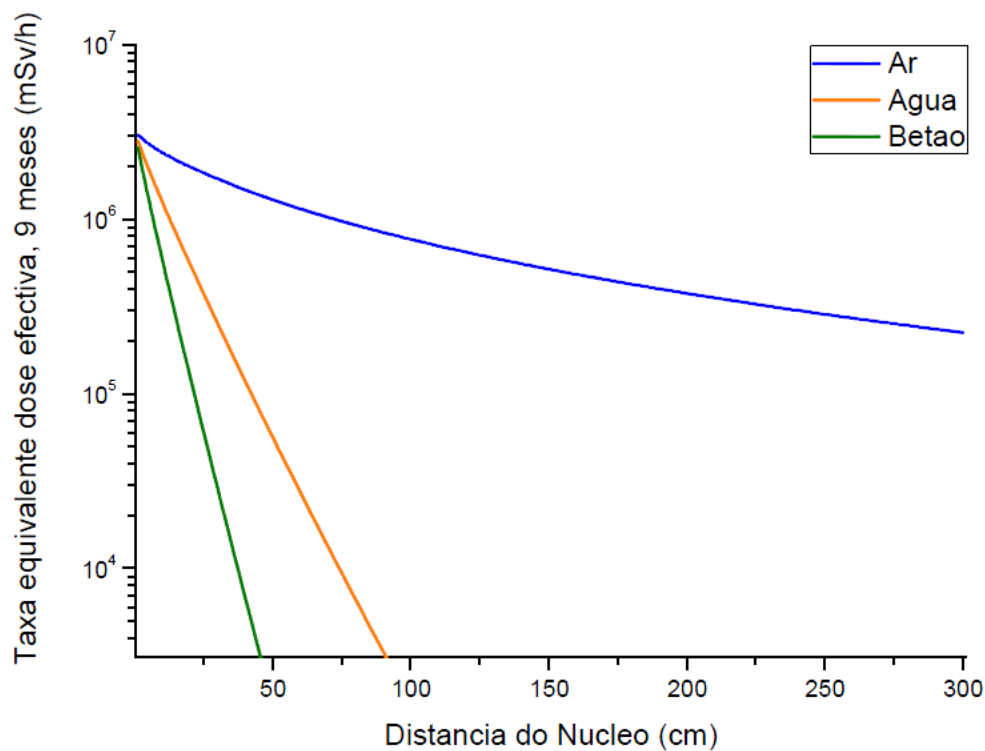


Figura 41: Evolução da dose equivalente até 30 m do núcleo de 1F1 9 meses após a sua paragem em diferentes materiais

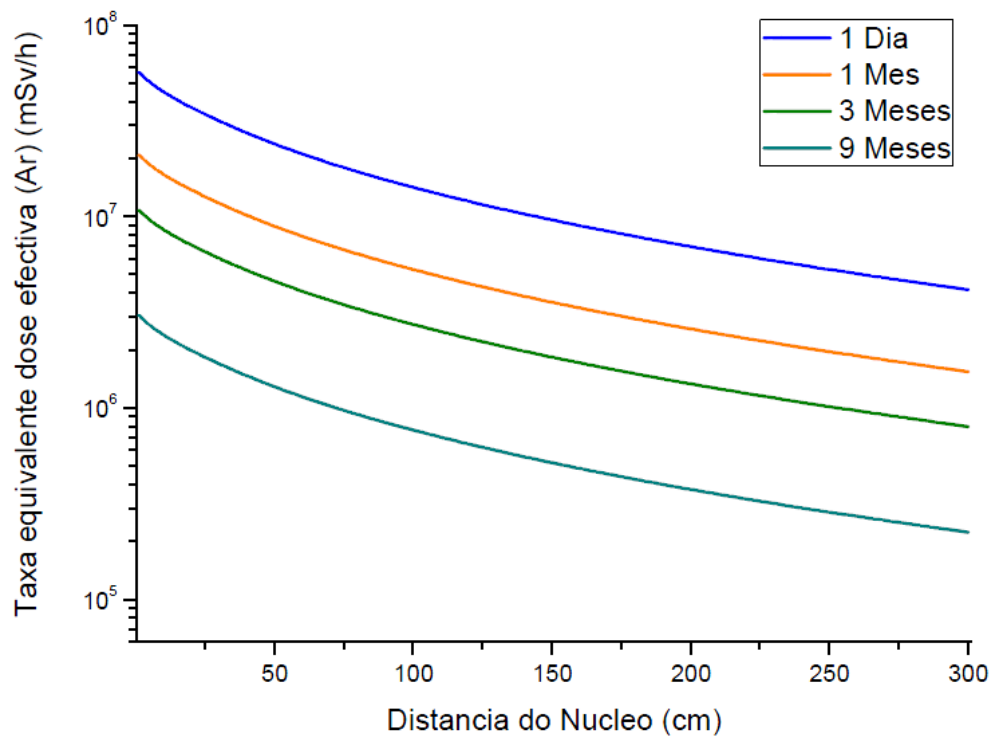


Figura 42: Evolução da dose equivalente no ar até 30 m do núcleo de 1F1 a vários momentos após a sua paragem do reactor (1 dia, 1 mês, 3 meses e 9 meses)

Tal como seria de esperar, as três figuras (Figura 40, Figura 41 e Figura 42) mostram que a taxa equivalente de dose efectiva diminui à medida que a distância em relação ao núcleo aumenta. É estimado que 1 dia após a paragem do reactor, a 0 m do mesmo, tinha-se 10^7 - 10^8 mSv/h e 9 meses depois, ainda, 10^6 - 10^7 mSv/h.

Da Figura 40 e Figura 41 conclui-se que dos três métodos simulados, o betão é o melhor para atenuar a dose efectiva em relação à distância ao núcleo. Percebe-se ainda que, apesar da água não ser tão eficaz na atenuação como o betão, é um meio adequado para o efeito, nomeadamente nas SFP (armazenamento de curta duração de combustível gasto) já que por 1 m a taxa de dose equivalente desce 4 ordens de grandeza. No entanto, a partir das mesmas figuras vê-se que caso a radiação percorra pelo ar mesmo 30 m a taxa é ainda bastante alta. A partir destas conclusões é possível compreender a importância da contenção.

Capítulo 8

Consequências

O acidente nuclear em Fukushima-I a 11 de Março de 2011 teve consequências a vários níveis, desde a saúde ao panorama económico-social, influenciando o futuro da energia nuclear no mundo.

8.1 – Evacuação

É importante haver níveis de radiação justificáveis para qualquer evacuação da população em caso de acidente numa central nuclear uma vez que a evacuação causará danos materiais e psicológicos à população.

Antecipando (possíveis) consequências radiológicas, o Governo Japonês ordenou evacuações (por várias fases) que resultou num aproximado de 160 000 pessoas evacuadas na área de Fukushima [38]. Na Figura 43 pode ver-se no mapa cidades que foram evacuadas (Futaba-machi, Naraha-machi, Ookuma-machi, Tomioka-machi e Namie-machi [39]) e a sua posição relativa a Fukushima.

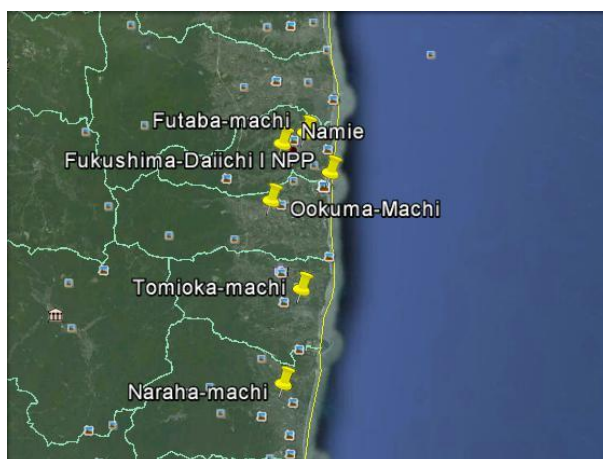


Figura 43: Cidades que foram evacuadas devido ao acidente de Fukushima-I (imagem gerada pelo Google Earth, 2012)

As ordens de evacuação foram dadas tendo em consideração que a população não deve ser exposta a mais de 20 mSv/ano [38]. No entanto, esta dose apenas credits a exposição externa devido ao ^{134}Cs e ^{137}Cs . Ou seja, não é tomada em conta a possibilidade de exposição ao isótopo ^{131}I [38].

As ordens de evacuação começaram no dia 11 de Março pelo Governo local que ordenou uma ordem de evacuação de um raio de 2 km da central [24]. Uma vez que houve uma quebra de comunicações entre Governo local e central, passados 30 minutos desta decisão, foi ordenado pelo governo central, uma evacuação de residentes com um raio de 3 km das instalações de Fukushima-I sendo os residentes até 10 km das instalações aconselhados a permanecerem dentro de casa [24]. É sabido que quando esta ordem foi dada (às 21h23) apenas 20% dos residentes estavam informados sobre o acidente [24]. Esta ordem foi revista várias vezes e a 12 de Março, foi ordenada uma segunda fase de evacuação, esta até 10 km das instalações da central [24]. Estes residentes foram informados do acidente ao mesmo tempo que foram evacuados, não tendo recebido qualquer explicação extra e a informação disponibilizada ter sido confusa e escassa [24].

A expansão da evacuação para o raio de 30 km foi ordenada a 12 de Março de 2011 quando a NISA confirmou a presença relevante de concentração de ^{131}I e ^{137}Cs nas imediações do reactor (apesar de ter sido anunciado que os níveis de concentração estavam a diminuir rapidamente). Paralelamente, foram distribuídos comprimidos de iodo à população e explicado método de administração caso fosse necessário. Pensa-se que apenas uma pequena fracção de residentes tomou os comprimidos de iodo [39].

Em Junho de 2011 foram decretadas mudanças nas áreas de evacuação, a serem executadas em Julho, sendo estas mostradas na Figura 44.

Inicialmente, foram designados 6 hospitais como centros médicos de emergência de resposta ao acidente [2]. No entanto, 4 destes hospitais encontravam-se dentro dos raios de evacuação e, por isso, não puderam exercer as suas funções [2]. O hospital de Futaba teve de ser evacuado, sendo esta evacuação considerada inadequada devido à falta de cuidado existente para com os pacientes (“residentes” que necessitavam de cuidados especiais) [2].

