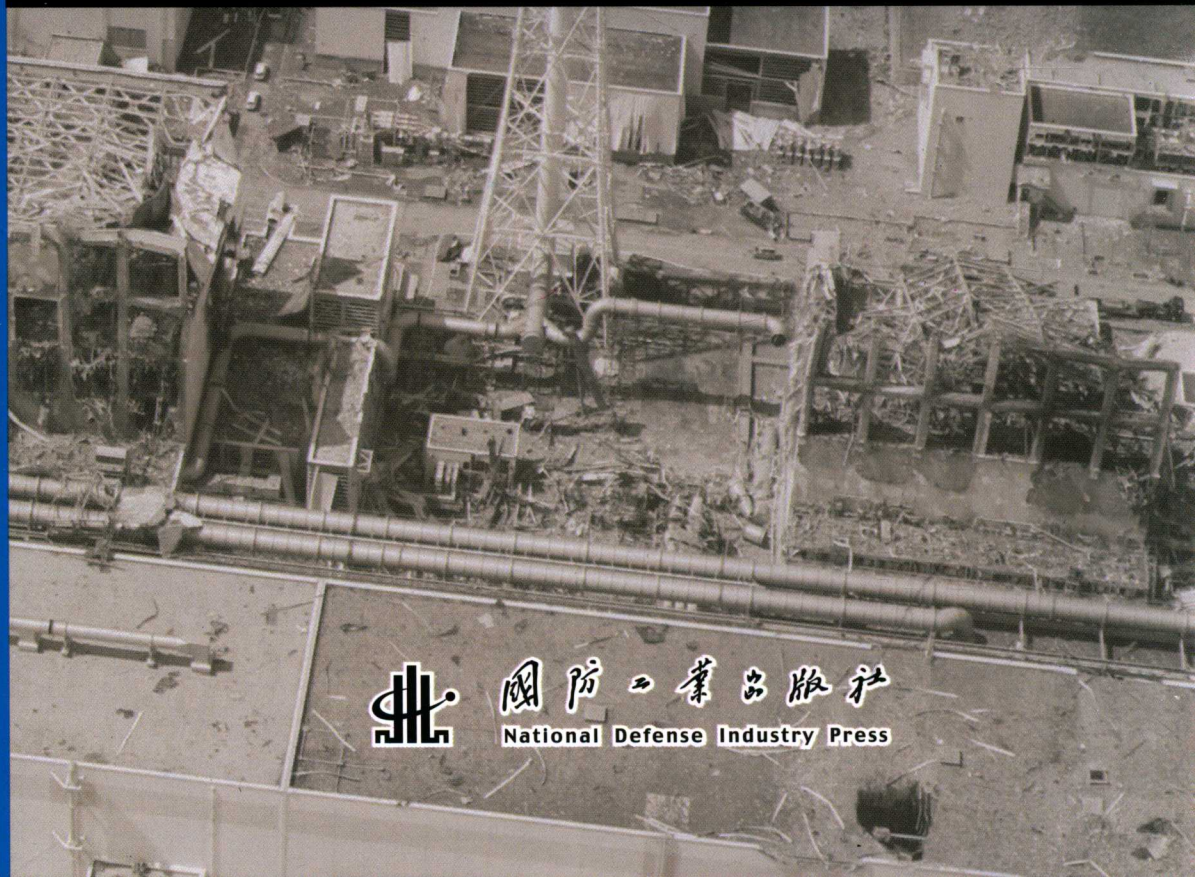


# 福岛核事故应急

FUDAO HESHIGU YINGJI



主 编 王永红  
副主编 刘志亮 刘冰



国防工业出版社  
National Defense Industry Press

内容简介

# 福岛核事故应急

主 编 王永红  
副主编 刘志亮 刘冰



国防工业出版社

·北京·

## 内 容 简 介

本书分析了福岛核事故发生的主要原因,放射性物质的泄漏、危害及影响;重点研究了福岛核事故应急指挥中的组织体系、信息手段和决策活动,厂区应急行动中的应急力量组成、反应堆与乏燃料池冷却和放射性物质扩散控制,场外应急行动中的辐射监测、环境沾染消除和医学救援等内容;分析了日本自卫队的应急救援行动和国际社会的应对措施;全面总结了福岛核事故应急的经验和教训,提出了福岛核事故应急对我国核应急工作的启示。

本书可为我国核应急领域的指挥管理人员、科研技术人员,以及高校和研究单位的教师、学生提供参考和借鉴。

### 图书在版编目(CIP)数据

福岛核事故应急/王永红主编. —北京:国防工业出版社,  
2015.5

ISBN 978-7-118-09991-1

I. ①福... II. ①王... III. ①放射性事故—处理—  
日本 IV. ①TL732

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2015)第 081187 号

※

国防工业出版社出版发行

(北京市海淀区紫竹院南路 23 号 邮政编码 100048)

三河市腾飞印务有限公司印刷

新华书店经售

\*

开本 787×1092 1/16 插页 3 印张 13¼ 字数 316 千字

2015 年 5 月第 1 版第 1 次印刷 印数 1—3000 册 定价 45.00 元

(本书如有印装错误,我社负责调换)

国防书店:(010)88540777

发行邮购:(010)88540776

发行传真:(010)88540755

发行业务:(010)88540717

## 编 审 人 员

审 定 王 璟 朱建新 张卫华 张高林

李树广 周 炯 王晓南 吴明飞

主 编 王永红

副主编 刘志亮 刘 冰

编 写 (按照姓氏笔画排序)

王永红 卢志彬 田丛卉 冯长启

刘 伟 刘 冰 刘志亮 来永芳

吴江峰 周 畅 秦婉云 鲁 远

统 稿 王永红

校 对 刘志亮 刘 冰

# 前 言

福岛核事故是继苏联切尔诺贝利核事故后人类历史上又一次严重的核灾难。为了遏制事态恶化,最大限度减轻事故影响,达到保护公众和环境的目的,日本投入了大量人力、物力、财力和时间进行处置,经过三年多的努力,放射性物质泄漏基本得到控制,部分地区也已恢复生产生活,事故应急取得阶段性效果。我国拥有完整的核工业体系和大量核设施,核应急作为核安全纵深防御中的最后一个环节,是降低和避免核事故危害的重要举措,系统研究福岛核事故应急的特点和规律,对提升我国核应急能力具有十分重要的借鉴意义。

福岛核事故发生后,课题组一直跟踪日本政府处置福岛核事故进展,收集、整理、翻译了大量福岛核事故应急的资料,综合分析了事故发生的原因,事态进程,放射性物质泄漏、危害及影响,重点分析了福岛核事故应急的指挥和行动。针对指挥体系、指挥手段和指挥效果,研究了日本核应急指挥与支持机构、指挥信息系统和指挥活动内容;针对事态控制和危害降低,研究了反应堆与乏燃料池冷却、放射性物质扩散控制等场内应急行动,针对公众防护和环境保护,研究了辐射监测、环境沾染消除和医学救援等场外应急行动。此外,本书也对日本自卫队救援行动和国际应急支援力量的作用进行了探讨,总结了福岛核事故应急的经验、教训和启示。

在研究福岛核事故应急中,本书注重内容的系统性、客观性和应用性。在系统性方面,根据核应急体系构成,全面分析了核事故应急指挥、应急行动、信息发布、应急保障和应急支援等要素;在客观性方面,书中引用文献基本来自日本官方和国际原子能机构(IAEA),主要包括:原子力灾害对策本部、原子力规制委员会、相关省厅(文部科学省、经济产业省、环境省、农林水产省、厚生劳动省、防卫省和国土交通省等)、独立调查委员会、原子力安全保安院、东电公司以及IAEA发布的法规、标准、报告、计划和数据等;在应用性方面,总结了厂区工程抢险、辐射监测和环境沾染消除等具体的核应急程序、方法及装备等。

本书由王永红担任主编,刘志亮、刘冰担任副主编。第一章由周畅、鲁远撰写,第二章由刘志亮、田丛卉撰写,第三章由王永红、刘冰撰写,第四章由刘志亮撰写,第五章由来永芳、秦婉云撰写,第六章由王永红、卢志彬撰写,第七章由刘志亮、吴江峰撰写,第八章由刘冰、刘伟撰写,第九章由刘冰、冯长启撰写,第十章由王永红撰写。

在撰写过程中,课题组得到各级领导的高度重视和各位专家、同仁的鼎力帮助。王璟、朱建新、张卫华、张高林、王晓楠和吴明飞教授,李树广和周炯副研究员多次提出宝贵



# 目 录

第一章 福岛核事故概述	1
第一节 福岛第一核电站概况	1
第二节 核事故发生主要原因及过程	10
第三节 核事故放射性物质泄漏	20
第二章 福岛核事故危害及影响	25
第一节 人员受照及避难情况	25
第二节 环境与食品污染	28
第三节 政治、社会及经济影响	32
第四节 对世界核电发展的影响	34
第三章 福岛核事故应急指挥	37
第一节 核应急指挥与支持机构	37
第二节 核应急指挥信息系统	47
第三节 核应急指挥活动	53
第四节 核事故信息通报与发布	58
第四章 福岛核事故厂区应急	65
第一节 厂内人员疏散	65
第二节 厂区应急力量	67
第三节 厂区电源恢复与事态监控	72
第四节 反应堆与乏燃料池冷却	75
第五节 放射性物质控制与监测	79
第五章 福岛核事故辐射监测	92
第一节 辐射监测组织筹划	92
第二节 地面辐射监测	97
第三节 海洋辐射监测	106
第四节 其他辐射监测	117
第五节 辐射监测数据汇总、处理及发布	119