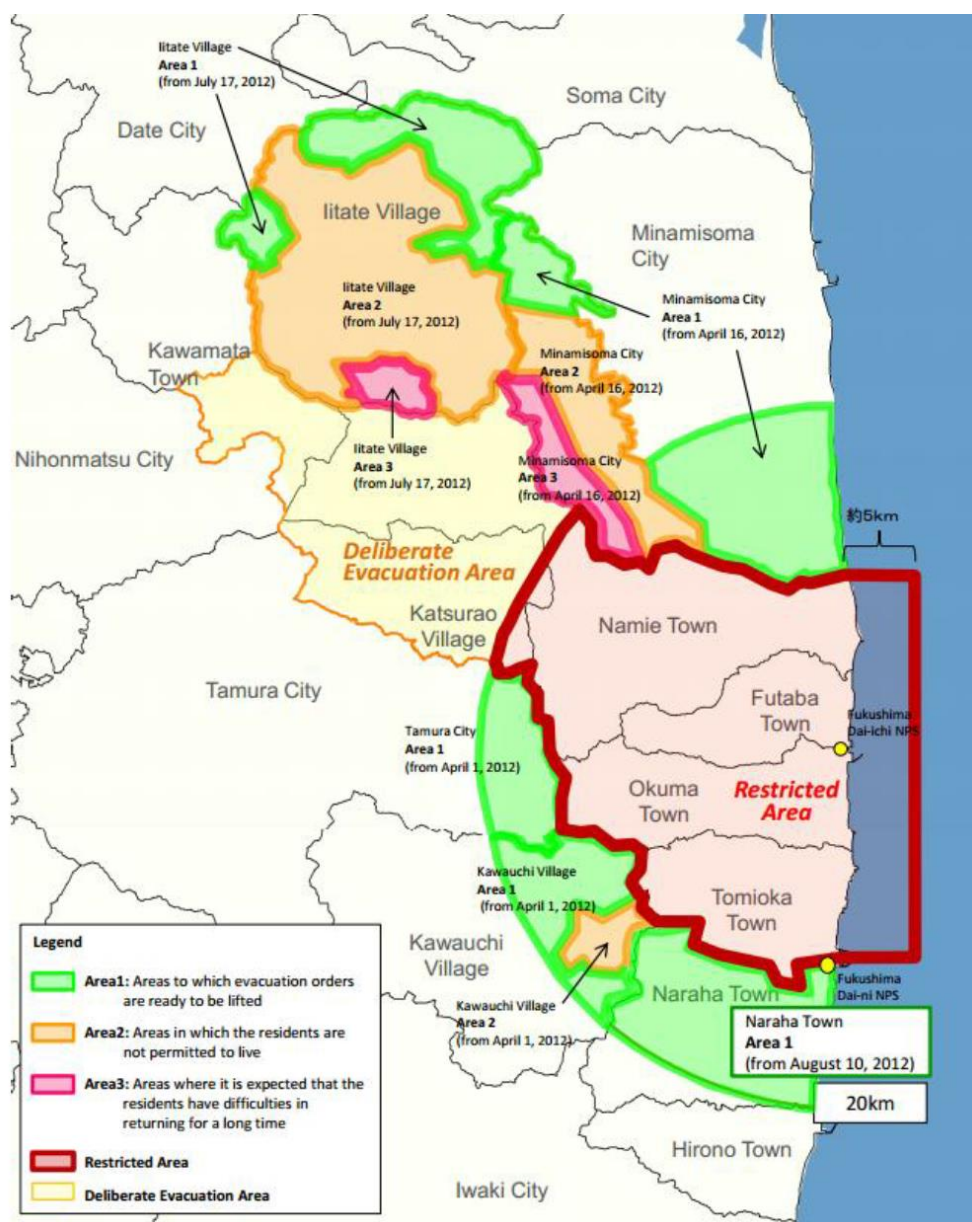


Figura 44: Áreas de evacuação até Junho de 2012 e novas áreas de evacuação a partir de Julho de 2012, figura retirada da referência [40]

Como já referido, a evacuação induziu um colapso na estrutura médica nas regiões em torno da central. Isto provocou a morte prematura entre pacientes em hospitais e idosos que se encontravam ao cuidado de instituições.

A partir de inquéritos feitos aos evacuados, foi confirmado que houve uma fraca divulgação de informação quanto ao acidente e evacuação tanto pelo Governo (central e local) como pela TEPCO, tendo a população que basear as suas acções nas informações transmitidas nos media [15]. Tal pode ter sido agravado devido ao facto dos Governos locais não serem actualizados em tempo real pelo Governo central sobre o acidente [24]. Devido a esta falta de informação, muitos dos evacuados apenas levaram consigo bem essenciais para curtos dias [24].

Uma vez que o ERSS pode falhar em caso de acidente grave, como aconteceu, é necessário rever como o sistema de informação de previsão de emergência de doses ambientais (SPEEDI) deve ser utilizado nestas situações uma vez que tal sistema pode ajudar na determinação nas áreas de evacuação. No entanto, no caso de Fukushima-I, o SPEEDI não foi utilizado de forma alguma o que pode ter conduzido a evacuações inapropriadas (tanto em área como em *timing* das mesmas) uma vez que não foi simulado como as doses de radiação evoluíam nas áreas circundantes da central [2].

O estado de evacuação que no início ambicionava prevenir doenças provocadas pela exposição aguda a radiação durante a fase activa do acidente, continua, mesmo passados mais de 2 anos do acidente. O tempo prolongado de evacuação da população para abrigos temporários (que provocou deterioração da qualidade de vida dos residentes) provocou stress psicossomático. Este stress causou 67% da totalidade das mortes (prematuras) devido ao acidente, DRDs. Tem-se ainda que 18% destas deveram-se à queda das infra-estruturas médicas [38]. Foram identificadas 1200 mortes como DRDs em Fukushima em que 1100 destas foram pessoas evacuadas devido ao desastre nuclear [38]. Dado o número tão alto de DRDs, é necessário rever os parâmetros de evacuação de forma a perceber até que ponto o risco de radiação justifica a evacuação.

Actualmente, os residentes das áreas afectadas pelo acidente estão ainda a lidar com os efeitos do mesmo, tal como problemas de saúde (devido à exposição a radiação), deslocação, desagregação de famílias, perturbação das suas vidas e rotinas e contaminação de largas áreas do meio ambiente. Não existe um fim em vista para a descontaminação e restauração das actividades necessárias para a reconstrução total das comunidades. É considerado, pelo Comité Internacional de Protecção Radiológica (ICRP), que poderá demorar anos para que a população evacuada possa retornar às suas casas antigas.

8.2 – Libertação de Radiação

A grande problemática em torno dos reactores de cisão é a possível libertação de material radioactivo para o meio ambiente.

No acidente de Fukushima-I houve libertações de radiação para o meio ambiente, as quais tiveram como consequência a evacuação de residentes em torno da central, previamente abordada, e consequências ambientais e saúde da população.

Uma vez que a maioria dos instrumentos ficaram danificados com o acidente, a estimativa da quantidade de materiais radioactivos libertados para o meio ambiente foi bastante difícil. Para estimar a

dimensão das libertações foi necessário analisar as condições do núcleo, quantidade de material radioactivo aderido ao edifício, dados gerais do meio ambiente e a densidade de contaminação do solo.

8.2.1 – Libertações

Na Figura 45 pode observar-se as doses de radiação na área circundante à central passado um ano do acidente.

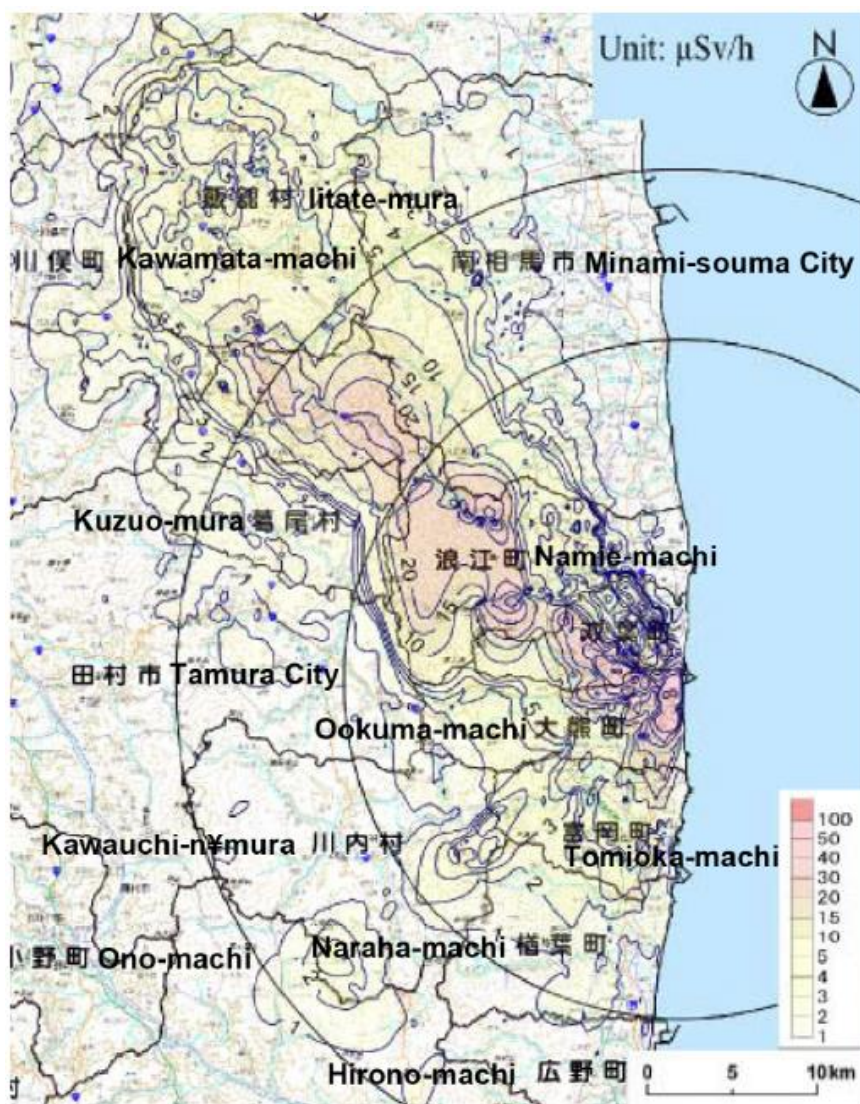


Figura 45: Doses na área de Fukushima um ano após o acidente; figura retirada de [38]

Na Figura 46 é mostrada a percentagem de residentes exposta a diferentes níveis de radiação durante o acidente.