第六章 福岛核事故环境沾染消除	122
第一节 环境沾染消除法规文件	122
第二节 环境沾染消除组织筹划	125
第三节 环境沾染消除行动	131
第四节 污染物收集、转运与保管	143
第七章 福岛核事故医学救援与应急保障	150
第一节 医学救援	150
第二节 应急保障	154
第八章 自卫队参加核事故应急救援	158
第一节 自卫队核应急部队派遣	158
第二节 自卫队参加核应急救援的主要行动	160
第三节 自卫队参加核应急救援特点及不足	164
第九章 国际社会的应对措施及支援	170
第一节 环境辐射监测	170
第二节 入境人员、货物和运输工具的辐射检测	174
第三节 国际社会核应急支援	177
第十章 福岛核事故应急的经验、教训与启示	182
第一节 福岛核事故应急的主要经验	182
第二节 福岛核事故应急的主要教训	187
第三节 福岛核事故应急的启示	195
缩略语	201
附图 海洋辐射监测点分布图	202
参考文献	209



# 第一章 福岛核事故概述

2011年3月11日,日本发生了震惊世界的巨大自然灾害,在地震和海啸的共同作用下,福岛第一核电站先后失去外部和内部电源,冷却系统出现故障并失效后,各机组相继发生爆炸和堆芯熔毁,最终导致放射性物质大量泄漏。

## 第一节 福岛第一核电站概况

福岛核电站隶属日本东京电力公司,是目前世界上最大的核电站。位于北纬37度25分14秒,东经141度2分,地处日本福岛工业区,由福岛第一核电站和福岛第二核电站组成,共10台机组,均为沸水堆,总输出功率毛值为9096MW,总输出功率净值为8814MW。

### 一、基本情况

福岛第一核电站位于福岛县双叶郡大熊町,占地面积约350万 $m^2$ ,有6台机组总装机容量470万kW(见图1-1-1)。1、2号机组反应堆从美国通用电气公司引进;3、5号机组的反应堆由日本东芝公司供货,4号机组的反应堆由日本日立公司供货,6号机组的反应堆也从通用电气公司引进。6台机组的反应堆均采用通用电气的设计,但在尺寸上有所放大。



图1-1-1 福岛第一核电站全景图

1号机组采用BWR-3(Boiling Water Reactor)型沸水堆(见图1-1-2(a)),装机容量为460MW。该机组于1967年9月动工,1970年11月并网,1971年3月投入商业运营。到2011年已达到40年的设计运行寿命,按计划应在3月退役,但2月日本原子能安全保安院批准该机组延长运营10年。

2~5号机组采用BWR-4型沸水堆(见图1-1-2(b)),容量均为784MW。这些机组分别于1974年7月、1976年3月、1978年10月、1978年4月投入商业运行,到2011年运行时间已达37~33年。

6号机组采用BWR-5型沸水堆(见图1-1-2(c)),容量1100MW,1979年10月投入商业运行,到2011年已运行32年。

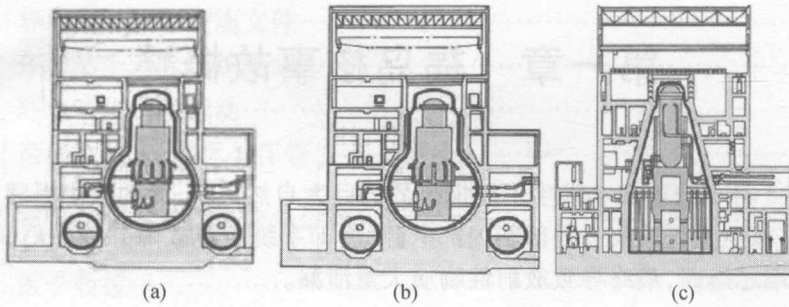


图1-1-2 福岛第一核电站反应堆类型

(a) BWR-3型沸水堆; (b) BWR-4型沸水堆; (c) BWR-5型沸水堆。

1~5号机组均采用MARK-I型安全壳,6号机组采用MARK-II型安全壳。

1~4号机组通过4路275kV线路与电网相连,5、6号机组为2路500kV。

1~5号机组各配置2台备用应急柴油机组,6号机组为3台,共13台应急柴油发电机。

福岛第一核电站基本情况见表1-1-1<sup>①</sup>。

表1-1-1 福岛第一核电站基本情况

主要参数	1号机组	2号机组	3号机组	4号机组	5号机组	6号机组
反应堆类型	BWR-3	BWR-4	BWR-4	BWR-4	BWR-4	BWR-5
容器类型	MARK-I	MARK-I	MARK-I	MARK-I	MARK-I	MARK-II
燃料棒数量/根	400	548	548	548	548	764
电输出功率/MW	460	784	784	784	784	1100
热输出功率/MW	1380	238.1	2381	2381	2381	3293
反应堆许可申请时间	1966.7.1	1967.9.18	1969.7.1	1971.8.5	1971.2.22	1971.12.21
反应堆许可时间	1966.12.1	1968.3.29	1970.1.23	1972.1.13	1971.9.23	1972.12.12
建造开始时间	1967.9.29	1969.5.27	1970.10.17	1972.5.8	1971.12.22	1973.3.16
临界时间	1970.10.10	1973.5.10	1974.9.6	1978.1.28	1977.8.26	1979.3.9
运行开始时间	1971.3.26	1974.7.18	1976.3.27	1978.10.12	1978.4.18	1979.10.24
主合同商	通用电气	通用电气/东芝	东芝	日立	东芝	通用电气/东芝

1995年,东京电力公司已计划在福岛第一核电站新建7、8号两台容量为1380MW的先进沸水堆(ABWR)机组,计划在2016年和2017年建成,由于此次核事故,这两台机组已被取消。

<sup>①</sup> The official report of The Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission. The National Diet of Japan. 2012, Chapter 1:4

## 二、沸水堆基本原理

沸水堆是轻水堆的一种,即利用轻水作为反应堆的慢化剂和冷却剂。沸水堆核电站主要由主系统(包括反应堆)、蒸汽-给水系统、反应堆辅助系统(其中包括应急堆芯冷却系统)、放射性废物处理系统、检测和控制系統、厂用电系統等组成。

反应堆堆芯的核燃料发生自持式核裂变反应,产生热量。冷却水进入反应堆,吸收裂变热后生成蒸汽。蒸汽经过反应堆上部的汽水分离器和干燥器,水分被去除,成为高干度饱和蒸汽,直接进入汽轮机,驱动汽轮发电机组发电。蒸汽做功后凝结成水,凝结水经过凝结水系统、给水回热系统,由主给水泵送入反应堆,由此形成热力循环过程,见图 1-1-3。

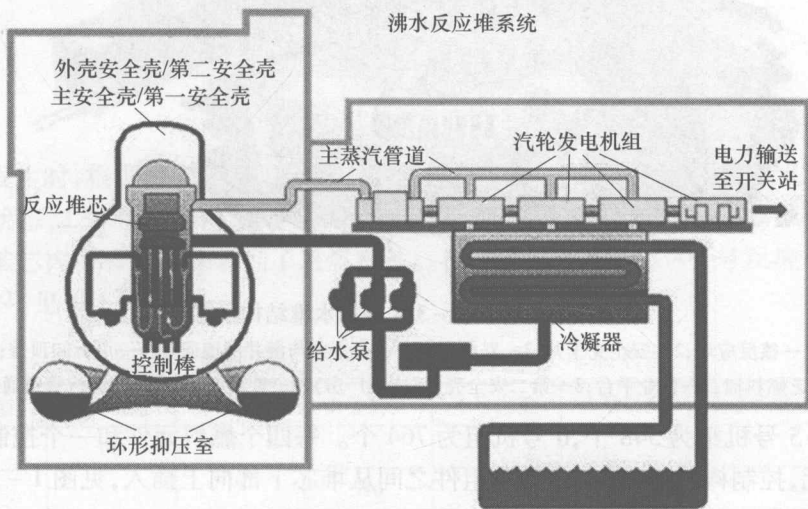


图 1-1-3 沸水堆核电站基本原理图

沸水堆与压水堆不同之处在于冷却水保持在较低的压力(约为 70 个大气压)下,水通过堆芯变成约 285℃的蒸汽,并直接被引入汽轮机。所以,沸水堆只有一个回路,省去了容易发生泄漏的蒸汽发生器,因而显得很简单。

压水堆因为一回路和蒸汽系统分开,汽轮机未受放射性的沾污,所以,容易维修。而沸水堆是堆内产生的蒸汽直接进入汽轮机,这样,汽轮机会受到放射性的沾污,所以在这方面的设计与维修都比压水堆要麻烦一些。