É estimado que 167 trabalhadores tenham sido expostos a mais de 100 mSv quando lidavam com o acidente [24].

Os trabalhadores que auxiliaram nos estados primordiais do acidente foram expostos a uma dose maior que aquela definida por lei:

- Duas trabalhadoras (sexo feminino) da TEPCO excederam o limite da dose legal (5 mSv por 3 meses) [2]
- Seis trabalhadores (sexo masculino) da TEPCO excederam o limite da dose legal de emergência (250 mSv, limite revisto legalmente durante o acidente) [2]

Na Tabela 15 tem-se um resumo das doses a que trabalhadores foram expostos.

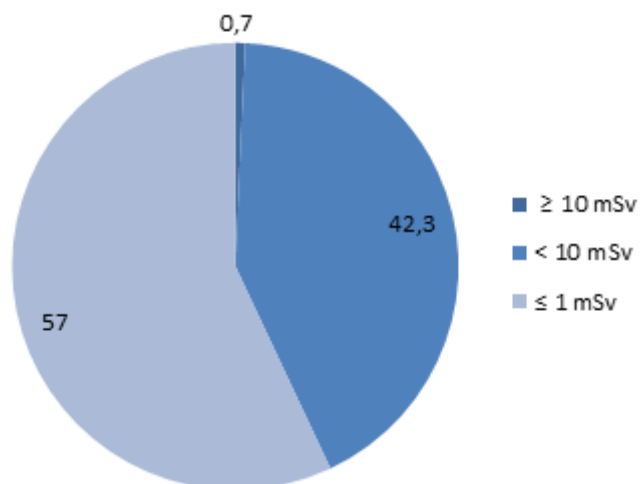


Figura 46: Percentagem dos residentes expostos a diferentes doses de radiação; dados retirados da referência [24]

Tabela 15: Resumo das doses recebidas pelos trabalhadores no acidente de Fukushima-I; dados retirados da referência [38]

mSv	Designação	# Trabalhadores
>250	Dose temporária de emergência para trabalhadores	9
100-250	100: Limite máximo para trabalhadores de emergência	136
50-100	50: Limite máximo para trabalhadores (de radiação)	333
20-50		3 422
<20		19 405
Total		53 685
289-659	Trabalhador masculino, 40 anos	1
284-654	Trabalhador masculino, 30 anos	1
264-497	20, 30, 50 anos	6

Já que com a chegada do tsunami à central 5000 dosímetros pessoais activos (APDs) ficaram inutilizáveis, apenas 320 puderam ser utilizados para esse efeito, dificultando a monitorização da exposição dos trabalhadores à exposição [2]. Apesar de ter havido vários casos a exceder o limite da dose, não houve lesões entre todos os trabalhadores de emergência devido à radiação.

Houve restrições impostas a certos alimentos (durante e depois do acidente) uma vez que amostras recolhidas registavam concentrações de isótopos radioactivos acima dos limites.

8.2.1.1 – Libertação de materiais radioactivos para a atmosfera

A libertação de materiais radioactivos durante o acidente de Fukushima Dai-ichi deu-se aquando das operações de ventilação das unidades 1 a 3 (para evitar consequências mais graves) e das explosões dos R/B das unidades 1, 3 e 4.

A libertação de material radioactivo foi restrita nas actividades de ventilação das unidades 1 e 3. No entanto, tal não aconteceu na ventilação da unidade 2 [2]. Como consequência, a quantidade de material radioactivo na ventilação da unidade 2 foi superior às das unidades 1 e 3.

Na Figura 47, publicada pela TEPCO no relatório final do acidente, pode observar-se registo da evolução da dose de radiação no ar consoante as operações de ventilação efectuadas durante o acidente. Na Figura 48 e Figura 49 tem-se uma estimativa mais recente, publicada de Março de 2013, [41], das libertações radioactivas de ^{131}I e ^{137}Cs de 12 a 20 de Março de 2011.

Segundo a Figura 48, tem-se que o maior pico de libertação de ^{137}Cs deu-se aquando da explosão de Hidrogénio da unidade 1, tendo-se registado uma actividade de 8.9×10^{14} Bq/h.

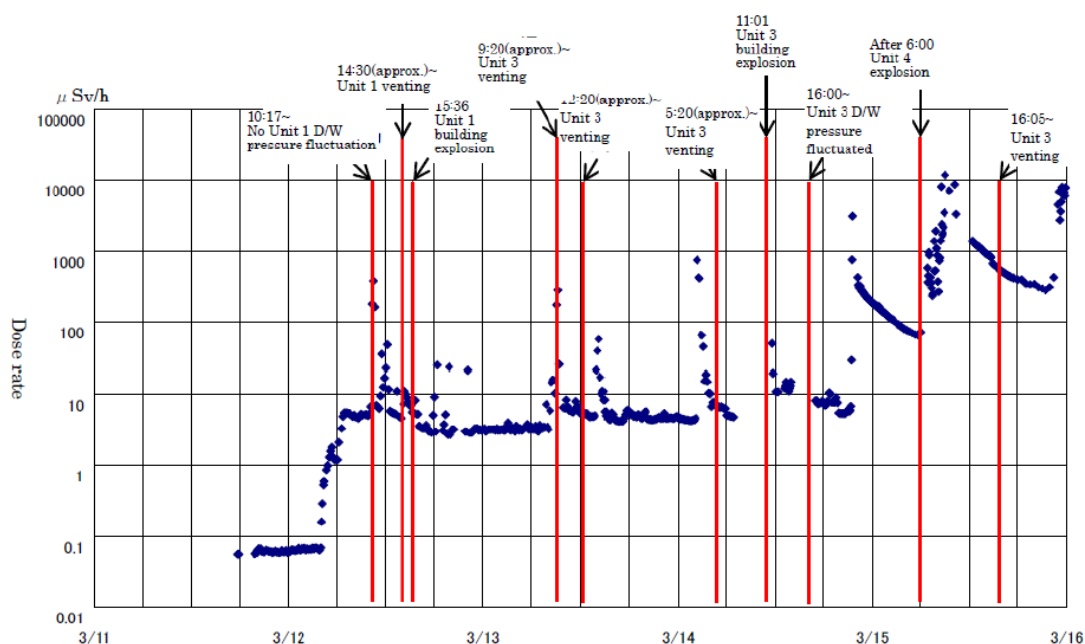


Figura 47: Taxas registadas nas imediações da central ao longo do tempo registadas pela TEPCO; gráfico retirado da referência [2]

Os dados mostram que a 15 de Março houve um aumento significativo de contaminação. Paralelamente, a pressão do PCV da unidade 2 baixou consideravelmente e foi visto fumo branco a sair do R/B desta unidade [2]. Uma vez que o vento nesse dia era predominante na direcção noroeste e que choveu nas áreas contaminadas em questão, é possível que este aumento de contaminação se tenha dado devido às libertações do R/B observadas na unidade 2 (nesse dia).

A 16 de Março de 2011 foi registada uma grande flutuação na taxa da dose radioactiva presente na atmosfera. Pensa-se que tal foi causado por libertação de material radioactivo proveniente da unidade 3, que foi vista a libertar fumo branco às 8h30 desse dia [2].

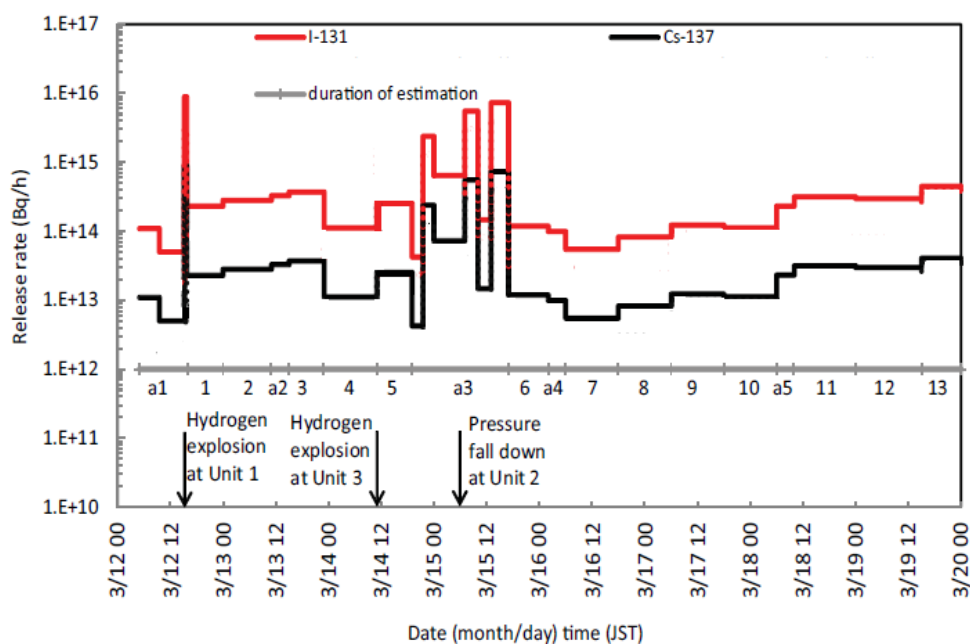


Figura 48: Variação da liberação de ^{131}I e ^{137}Cs entre 12 e 20 de Março de 2011 [41]