## 三、核事故相关系统

福岛核事故中相关的系统主要包括核反应堆、乏燃料池和安全壳等,见图 1-1-4。

### (一) 核反应堆

核反应堆由压力容器、堆芯和汽水分离器等组成,1~4 号机组反应堆运行压力为 7.0MPa,运行温度为 286℃,设计压力为 8.7MPa,设计温度为 300℃。

反应堆堆芯由燃料元件、控制棒和堆芯测量元件组成。1 号机组堆芯包含 400 个燃

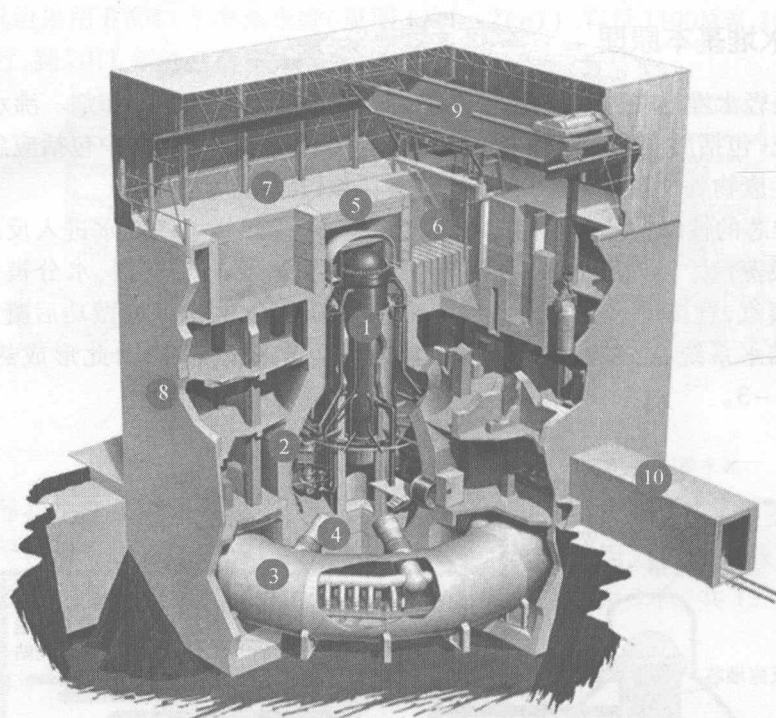


图 1-1-4 BWR-3/4 型沸水堆结构示意图

1—核反应堆;2—安全壳干井;3—安全壳湿井;4—干井与湿井的连通管;5—可拆卸顶盖;  
6—乏燃料池;7—作业平台;8—第二安全壳(反应堆厂房);9—换料行车;10—主蒸汽管道通道。

料元件,2~5号机组为548个,6号机组为764个。每四个燃料元件和一个控制棒构成一个控制单元,控制棒呈十字形,在四个组件之间从堆芯下部向上插入,见图1-1-5。

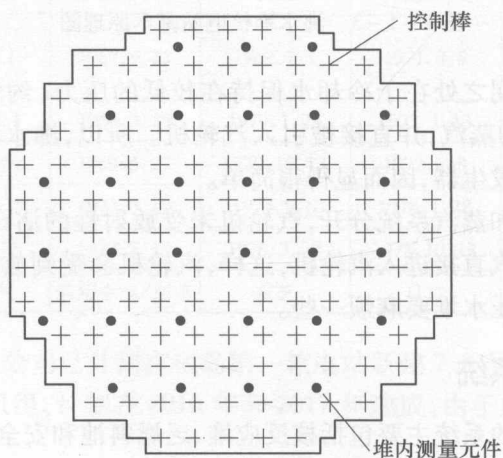


图 1-1-5 典型沸水堆堆芯布置

燃料元件主要由燃料元件盒和燃料棒组成,见图1-1-6。燃料元件盒是由Zr-4合金组成的方形薄壁长盒,作为控制棒的导向结构和盒内外及盒之间流动的分隔装置,也为

燃料元件的结构完整性起到了加强作用。燃料棒由 Zr-2 合金制成的空心圆柱燃料包壳和填入其中的若干个  $\text{UO}_2$  燃料芯块组成。

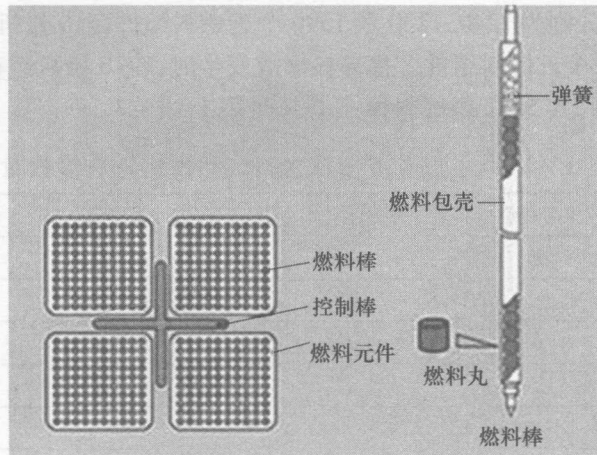


图 1-1-6 燃料元件示意图

地震发生时,根据技术规格书要求,福岛第一核电站 1 号机组处于额定电功率输出的正常运行状态,2 号和 3 号机组处于额定热参数运行状态,4~6 号机组处于检修周期,4 号机组的堆芯内所有燃料卸装到了乏燃料池。福岛第一核电站 1~6 号反应堆燃料棒共有 2808 根<sup>①</sup>,见表 1-1-2。

表 1-1-2 福岛第一核电站反应堆燃料棒

燃料棒类型	1 号机组	2 号机组	3 号机组	4 号机组	5 号机组	6 号机组	合计
8×8	68						68
9×9A			516				516
9×9B	332	548	32		548	764	2224
合计	400	548	548		548	764	2808

汽水分离器在堆芯的上部,其作用是把蒸汽和水滴分开,防止进入汽轮机造成汽轮机叶片损坏。

## (二) 乏燃料池

乏燃料池用于存放从堆芯中卸出的乏燃料,或在反应堆检修时存放临时卸出的燃料,换料时要装入的新燃料也在其中暂存。乏燃料仍会产生衰变余热,且具有放射性,需要放入水中进行冷却和屏蔽。乏燃料在水池中存放大约 3 年以后,衰变余热已经很小,可以转移到干桶里,利用空气通风系统自然冷却。乏燃料在电厂存放一定时间后,定期从电厂装船运至乏燃料后处理厂,进行再回收利用。

乏燃料池位于反应堆厂房顶部,这种布置方便卸料。换料时打开反应堆压力容器上封头,整个反应堆被水淹没,利用换料行车从堆芯把乏燃料转移到乏燃料池,整个过程在水下完成。

<sup>①</sup> 福岛原子力事故調查報告書添付資料,東京電力株式会社,平成 24 年 6 月 20 日

乏燃料池的深度为 12m 左右,水面高出燃料顶部 7m 左右(燃料组件高约 4m)。1 号机组的水池长约 12m,宽约 7m,可存储 900 个乏燃料组件;2、3、4 号机组的水池长约 12m,宽约 10m,存储容量分别为 1240、1220 和 1590 个乏燃料组件,5、6 号机组的水池存储容量分别为 1590 和 1770 个乏燃料组件。福岛核事故发生时,1~6 号机组存有 4546 根乏燃料棒和 496 根新燃料棒,共 5042 根燃料棒<sup>①</sup>,具体见表 1-1-3。

表 1-1-3 福岛第一核电站乏燃料池燃料棒数量

燃料棒类型		1 号机组	2 号机组	3 号机组	4 号机组	5 号机组	6 号机组
乏燃料	7×7	68	3				
	7×7D				1		
	8×8	6		42	4	27	144
	8×8BJ				30		
	STEP2	218	248	148	560	487	316
	STEP3-A			324			
	STEP3-B		336		736	432	416
	小计	292	587	514	1331	946	876
新燃料	STEP3-A			52			
	STEP3-B	100	28		204	48	64
	小计	100	28	52	204	48	64
合计		392	615	566	1535	994	940

除反应堆厂房内的乏燃料池外,电厂有一个乏燃料集中存放点(公用燃料池),以扩展电站的乏燃料存储能力。该公用燃料池靠近 4 号机组,长约 29m、宽约 12m、深约 11m,容积 3828m<sup>3</sup>,可以存储 6840 个乏燃料组件,发生核事故时,储存有 6375 根乏燃料棒。

干式屏蔽储存保管房位于 1 号机组和 5 号机组之间,有 5 台大型干式屏蔽储存器和 4 台中型干式屏蔽储存器,存放 89 个燃料集合体 408 根乏燃料棒。

### (三) 安全壳

沸水堆的安全壳包括第一安全壳和第二安全壳,第一安全壳起主要作用。

#### 1. 第一安全壳

第一安全壳的主要功能是包容反应堆冷却剂管道失冷事故期间所释放的能量,保护反应堆不受外部事件的损害,并包容事故期间从堆芯泄漏的裂变产物,是限制裂变产物向环境泄漏的屏障之一。图 1-1-7 为安装中的第一安全壳。