No. of release period	Release period (month/day time JST)	Release duration (h)	Release rate of ^{137}Cs (Bq h ⁻¹)	Release rate of ^{131}I (Bq h ⁻¹)
a1	3/12 05:00-3/12 09:30	4.5	$1.1\text{E} + 13$	$1.1\text{E} + 14$
a1	3/12 09:30-3/12 15:30	6	$5.0\text{E} + 12$	$5.0\text{E} + 13$
a1	3/12 15:30-3/12 16:00	0.5	$8.9\text{E} + 14$	$8.9\text{E} + 15$
1	3/12 16:00-3/13 00:00	8	$2.3\text{E} + 13$	$2.3\text{E} + 14$
2	3/13 00:00-3/13 11:00	11	$2.8\text{E} + 13$	$2.8\text{E} + 14$
a2	3/13 11:00-3/13 15:00	4	$3.3\text{E} + 13$	$3.3\text{E} + 14$
3	3/13 15:00-3/13 23:00	8	$3.7\text{E} + 13$	$3.7\text{E} + 14$
4	3/13 23:00-3/14 11:00	12	$1.1\text{E} + 13$	$1.1\text{E} + 14$
5	3/14 11:00-3/14 19:00	8	$2.5\text{E} + 13$	$2.5\text{E} + 14$
a3	3/14 19:00-3/14 21:30	2.5	$4.2\text{E} + 12$	$4.2\text{E} + 13$
a3	3/14 21:30-3/15 00:00	2.5	$2.4\text{E} + 14$	$2.4\text{E} + 15$
a3	3/15 00:00-3/15 07:00	7	$7.3\text{E} + 13$	$6.4\text{E} + 14$
a3	3/15 07:00-3/15 10:00	3	$5.5\text{E} + 14$	$5.5\text{E} + 15$
a3	3/15 10:00-3/15 13:00	3	$1.5\text{E} + 13$	$1.5\text{E} + 14$
a3	3/15 13:00-3/15 17:00	4	$7.3\text{E} + 14$	$7.3\text{E} + 15$
6	3/15 17:00-3/16 02:00	9	$1.2\text{E} + 13$	$8.3\text{E} + 14$
a4	3/16 02:00-3/16 06:00	4	$9.9\text{E} + 12$	$6.9\text{E} + 14$
7	3/16 06:00-3/16 18:00	12	$5.5\text{E} + 12$	$3.8\text{E} + 14$
8	3/16 18:00-3/17 06:00	12	$8.2\text{E} + 12$	$5.8\text{E} + 14$
9	3/17 06:00-3/17 18:00	12	$1.2\text{E} + 13$	$5.0\text{E} + 14$
10	3/17 18:00-3/18 06:00	12	$1.1\text{E} + 13$	$4.6\text{E} + 14$
a5	3/18 06:00-3/18 10:00	4	$2.3\text{E} + 13$	$9.5\text{E} + 14$
11	3/18 10:00-3/19 00:00	14	$3.1\text{E} + 13$	$1.3\text{E} + 15$
12	3/19 00:00-3/19 15:00	15	$3.0\text{E} + 13$	$1.2\text{E} + 15$
13	3/19 15:00-3/20 00:00	9	$4.1\text{E} + 13$	$4.5\text{E} + 14$

Figura 49: Taxa de liberação e duração das liberações de ^{137}Cs e ^{131}I entre 12 e 20 de Março de 2011. Os períodos mostrados na primeira coluna, referem-se àqueles mostrados na Figura 48. Tabela retirada da referência [41]

Na Tabela 16 estão descritos os volumes estimados de material radioactivo libertados para atmosfera pela TEPCO e outras organizações. Nesta, verifica-se que nenhuma das liberações, estimada por qualquer organização é comparável com as liberações que sucederam no acidente de Chernobyl (valores de Chernobyl sempre, pelo menos, 3 vezes superiores aos estimados do acidente de Fukushima-I). A 12 de Abril, as autoridades japonesas declararam que foi estimado que as liberações radioactivas das unidades 1 a 3 (em conjunto) foi 10% das liberações radioactivas do acidente de Chernobyl [18].

Os materiais radioactivos libertados chegaram à costa Oeste dos EUA a 16/17 de Março de 2011 [18]. As concentrações medidas a 18 de Março em Sacramento, CA de ^{131}I e ^{137}Cs foram de 0.165 mBq/m³ e 0.002 mBq/m³, respectivamente [18]. Estes valores são 500 e 20000 vezes inferiores, respectivamente, aos registados depois do acidente de Chernobyl [18]. Em perspectiva, num dia típico, os americanos são alvos de radiação natural 100 000 vezes superior à concentração de radiação registada vinda do Japão [18].

Segundo a referência [41], entre 12 de Março e 1 de Maio de 2013 foram libertados para a atmosfera cerca de 2.0×10^{17} Bq e 1.3×10^{16} Bq de ^{131}I e ^{137}Cs , respectivamente. Comparando com a Tabela 14, constatamos que foi libertado cerca de 1.7% do ^{131}I e 0.4% do ^{137}Cs estimados no núcleo da unidade 1.

Tabela 16: Estimativa por várias organizações de volumes de material radioactivo libertado para a atmosfera entre Março e Abril de 2011; valores retirados de [2]

Organização	Período	Libertações (Bq)			
		Gases Nobres	^{131}I	^{134}Cs	^{137}Cs
TEPCO	12-31/03/2011	~ 500	~ 500	~ 10	~ 10
JAEA, NSC (12/04-12/05/2011)	11/03-5/04/2011	-	150	-	13
JAEA, NSC (22/08/2011)	12/3-5/4/2011	-	130	-	11
JAEA (6/3/2012)	11/3-1/4-2011	-	120	-	9
Nuclear Industry and Safety Agency (12/4/2012)	-	-	130	-	6.1
Nuclear Industry and Safety Agency (6/6/2011)	-	-	160	18	15
Nuclear Industry and Safety Agency (16/2/2012)	-	-	150	-	8.2
Institut de Radioprotection et de Sureté Nucléaire, France	12-22/3/2011	2000	200	30	
Referência – Acidente Central Nuclear Chernobyl		6500	1800	-	85

8.2.1.2 – Libertação de materiais radioactivos para o oceano

Uma parte dos radionuclídeos libertados para a atmosfera depositaram-se no oceano Pacífico. Outra fonte de contaminação do oceano foi a fuga da água utilizada para arrefecer os reactores para o mar.

Foi descoberta água altamente contaminada nos edifícios das turbinas, abaixo do nível do mar. Esta água deverá ter sido proveniente daquela que inundou os R/B das unidades da central e a utilizada para manter o nível de águas nas SFPs.

Uma vez que havia o risco desta água altamente contaminada escapar do edifício das turbinas para o oceano, tomou-se a decisão de transferi-la para as instalações centralizadas ambientais. Uma vez que estas instalações também foram inundadas pelo tsunami, foi necessário a TEPCO obter uma autorização da NISA para poder escoar esta água, fracamente contaminada, para o oceano. Esta autorização foi dada como medida de emergência uma vez que a alternativa traria consequências ambientais maiores. Assim, a 4 de Abril foram libertados 10.393 m³ de água contaminada para o oceano, com uma actividade de 1×10^{11} Bq [2],

correspondente a 0.00001 % do inventário no reactor da unidade 1 um dia após o acidente calculado na secção 7.3.

Antes que a transferência de água altamente contaminada pudesse ser feita, houve uma fuga de 520 m³ de água com mais de 4.7x10¹⁵ Bq para o oceano da unidade 2 a 2 de Abril [2]. Semelhantemente, a 11 de Abril, houve fuga da unidade 3 de 250 m³ com 2.0x10¹¹ Bq [2]. As fugas foram contidas com a maior brevidade possível e os possíveis futuros pontos de fuga reforçados e foi posta em circulação água salgada com purificantes como maneira de mitigar a contaminação em caso de fuga.

Na Tabela 17 são apresentados as estimativas quantidade de material radioactivo libertado para o oceano (valores computados para o porto de Fukushima Dai-ichi). Na Figura 50 é mostrada a estimativa da referência [41] das concentrações de ¹³⁴Cs no oceano Pacífico a 20 de Março, 10 de Abril e 1 de Maio de 2011.

Tabela 17: Volumes estimados de libertação de isótopos radioactivos no porto de Fukushima Dai-ichi de 26 de Março a 30 de Setembro de 2011; dados retirados de [2]

Nuclídeo	Bq			
	26 – 31/3/2011	1/4 – 30/6/2011	1/7 – 30/9/2011	TOTAL
¹³¹ I	6.1	4.9	5.7x10 ⁻⁶	11
¹³⁴ Cs	1.3	2.2	1.9x10 ⁻²	3.5
¹³⁷ Cs	1.3	2.2	2.2x10 ⁻²	3.6

8.2.2 – Exposição da população à radiação

O padrão da deposição de radionuclídeos pouco depois de um acidente nuclear depende da composição da libertação e as condições meteorológicas, em particular direcção do vento e ocorrência de precipitações durante a passagem da nuvem radioactiva. Os radionuclídeos com tempo de vida curta, tal como ¹³¹I (semivida de 8 dias), são os principais contribuidores para a exposição humana a curto prazo, enquanto a longo prazo existem poucos radionuclídeos que dominam, tal como o ¹³⁴Cs (2 anos de meia vida) e o ¹³⁷Cs (30 anos de semivida). As doses de radiação recebidas durante o segundo e subsequentes anos ao acidente são esperadas que sejam consideravelmente menores que durante o primeiro ano, mesmo sem a aplicação de métodos de remediação.

A experiência do acidente de Chernobyl mostrou que a taxa de dose efectiva diminuiu durante o primeiro ano após o acidente principalmente devido ao decaimento radioactivo de radionuclídeos com tempo curto de vida, mas que durante a década que se seguiu a diminuição deveu-se ao decaimento do Césio e à sua migração para o solo. Espera-se que o mesmo aconteça com Fukushima-I com uma emissão de radiação menor que no caso do acidente de Chernobyl [42].

Utilizando uma abordagem conservadora, é estimado que durante o primeiro ano após o acidente a dose efectiva por individuo esteja de acordo com a Tabela 18. As doses características da tiróide estão apresentadas na Tabela 19. Para comparação, tem-se que a dose efectiva por ano por fontes de radiação de origem humana é de 3 mSv e por fontes de radiação natural de 2.4 mSv. A partir destes valores e dos valores das tabelas percebe-se que apenas na área de Fukushima houve uma exposição extraordinária a radiação.

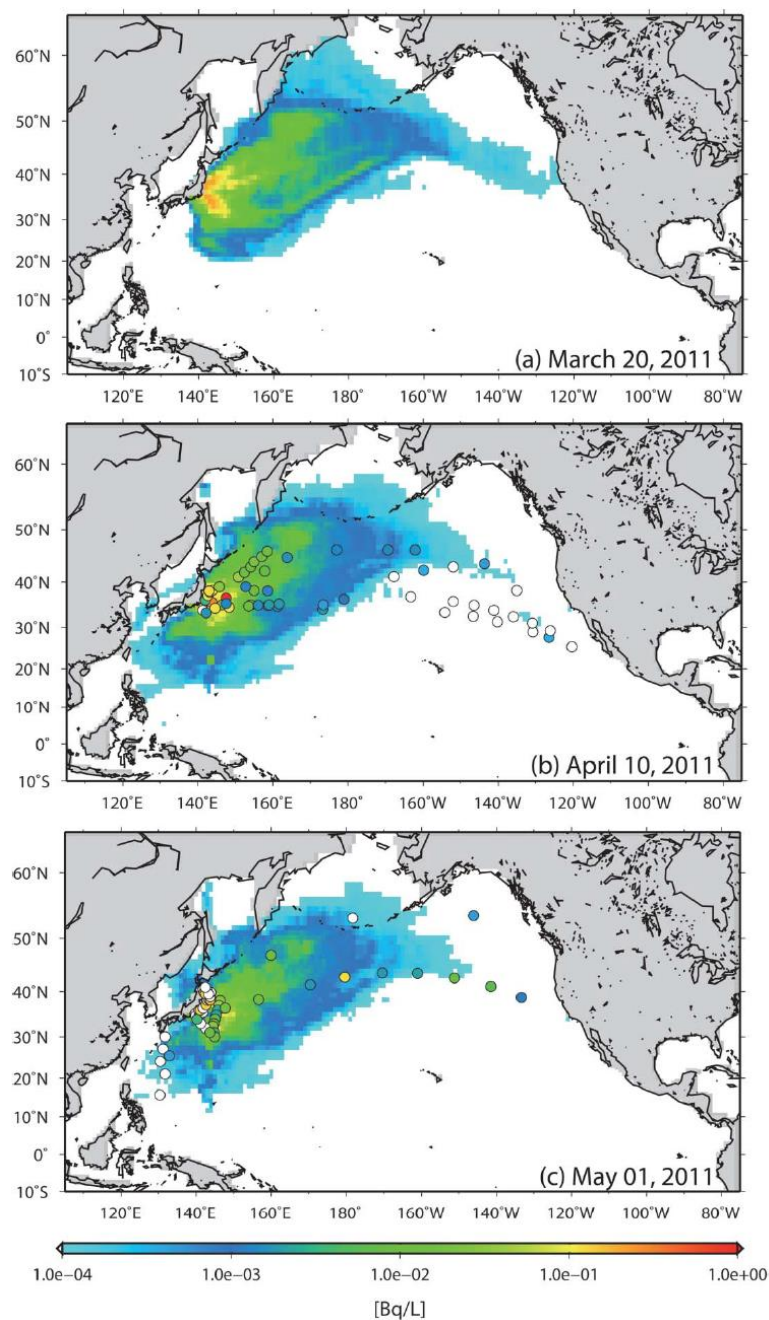


Figura 50: Distribuição horizontal da concentração de ^{134}Cs à superfície do oceano Pacífico da simulação feita na referência [41] a: (a) 20 de Março de 2011, (b) 10 de Abril de 2011, (c) 1 de Maio de 2011. Os círculos coloridos mostram a concentração de ^{134}Cs existente nas amostras recolhidas a: (b) 31 de Março a 18 de Abril de 2011, (c) 21 de Abril a 17 de Maio de 2011. Figura retirada da referência [41]

Tabela 18: Dose efectiva por indivíduo em vários locais durante o primeiro ano após o acidente de Fukushima-I; dados retirados da referência [42]

Localidade	Dose Efectiva (mSv)
Dois locais com maior concentração da Prefeitura de Fukushima	10-50
Resto da Prefeitura de Fukushima	1-10
Japão (resto)	0.1-1
Mundo (resto)	<<0.01

Tabela 19: Doses características da tiróide por indivíduo em vários locais durante o primeiro ano após o acidente de Fukushima-I; dados retirados da referência [42]

Localidade	Dose Tiróide (mSv)
Zonas mais expostas de Fukushima	10-100
Japão (resto)	1-10
Mundo (resto)	<<0.01

A população em redor da central foi exposta externa e internamente à radiação. Fora das áreas de Fukushima, o tipo de exposição dominante é a interna, a partir de ingestão de alimentos contaminados. Para prevenir tal tipo de exposição, foram rapidamente estabelecidas doses permitidas em conteúdos alimentares e água e estabelecimento de monitorização dos mesmos.

É considerado que o aumento da incidência de doenças humanas devido à exposição extra a radiação causa pelo acidente de Fukushima-I permanecerá, provavelmente, abaixo dos níveis de deteção.

Capítulo 9

Conclusões

O acidente nuclear na central nuclear Fukushima-I, operada pela TEPCO, deveu-se ao tsunami que atingiu a central às 15h30 de 11 de Março de 2011. Este tsunami teve magnitude 9.1 e foi consequente do sismo de Tohoku-Chihou-Taiheiyo-Oki. O sismo teve magnitude 9.0 na escala de Richter e foi sentido na central às 14h46 de 11 de Março de 2011, menos de 1h antes do tsunami atingir a central.

A resposta da central ao sismo decorreu como planeado: todos os reactores em operação (os das unidades 1 a 3) entraram em paragem automático e os EDGs começaram a trabalhar assim que o fornecimento externo de electricidade falhou.

Com a chegada do tsunami, a situação na central de Fukushima-I degradou-se. As instalações foram inundadas e a maioria do equipamento e maquinaria ficou danificada. Como consequência, à excepção de um gerador a *diesel* na unidade 6, a central ficou sem qualquer fornecimento de electricidade, causando um apagão de longa duração nunca antes verificado na história da indústria nuclear. Como a electricidade foi perdida, todos os reactores e SFPs ficaram sem sistemas de arrefecimento e todo o equipamento de monitorização de operação foi perdido.

Apesar de todas as medidas existentes para prevenção e gestão de acidentes e medidas proactivas tomadas, é considerado que não havia preparação para lidar com um tsunami com a magnitude do que atingiu a central a 11 de Março de 2011. Com este acidente percebeu-se que apesar de alguns estudos indicarem a possibilidade de tsunamis da magnitude sentida, estes nunca foram considerados como uma ameaça, tanto para a operadora como para as entidades reguladoras. É necessário reforçar a preparação para tsunamis de forma a prevenir acidentes com causas semelhantes no futuro.

Neste trabalho foi estimado, por 5 métodos diferentes, o calor residual libertado pelo combustível do reactor da unidade 1 para vários momentos depois da paragem do reactor. Os resultados destas estimativas estão apresentados, resumidamente, no gráfico da Figura 29. A partir das estimativas, consegue confirmar-se que a 12 de Março de 2011 a potência residual do reactor de 1F1 era de, aproximadamente, 6 MWt, tal como divulgados pela TEPCO em [34]. Como seria de esperar, a potência do calor residual libertado por um reactor depois da paragem do reactor é inferior a 10% da potência térmica de operação do reactor e que, após os primeiros momentos, esta decresce exponencialmente. Isto mostra a importância da refrigeração do núcleo nos primeiros instantes após o *shutdown*, situação que falhou no acidente em Fukushima-I. A partir destas, foi estimado que a potência de calor residual da SFP da unidade 1 era de 2% da potência térmica de operação do reactor. A partir deste valor, é perceptível que como uma SFP pode conter diversos quartos de núcleo com diferentes tempos de arrefecimento, a falta de refrigeração da mesma pode ser tão ou mais perigosa que a falta de refrigeração no núcleo. Para ilustrar este cenário, foi calculado, utilizando uma abordagem conservadora, o tempo de evaporação até ao TAF (4 m) na falta de refrigeração de uma SFP de 10x10x10 m contendo apenas ¼ do combustível da unidade 1. A Figura 34 mostra a relação calculada entre o tempo de evaporação dos 600 m³ em questão consoante o tempo de arrefecimento de combustível presente na SFP. Por

exemplo, caso o combustível esteja armazenado na piscina há apenas um dia, esta demora a evaporar cerca de 3 dias e 16 h até atingir o TAF.

Uma vez que houve falha de refrigeração dos núcleos e das SFPs em Fukushima-I havia a preocupação que os núcleos fossem expostos, danificando o combustível. A altas temperaturas, a reacção de oxidação do Zircónio, elemento constituinte da bainha de revestimento do combustível, é acelerada, reacção que é exotérmica, que faz aumentar mais a temperatura do combustível. A partir desta reacção de oxidação, é produzido hidrogénio. Considera-se que esta é a principal fonte de hidrogénio que deu origem às explosões nas diversas unidades (1, 3 e 4). Já que não há evidências que o núcleo da unidade 4 ter sido danificado, pensa-se que o Hidrogénio responsável pela explosão do R/B desta unidade teve origem nas operações de ventilação da unidade 3. Isto associado ao facto das explosões das unidades 1 e 3 terem danificado a unidade 2, põe em causa o projecto da central, com reactores em série, uma vez que problemas numa unidade causaram estragos em unidades adjacentes.

Para prevenir explosões de hidrogénio, os reactores estavam preparados com vários sistemas para eliminar o hidrogénio no PCV, tal como sistema de ventilação e recombinadores de hidrogénio. Foram realizadas várias operações de ventilação, sendo esta uma das origens de libertação de material radioactivo para a atmosfera. Apesar de existirem recombinadores, estes provavelmente não funcionaram após o SBO. Actualmente, foram encomendados recombinadores autocalíticos passivos (PARs), já comuns em reactores do ocidente, para equipar os reactores japoneses uma vez que mesmo em situação de SBO estes continuam a funcionar [43].

Foi estimado o inventário total de Fukushima com base na quantidade de combustível presente na central apresentada na Tabela 13. As estimativas foram comparadas com a referência [32] e estão apresentadas na Tabela 14.

Uma vez que na sequência do acidente foram relatadas doses de radiação muito altas em diversos pontos da instalação, estimaram-se as doses causadas pelo núcleo do reactor da unidade 1 a partir de uma estimativa feita da actividade total do núcleo de 1F1 após a paragem do mesmo, apresentadas na Figura 37. As estimativas das doses estão sumarizadas na Figura 40 e Figura 41. Tem-se que a 1 dia após a paragem a 0 m do reactor 1F1, tinha-se 10^7 - 10^8 mSv/h e 9 meses depois ainda 10^6 - 10^8 mSv/h. Estimou-se ainda a diferença da propagação da dose efectiva em diferentes meios até 30 m do reactor, mostrado na Figura 42. A partir deste gráfico percebe-se que apesar da água não ser tão eficaz na atenuação como o betão, é um meio adequado para o efeito nomeadamente para as SFP já que por 1 m a taxa de dose equivalente desce 4 ordens de grandeza. No entanto, a partir as mesmas figuras vê-se que caso a radiação percorra pelo ar mesmo 30 m a taxa é ainda bastante alta. A partir destas conclusões é possível compreender a importância da contenção.