第一安全壳为“抑压型”湿式安全壳,由干井、湿井以及干井与湿井之间的连通管系三部分组成。干井为“灯泡状”钢制压力容器,除了上部可拆卸封头以外,其余表面均用混凝土衬托。干井内布置反应堆压力容器、给水管道、再循环回路以及与反应堆一回路相连的安全释放阀等设备。湿井为环形圆筒状钢制压力容器,装有大概一半高度的水,内部除布置有连通管系以外,没有其他设备。湿井具有抑压功能,故也称“抑压水池”。干井

<sup>①</sup> 福岛原子力事故调查报告书添付 9-2. 东京电力株式会社,平成 24 年 6 月 20 日

与湿井通过一套排放管系连通,一端通向干井,另一端通向湿井中的蒸汽联箱,联箱有许多下行排放管,通向抑压水池的水下。

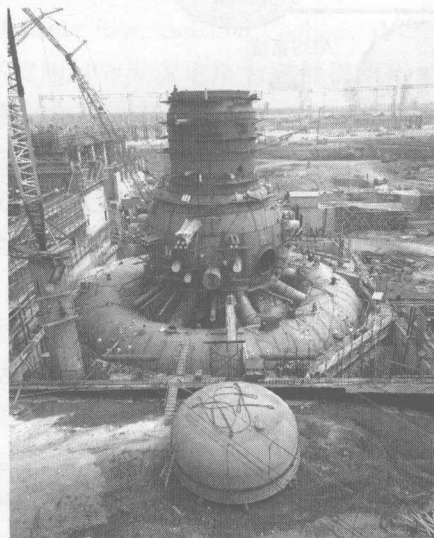


图 1-1-7 沸水堆第一安全壳

1 号机组干井和湿井的设计压力为 0.53MPa,2~4 号机组为 0.48MPa;设计温度均为 140℃,运行温度为室温,见表 1-1-4。

表 1-1-4 福岛第一核电站 1~4 号机组第一安全壳参数

机组	1 号	2 号	3 号	4 号
设计压力/MPa	0.53	0.48	0.48	0.48
运行温度/℃	室温			
设计温度/℃	140	140	140	140
干井容积/m <sup>3</sup>	3410	4240	4240	4240
湿井容积/m <sup>3</sup>	2620	3160	3160	3160
湿井内水容积/m <sup>3</sup>	1750	2980	2980	2980

## 2. 第二安全壳

第二安全壳即反应堆厂房,包容了第一安全壳、应急冷却系统、乏燃料池以及换料作业区等。第二安全壳在换料作业平台以下的部分为钢筋混凝土结构,以上部分为钢架结构。第二安全壳上部包容了换料作业平台和乏燃料池,为防止放射性物质泄漏,这部分空间保持负压。

### (四) 堆芯应急冷却系统

反应堆正常运行时,堆芯由主给水冷却,热量在汽轮机的冷凝器中被循环冷却水带走。事故工况下,反应堆与汽轮机回路隔离,依靠堆芯应急冷却系统(ECCS)提供冷却,见图 1-1-8。