A evacuação da população foi feita tendo em consideração que a população não deveria ser exposta a mais de 20 mSv/ano, que representa cerca $2 \times 10^{-8}\%$ da dose presente a 0 m do núcleo de 1F1 1 dia após a paragem do reactor. O perímetro de evacuação foi estendido até 30 km da central e mais de 160 000 pessoas foram evacuadas. A evacuação foi mal comunicada e preparada. A evacuação causou cerca de 1200 DRDs fazendo questionar se a dimensão e duração da evacuação é justificável.

Como resultado das condições deterioradas na central, tais como as explosões de R/B (unidades 3 e 4), fugas e/ou operações de ventilação (controladas ou não), foram libertados materiais radioactivos para o meio ambiente. Foi libertado cerca de 1.7% do ^{131}I e 0.4% do ^{137}Cs estimados no núcleo da unidade 1. No entanto, foi estimado pela TEPCO que as libertações em conjunto das unidades 1 a 3 foram cerca de apenas 10% das libertações do acidente de Chernobyl. Os materiais radioactivos libertados para a atmosfera chegaram à costa Oeste dos EUA a 16/17 de Março de 2011 [18]. As concentrações medidas a 18 de Março em Sacramento, CA, de ^{131}I e ^{137}Cs foram de 0.165 mBq/m³ e 0.002 mBq/m³, respectivamente. Estes valores são 500 e 20000 vezes inferiores, respectivamente, aos registados depois do acidente de Chernobyl. Analisando as estimativas feitas por [42] quanto à exposição da população e sabendo que a dose efectiva por ano por fontes de radiação de origem humana é de 3 mSv e por fontes de radiação natural de 2.4 mSv, percebe-se que apenas na área de Fukushima houve uma exposição extraordinária a radiação. É considerado que o aumento da incidência de doenças humanas devido à exposição extra a radiação causa pelo acidente de Fukushima-I permanecerá, provavelmente, abaixo dos níveis de detecção.

A resposta burocrática não esteve ao nível do acidente. Tanto não havia medidas para responder ao acidente, como não havia condições para seguir o planeado. Pela primeira vez a situação exigiu uma resposta unificada das diferentes entidades envolvidas, tendo que interagir em conjunto para conseguir responder prontamente ao acidente. O acidente também revelou uma falha de condições para receber ajuda internacional, importante nestas situações. Não havia como receber a ajuda nem quem pudesse geri-la.

A gestão do acidente foi dificultada não só devido aos constrangimentos tecnológicos impostos pelo acidente que impediam uma comunicação fácil entre as diferentes entidades envolvidas, mas também a fraca cooperação entre estas. Este aspecto deve ser trabalhado no futuro de modo a que haja uma relação de confiança e transparência entre as diferentes entidades, facilitando a operação das centrais nucleares e gestão de possíveis acidentes nucleares. É considerado que a NISA falhou na sua responsabilidade como líder de gestão de acidentes nucleares.

O acidente na central Fukushima-I teve classificação 7 na escala INES, semelhantemente a Chernobyl. Foi o primeiro em que se verificou acidentes em mais que um reactor simultaneamente. O seu mediatismo levou ao abalo da confiança alcançada nos últimos anos de estabilidade da indústria nuclear por parte do público. Planos futuros por todo o mundo quanto à indústria foram repensados e foi anunciado o desmantelamento de centrais nucleares por todo o mundo, nomeadamente a de Fukushima-I (unidades 1 a 4).

Com o acidente, à semelhança do que aconteceu no passado, percebeu-se que terá de haver reformas na indústria. Este levantou a questão se foi acertada a decisão tomada da operação de reactores antigos, de tecnologia largamente ultrapassada, ao invés da construção de novos reactores da 3ª geração. O acidente de Fukushima-I veio também levantar dúvidas quanto à estratégia de construção de diversos reactores muito próximos uns dos outros. Esta construção foi feita por razões económicas (custa sempre menos fazer o n-ésimo reactor na mesma localização), mas também leva à partilha de infra-estruturas e equipamentos, partilha essa que não pode diminuir a capacidade de resposta em caso de acidente.

Tendo sido este um acidente em condições nunca antes pensadas, tiveram de ser tomadas acções nunca antes tentadas. A partir da experiência trazida pelo acidente, é perceptível que muita regulamentação tem de

ser actualizada e mesmo alterada e que as relações entre as várias entidades envolvidas na indústria nuclear devem ser fortalecidas. Uma vez que o acidente teve consequências para a população japonesa e mundial, é necessário a melhoria da comunicação e cooperação nacional e internacional.

Referências

- [1] International Atomic Energy Agency, "Nuclear Power Plants Information. Number of Reactors Operation Worldwide," 21st of June of 2008.
- [2] Tokyo Electric Power Company, Inc., "Fukushima Nuclear Accident Analysis Report," June 20, 2012.
- [3] Kenneth S. Krane, *Introductory Nuclear Physics*. 1988: John Wiley & Sons.
- [4] Jack Holl, "Argonne National Laboratory, 1946-96," 1997.
- [5] Rick Michal, "Fifty years ago in December: Atomic reactor EBR-I produced first electricity," November 2001.
- [6] The National Museum of American History. (2000) Fast Attacks & Boomers, Submarines in the Cold War. [Online]. <http://americanhistory.si.edu/subs/history/subsbeforenuc/revolution/nautilus.html>
- [7] Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD). (14, Junho) OECD Nuclear Energy Agency (NEA). [Online]. <http://www.oecd-neo.org/janis/>
- [8] National Regulatory Commission, "Boiling Water Reactor (BWR) Systems," in *Reactor Concepts Author - Boiling Water Reactor Systems*. United States of America: National Regulatory Commission, Picture owned by NRC.
- [9] Bal Raj Sehgal, *Nuclear Safety in Light Water Reactors: Severe Accident Phenomenology*.: Academic Press Inc, 1st February 2012.
- [10] Masa Takubo, "Nuclear or not? The complex and uncertain politics of Japan's post-Fukushima energy policy," *Bulletin of the Atomic Scientists*, September 2011. [Online]. <http://bos.sagepub.com/content/67/5/19>
- [11] Tennessee Valley Authority. Tennessee Valley Authority. [Online]. <http://tva.com/75th/images/timeline/KX-8742.jpg>
- [12] International Nuclear Safety Advisory Group, "Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1, INSAG-12," International Atomic Energy Agency, Austria, October, 1999. [Online]. http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/P082_scr.pdf
- [13] IAEA & OECD/NEA, , Leaflet for public information.
- [14] World Nuclear News, "Fukushima moved to Level 7," *World Nuclear News*, April 2011, World Nuclear Association. [Online]. http://www.world-nuclear-news.org/RS_Fukushima_moved_to_Level_7_1204111.html
- [15] G. Saji, Assurance of Seismic Safety by Defense-in-Depth and Safety Goals: Lessons Learned from the Chuetsu-Oki Earthquake (2007), May 11-15, 2008, Article in: Proceedings of the 16th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE16.
- [16] Jan-Erik Holmberg, Jukka Rossi, Michael Knochenhauer Lisa Bengtsson, "Probabilistic Safety Goals for Nuclear Power Plants; Phases 2-4/Final Report," Nordic Nuclear Safety Research, May 2011.
- [17] José G. Marques, "Environmental characteristics of the current Generation III nuclear power plants," in *WIREs Energy Environ.*: John Wiley & Sons, Ltd., 2013.
- [18] J. G. Marques, "Safety of Nuclear Fission Reactors: Learning from Accidents," in *Nuclear energy Encyclopedia: Science, Technology and Applications*, 1st ed., Jay H. Lehr and Thomas B. Kingery Steven B. Krivit, Ed.: John Wiley & Sons, Inc., 2011.

- [19] CEA/DAM. (2011, Mars) CEA Direction des applications militaires, Sciences de la Terre et de l'Environnement. [Online]. http://www-dase.cea.fr/actu/dossiers_scientifiques/2011-03-11/index.html
- [20] Robert J. Geller, and Viacheslav K. Gusiakov Johannis Nöggerath, "Fukushima: The myth of safety, the reality of geoscience," *Bulletin of the Atomic Scientists*, 2011.
- [21] EERI, "Learning from Earthquakes - The Tohoku, Japan, Tsunami of March 11, 2011: Effects on Structures," *EERI Special Earthquake Report*, September 2011.
- [22] E. Carvalho, H. Degee, P. Fajfar, M. Fardis, P. Franchin, M. Kreslin, A. Pecker, P. Pinto, A. Plumier, H. Somja, G. Tsionis P. Bisch, "Eurocode 8: Seismic Design of Buildings Worked Examples," Lisbon, 978-92-79-23068-4, 2011.
- [23] Raquel Margarida Garcia Peixoto de Oliveira, Estratégias de Segurança em Centrais Nucleares de 3ª Geração, Outubro 2011, Dissertação de Mestrado.
- [24] The National Diet of Japan, The Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission, "The official report of The Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission, Executive Summary," The National Diet of Japan, 2012.
- [25] EPRI, "Fukushima Daiichi Accident - Technical Causal Factor Analysis," Palo Alto, CA, 1024946, 2012.
- [26] Tsuyoshi Inajima & Yuji Okada, "Japanese Quake Forces Evacuation Near Nuclear Reactor; Oil Refinery Burns," *Bloomberg*, March 2011. [Online]. <http://www.bloomberg.com/news/2011-03-11/cosmo-oil-refinery-set-on-fire-nuclear-power-reactors-shut-by-earthquake.html>
- [27] Fredrik Nimander, Investigation of Spent Nuclear Fuel Pool Coolability, 2011, Master Thesis, Royal Institute of Technology.
- [28] Nuclear Engineering International. (2010, November) Nuclear Engineering International Magazine. [Online]. www.neimagazine.com/features/featureinside-japanese-outages
- [29] Weston M. Stacey, *Nuclear Reactor Physics*.: Wiley-VCH Verlag GmbH & Co., 2007.
- [30] American Nuclear Society, "Decay Heat Power in Light Water Reactor an American National Standard," May 2005.
- [31] Wm. J. Garland, "Decay Heat Estimates for MNR," McMaster Nuclear Reactor, McMaster University, Ontario, 1999.
- [32] V. Hannstein, M. Wehrfritz G. Pretzsch, Radioactive Inventory at the Fukushima NPP, 2011, Eurosafe Forum, towards convergence of technical nuclear practices in Europe.
- [33] Genn Saji, General Plant and Fuel Design Data of Fukushima Dai-ichi, March 31, 2012.
- [34] TEPCO, "The Evaluation Status of Reactor Core Damage at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units 1 to 3," Tokyo, 30/11/2011.
- [35] Tuomo Sevón, Molten Core – Concrete Interactions in Nuclear Accidents: Theory and Design of an Experimental Facility, October 6, 2005, Master Thesis, Helsinki University of Technology.
- [36] J. G. Beckerley (Eds.) T. J. Thompson, *The Technology of Nuclear Reactor Safety, vol II*. Cambridge: MIT Press, 1973.

- [37] Donald F. Cowgill, Robert H. Nilson Rion A. Causey, "Review of the Oxidation Rate of Zirconium Alloys," Livermore, California, 2005.
- [38] Genn Saji, A Post Accident Safety Analysis Report of the Fukushima Accident - Future Direction of Evacuation: Lessons Learned -, 2013, Proceedings of the 21st International Conference on Nuclear Engineering, ICONE21-16526.
- [39] Genn Saji, Update of the evacuation situation, April 2012, e-mail update.
- [40] Incident and Emergency Center, International Atomic Energy Agency, "Incident and Emergency Center, International Atomic Energy Agency," IAEA, November 29, 2012.
- [41] Takuya Kobayashi, Haruyasu Nagai, Masamichi Chino, Hideyuki Kawamuri, "Source term estimation of atmospheric release due to the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident by atmospheric and oceanic dispersion simulations," *Journal of Nuclear Science and Technology*, March 2013.
- [42] World Health Association, "Preliminary Dose Estimation from the nuclear accident after the 2011 Great East Japan Earthquake and Tsunami," Switzerland, 978 92 4 150366 2, 2012.
- [43] Nuclear Engineering International. (2012, October) Nuclear Engineering International. [Online]. <http://www.neimagazine.com/news/newsareva-to-supply-hydrogen-recombiners-to-japanese-reactors>
- [44] World Nuclear Association, "World Nuclear Power Reactors 2007-08 and Uranium Requirements," March 17, 3rd of March of 2008. [Online]. http://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear_power
- [45] Virtual Expedition of the UN Seahorse. [Online]. <http://www.gdrc.org/oceans/un-seahorse/ocean.html>
- [46] Laurent Jolivet, *La Déformation des Continents*. Paris: Hermann, Éditeurs des Sciences et des Arts, 1997.
- [47] International Atomic Energy Agency. (20, June) IAEA - International Atomic Energy Agency. [Online]. <http://www.iaea.org/pris/>

Anexos

Anexo 1 – Parâmetros λ_i e α_i para o ^{238}U e ^{235}U	1
Anexo 2 – Resultados Origen das actividades (em Ci/tHM) dos produtos de cisão mais relevantes para vários momentos após a sua paragem (núcleo de 1F1)	2
Anexo 3 – Resultados Origen das actividades (em Ci/tHM) dos actínídeos mais relevantes para vários momentos após a sua paragem (núcleo de 1F1).....	4
Anexo 4 – Resultados Origen das actividades (em Ci/kg de Zircaloy) dos produtos de activação mais relevantes para vários momentos após a sua paragem (núcleo de 1F1)	5

Anexo 1 – Parâmetros λ_i e α_i para o ^{238}U e ^{235}U ¹

^{238}U	
α	λ
3.9368E-01 ¹⁾	4.3427E+00
7.4588E-01	1.7114E+00
1.2169E+00	6.0572E-01
5.2820E-01	1.9429E-01
1.4805E-01	6.9788E-02
4.5980E-02	1.8809E-02
1.0406E-02	6.1265E-03
1.6991E-03	1.3799E-03
6.9102E-04	5.2799E-04
1.4736E-04	1.6145E-04
2.4049E-05	4.8419E-05
6.9288E-06	1.5644E-05
6.4927E-07	5.3610E-06
4.3556E-07	2.1689E-06
1.6020E-07	6.3343E-07
2.3089E-08	1.2879E-07
2.5481E-09	2.5604E-08
3.5071E-11	9.1544E-09
6.3399E-11	7.3940E-10
4.1599E-14	2.4731E-10
5.3295E-16	1.9594E-13
1.6695E-18	6.4303E-14
4.1058E-16	6.4229E-14

^{235}U	
α	λ
5.2800E-04 ¹⁾	2.7216E+00
6.8588E-01	1.0256E+00
4.0752E-01	3.1419E-01
2.1937E-01	1.1788E-01
5.7701E-02	3.4365E-02
2.2530E-02	1.1762E-02
3.3392E-03	3.6065E-03
9.3667E-04	1.3963E-03
8.0899E-04	6.2608E-04
1.9572E-04	1.8924E-04
3.2609E-05	5.5074E-05
7.5827E-06	2.0971E-05
2.5189E-06	9.9940E-06
4.9836E-07	2.5401E-06
1.8523E-07	6.6332E-07
2.6592E-08	1.2281E-07
2.2356E-09	2.7163E-08
8.9582E-12	3.2955E-09
8.5968E-11	7.4225E-10
2.1072E-14	2.4681E-10
7.1219E-16	1.5596E-13
8.1126E-17	2.2573E-14
9.4678E-17	2.0503E-14

¹ Dados retirados da referência [30]

Anexo 2 – Resultados Origen das actividades (em Ci/tHM) dos produtos de cisão mais relevantes para vários momentos após a sua paragem² (núcleo de 1F1)

	1.0D	14.0D	30.0D	90.0D	270.0D
XE133	1,38E+06	2,75E+05	3,33E+04	1,20E+01	5,61E-10
LA140	1,24E+06	6,63E+05	2,79E+05	1,08E+04	6,26E-01
BA140	1,17E+06	5,77E+05	2,42E+05	9,38E+03	5,44E-01
CE141	1,16E+06	8,76E+05	6,22E+05	1,73E+05	3,73E+03
ZR95	1,13E+06	9,83E+05	8,26E+05	4,31E+05	6,14E+04
NB95	1,10E+06	1,09E+06	1,04E+06	7,14E+05	1,29E+05
PR143	1,06E+06	5,81E+05	2,57E+05	1,20E+04	1,21E+00
RU103	1,05E+06	8,35E+05	6,29E+05	2,18E+05	9,11E+03
MO99	1,01E+06	3,82E+04	6,76E+02	1,83E-04	0,00E+00
TC99M	9,66E+05	3,68E+04	6,51E+02	1,76E-04	0,00E+00
RH103M	9,46E+05	7,52E+05	5,67E+05	1,97E+05	8,22E+03
Y91	8,43E+05	7,24E+05	5,99E+05	2,94E+05	3,49E+04
I132	8,27E+05	5,20E+04	1,73E+03	4,95E-03	1,13E-18
TE132	8,02E+05	5,05E+04	1,68E+03	4,80E-03	1,13E-18
CE144	7,86E+05	7,61E+05	7,32E+05	6,32E+05	4,08E+05
PR144	7,86E+05	7,61E+05	7,32E+05	6,32E+05	4,08E+05
SR89	6,57E+05	5,50E+05	4,42E+05	1,94E+05	1,64E+04
CE143	6,57E+05	9,36E+02	2,94E-01	2,15E-14	0,00E+00
I133	6,55E+05	2,00E+01	5,54E-05	8,00E-26	0,00E+00
I131	6,50E+05	2,15E+05	5,42E+04	3,07E+02	5,61E-05
RH105	4,88E+05	1,08E+03	5,83E-01	3,21E-13	0,00E+00
NB97	4,40E+05	1,31E+00	1,89E-07	4,23E-33	0,00E+00
ZR97	4,38E+05	1,21E+00	1,75E-07	3,93E-33	0,00E+00
ND147	4,38E+05	1,94E+05	7,12E+04	1,66E+03	2,09E-02
NB97M	4,15E+05	1,15E+00	1,66E-07	3,69E-33	0,00E+00
XE135	3,52E+05	2,97E-05	5,68E-18	0,00E+00	0,00E+00
RU106	3,30E+05	3,22E+05	3,13E+05	2,79E+05	1,99E+05
RH106	3,30E+05	3,22E+05	3,13E+05	2,79E+05	1,99E+05
PM149	2,81E+05	4,78E+03	3,18E+01	2,17E-07	0,00E+00
Y93	2,07E+05	1,04E-04	3,72E-16	0,00E+00	0,00E+00
SM153	1,90E+05	1,85E+03	6,18E+00	3,22E-09	0,00E+00
PM148	1,58E+05	3,04E+04	4,52E+03	2,94E+02	1,43E+01
SR91	1,47E+05	1,91E-05	1,30E-17	0,00E+00	0,00E+00
PM147	1,21E+05	1,23E+05	1,23E+05	1,19E+05	1,04E+05
I135	1,07E+05	6,68E-10	2,19E-27	0,00E+00	0,00E+00
CS134	9,62E+04	9,50E+04	9,36E+04	8,86E+04	7,51E+04
Y91M	9,33E+04	1,21E-05	8,23E-18	0,00E+00	0,00E+00
CS137	8,58E+04	8,57E+04	8,56E+04	8,53E+04	8,44E+04
BA137M	8,12E+04	8,11E+04	8,10E+04	8,07E+04	7,98E+04

² Programa gerou resultados com 1 t de combustível; todos os nuclídeos com actividades nulas foram retirados

	1.0D	14.0D	30.0D	90.0D	270.0D
EU156	7,76E+04	4,29E+04	2,07E+04	1,34E+03	3,61E-01
PM151	7,62E+04	3,74E+01	3,17E-03	1,71E-18	0,00E+00
TE127	6,79E+04	1,42E+04	7,93E+03	5,19E+03	1,65E+03
Y90	6,59E+04	6,43E+04	6,42E+04	6,39E+04	6,32E+04
SR90	6,43E+04	6,42E+04	6,41E+04	6,39E+04	6,31E+04
SB127	6,32E+04	6,08E+03	3,41E+02	6,93E-03	5,92E-17
PD109	6,00E+04	6,32E-03	1,64E-11	0,00E+00	0,00E+00
AG109M	6,00E+04	6,66E-03	3,24E-04	2,96E-04	2,26E-04
TE131M	5,86E+04	4,34E+01	6,08E-03	2,16E-17	0,00E+00
PR145	4,59E+04	9,06E-12	4,25E-31	0,00E+00	0,00E+00
AG111	4,20E+04	1,25E+04	2,83E+03	1,07E+01	5,68E-07
XE133M	4,01E+04	8,57E+02	5,42E+00	3,06E-08	0,00E+00
CS136	3,31E+04	1,66E+04	7,14E+03	2,98E+02	2,18E-02
TE129M	3,26E+04	2,49E+04	1,79E+04	5,19E+03	1,27E+02
Y92	2,91E+04	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
TE129	2,69E+04	1,62E+04	1,17E+04	3,38E+03	8,24E+01
PM148M	2,31E+04	1,86E+04	1,42E+04	5,20E+03	2,53E+02
PR142	1,89E+04	2,33E-01	2,11E-07	4,63E-30	0,00E+00
LA141	1,83E+04	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
RU105	1,76E+04	1,22E-17	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
XE135M	1,72E+04	1,07E-10	3,50E-28	0,00E+00	0,00E+00
TE131	1,32E+04	9,76E+00	1,37E-03	4,86E-18	0,00E+00
AG112	1,24E+04	2,63E-01	4,67E-07	1,27E-28	0,00E+00
PD112	1,05E+04	2,22E-01	3,94E-07	1,07E-28	0,00E+00
SB125	9,84E+03	9,80E+03	9,72E+03	9,34E+03	8,25E+03
IN115M	9,68E+03	1,70E+02	1,22E+00	2,01E-02	1,22E-03
PR144M	9,43E+03	9,13E+03	8,78E+03	7,59E+03	4,89E+03
TE127M	9,02E+03	8,57E+03	7,76E+03	5,30E+03	1,69E+03
CD115	8,92E+03	1,56E+02	1,08E+00	8,43E-09	0,00E+00
SN125	8,59E+03	3,38E+03	1,07E+03	1,43E+01	3,42E-05
NB95M	8,19E+03	7,27E+03	6,13E+03	3,20E+03	4,55E+02
Total	2,48E+07	1,14E+07	8,42E+06	4,65E+06	1,98E+06

Anexo 3 – Resultados Origen das actividades (em Ci/tHM) dos actínídeos mais relevantes para vários momentos após a sua paragem³ (núcleo de 1F1)

	1.0D	14.0D	30.0D	90.0D	270.0D
NP239	1,02E+07	2,22E+05	2,01E+03	7,35E+00	7,35E+00
U237	4,84E+05	1,27E+05	2,47E+04	5,43E+01	2,26E+00
NP238	1,24E+05	1,75E+03	9,33E+00	3,93E-02	3,92E-02
PU241	9,53E+04	9,51E+04	9,49E+04	9,42E+04	9,20E+04
CM242	3,29E+04	3,12E+04	2,91E+04	2,26E+04	1,05E+04
AM242	2,16E+04	7,85E+00	7,82E+00	7,81E+00	7,80E+00
PU243	4,36E+03	1,10E-08	1,10E-08	1,10E-08	1,10E-08
PU238	1,38E+03	1,40E+03	1,41E+03	1,44E+03	1,50E+03
CM244	6,05E+02	6,04E+02	6,03E+02	5,99E+02	5,88E+02
PU240	4,32E+02	4,32E+02	4,32E+02	4,32E+02	4,32E+02
PU239	2,98E+02	3,01E+02	3,01E+02	3,01E+02	3,01E+02
AM244	2,82E+02	1,42E-07	5,08E-19	0,00E+00	0,00E+00
AM241	1,22E+02	1,27E+02	1,34E+02	1,59E+02	2,32E+02
CM243	1,06E+01	1,06E+01	1,06E+01	1,06E+01	1,04E+01
AM242M	7,86E+00	7,86E+00	7,86E+00	7,85E+00	7,83E+00
AM243	7,35E+00	7,35E+00	7,35E+00	7,35E+00	7,35E+00
NP240M	3,76E+00	9,34E-07	1,14E-07	1,14E-07	1,14E-07
U240	3,73E+00	9,27E-07	1,14E-07	1,14E-07	1,14E-07
NP236M	1,38E+00	9,26E-05	6,74E-10	3,66E-29	0,00E+00
U234	1,36E+00	1,36E+00	1,36E+00	1,36E+00	1,37E+00
PU242	9,77E-01	9,77E-01	9,77E-01	9,77E-01	9,77E-01
PU237	8,68E-01	7,12E-01	5,58E-01	2,24E-01	1,45E-02
TH231	4,66E-01	2,65E-02	2,64E-02	2,64E-02	2,64E-02
TH234	3,19E-01	3,19E-01	3,19E-01	3,19E-01	3,19E-01
PA234M	3,19E-01	3,19E-01	3,19E-01	3,19E-01	3,19E-01
U238	3,19E-01	3,19E-01	3,19E-01	3,19E-01	3,19E-01
PA232	2,74E-01	2,82E-04	5,94E-08	9,73E-22	0,00E+00
U236	2,51E-01	2,51E-01	2,51E-01	2,51E-01	2,51E-01
PU236	2,47E-01	2,46E-01	2,43E-01	2,34E-01	2,07E-01
NP237	2,30E-01	2,33E-01	2,34E-01	2,35E-01	2,35E-01
PA233	2,27E-01	2,29E-01	2,30E-01	2,34E-01	2,35E-01
AM240	1,25E-01	1,77E-03	9,37E-06	2,75E-14	0,00E+00
CM245	3,87E-02	3,87E-02	3,87E-02	3,87E-02	3,87E-02
AM245	2,85E-02	7,71E-10	7,07E-10	6,21E-10	4,21E-10
U235	2,64E-02	2,64E-02	2,64E-02	2,64E-02	2,64E-02
PU245	2,29E-02	3,15E-11	3,92E-22	0,00E+00	0,00E+00
U232	7,20E-03	7,29E-03	7,39E-03	7,76E-03	8,76E-03
CM241	6,86E-03	5,34E-03	3,92E-03	1,24E-03	3,86E-05
CM246	5,52E-03	5,52E-03	5,52E-03	5,52E-03	5,52E-03
Total	1,10E+07	4,80E+05	1,54E+05	1,20E+05	1,06E+05

³ Programa gerou resultados com 1 t de combustível; todos os nuclídeos com actividades nulas foram retirados

Anexo 4 – Resultados Origen das actividades (em Ci/kg de Zircaloy) dos produtos de activação mais relevantes para vários momentos após a sua paragem⁴ (núcleo de 1F1)

	1.0D	14.0D	30.0D	90.0D	270.0D
GD159	1,19E+04	1,06E-01	6,45E-08	3,19E-31	0,00E+00
TB160	5,16E+03	4,56E+03	3,91E+03	2,20E+03	3,92E+02
TB161	3,44E+03	9,36E+02	1,89E+02	4,63E-01	6,84E-09
GD153	5,77E+02	5,56E+02	5,31E+02	4,47E+02	2,67E+02
H3	2,33E+02	2,33E+02	2,32E+02	2,30E+02	2,24E+02
EU156	1,69E+02	9,33E+01	4,49E+01	2,91E+00	7,85E-04
CD115	1,65E+02	2,89E+00	1,99E-02	1,56E-10	0,00E+00
CO60	1,17E+02	1,17E+02	1,16E+02	1,14E+02	1,07E+02
MO99	9,40E+01	3,55E+00	6,29E-02	1,70E-08	0,00E+00
ZN65	7,73E+01	7,45E+01	7,12E+01	6,00E+01	3,60E+01
NA24	6,92E+01	3,79E-05	7,45E-13	0,00E+00	0,00E+00
W187	6,38E+01	7,50E-03	1,09E-07	7,96E-26	0,00E+00
P32	6,30E+01	3,36E+01	1,55E+01	8,43E-01	1,37E-04
EU154	2,20E+01	2,19E+01	2,18E+01	2,16E+01	2,07E+01
SN117M	1,87E+01	9,80E+00	4,44E+00	2,28E-01	3,08E-05
S35	1,77E+01	1,60E+01	1,41E+01	8,80E+00	2,13E+00
CD115M	1,68E+01	1,37E+01	1,07E+01	4,20E+00	2,56E-01
CR51	1,65E+01	1,19E+01	7,97E+00	1,78E+00	1,97E-02
CO58	1,35E+01	1,18E+01	1,01E+01	5,63E+00	9,65E-01
RE188	1,18E+01	2,06E-01	1,76E-01	9,64E-02	1,60E-02
HO166	1,14E+01	4,91E-02	1,74E-03	8,34E-09	6,18E-21
IN114M	1,06E+01	8,85E+00	7,08E+00	3,06E+00	2,46E-01
EU155	1,04E+01	1,04E+01	1,03E+01	1,01E+01	9,41E+00
IN114	1,02E+01	8,47E+00	6,77E+00	2,92E+00	2,35E-01
FE55	6,75E+00	6,69E+00	6,61E+00	6,33E+00	5,55E+00
W185	5,64E+00	5,00E+00	4,31E+00	2,48E+00	4,71E-01
CU64	4,96E+00	2,00E-07	1,58E-16	0,00E+00	0,00E+00
SN119M	3,73E+00	3,60E+00	3,44E+00	2,90E+00	1,75E+00
RE186	2,66E+00	2,45E-01	1,30E-02	2,14E-07	0,00E+00
SN125	1,50E+00	5,89E-01	1,86E-01	2,49E-03	5,97E-09
ZN69	1,47E+00	2,20E-07	8,74E-16	0,00E+00	0,00E+00
ZN69M	1,37E+00	2,05E-07	8,14E-16	0,00E+00	0,00E+00
SN121	1,31E+00	4,10E-04	1,99E-08	1,33E-24	0,00E+00
AG110M	1,29E+00	1,24E+00	1,19E+00	1,01E+00	6,12E-01
NI63	1,25E+00	1,25E+00	1,25E+00	1,25E+00	1,25E+00
SB125	1,16E+00	1,16E+00	1,15E+00	1,10E+00	9,74E-01
AG109M	9,23E-01	8,96E-01	8,75E-01	8,00E-01	6,11E-01
CD109	9,14E-01	8,96E-01	8,75E-01	8,00E-01	6,11E-01
MN54	7,15E-01	6,94E-01	6,70E-01	5,87E-01	3,94E-01
Total	2,23E+04	6,75E+03	5,23E+03	3,13E+03	1,07E+03

⁴ Programa gerou resultados com 1 kg de Zircaloy; todos os nuclídeos com actividades nulas foram retirados