ECCS 系统的功能是在反应堆被隔离时,维持反应堆内的压力和水位,控制堆芯温度低于燃料及包壳的熔化温度,并与安全壳系统配合运行,将失水事故(LOCA)时向环境排

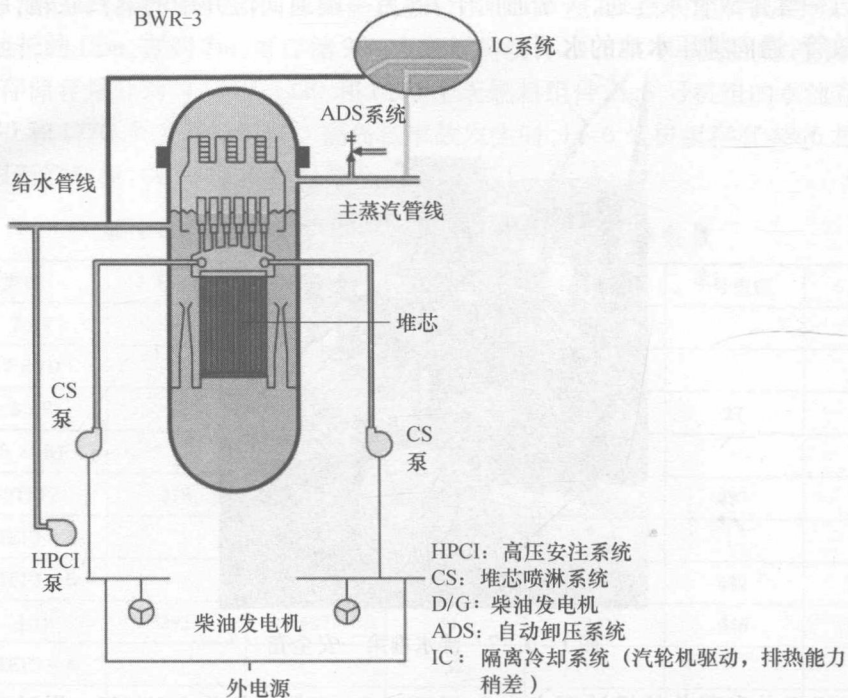


图 1-1-8 BWR-3 型沸水堆应急冷却系统示意图

放的放射性物质的辐射水平限制在规定的限值以下。

ECCS 系统由若干子系统组成,分为高压系统和低压系统两部分。高压系统在反应堆压力较高时运行,运行压力范围较广,低压系统只能在反应堆内压力降到一定范围时才能投入。发生事故时,高压系统先投入,降低反应堆压力,为低压系统的投入创造条件。高压系统包括隔离冷却系统(IC)或堆芯隔离冷却系统(RCIC)、自动卸压系统(ADS)、高压安注系统(HPCI),低压系统包括堆芯喷淋系统(CS)和低压安注系统(LPCI)。

福岛第一核电站 1 号机组的 ECCS 系统包括隔离冷凝器系统、高压安注系统、自动卸压系统、堆芯喷淋系统和低压安注系统,2~6 号机组则包括堆芯隔离冷却系统、高压安注系统、自动卸压系统、堆芯喷淋系统和低压安注系统。

### 1. 隔离冷却系统(1 号机组)

隔离冷却系统(Isolation Condenser, IC)由一台冷凝器壳、若干阀门和相关管道组成,冷凝器内装有定量冷却水,水下淹没两束传热管,两端各一束。传热管上方装有隔板,防止沸腾时水从放气点溢出。

冷凝器的蒸汽入口阀门处于常开状态,缩短系统启动时间。反应堆正常运行时,隔离冷凝器管侧向主蒸汽管道排汽,凝结水流向反应堆的管线上的阀门关闭。隔离冷凝器投运时,自动启动信号开启凝结水返回管线上的阀门,关闭排向主蒸汽管道的阀门。蒸汽流向隔离冷凝器,在冷凝器的管侧被壳侧的冷却水冷凝,热量被带走,冷凝水流回到反应堆。

隔离冷却系统运行期间,壳侧的水将沸腾,蒸汽通过放汽点排到大气。放汽点有两套辐射监测装置,在辐射超标时主控室的操纵员发出警报,采取必要的纠正措施。

正常情况下,隔离冷凝器内的储水量最多只能维持冷却反应堆约 8 小时,可以通过除



盐水补给系统向冷凝器补水,也可以从凝结水箱和消防水系统获取额外的补水。

## 2. 堆芯隔离冷却系统(2~5号机组)

堆芯隔离冷却系统(Reactor Core Isolation Cooling, RCIC)的主要功能是在主蒸汽系统被隔离或主给水系统不可用时为反应堆压力容器提供冷却堆芯的补给水。RCIC系统不需要交流电、仪表用压缩空气以及外部冷却水系统,即可以实现其功能。

堆芯隔离冷却系统主要由一台汽动泵以及相关的阀门和管道组成,在运行条件下向反应堆压力容器注水。汽轮机由反应堆衰变热生成的蒸汽驱动,带动泵从凝结水箱或抑压水池中取水,通过“A”路主给水管道即送到压力容器。做功后的蒸汽排入抑压水池,在水中凝结。

正常情况下,RCIC系统从凝结水箱取水,当凝结水箱水位太低,或抑压水池水位太高时,切换到从抑压水池取水。当从抑压水池取水时,需要对抑压水池的水提供冷却,以使RCIC系统能持续冷却堆芯。

反应堆压力容器低水位时,RCIC系统将自动启动。RCIC系统也可以由操纵员手动启动。反应堆高水位时,RCIC系统将自动关闭。RCIC系统中阀门控制所需电力,由直流电源提供。RCIC系统的管道在备用状态下也充满水,以缩短系统的启动时间,防止启动时发生水锤损伤设备和管道现象。

## 3. 自动卸压系统(1~5号机组)

自动卸压系统(Automatic Depressurization System, ADS)的功能是当堆芯隔离冷却系统(或隔离冷却系统)、高压安注系统不能维持反应堆压力容器水位时,将反应堆压力容器的压力降低,以便低压安注系统、堆芯喷淋系统等低压系统可以投入,冷却堆芯。

自动卸压系统的功能通过8只安全/释放阀(SRV)实现。8只安全阀/释放阀平均分布在4条主蒸汽管道上,布置在主蒸汽隔离阀之前。打开安全/释放阀,将反应堆压力容器内的高压蒸汽直接排放到抑压水池。

## 4. 高压安注系统(1~5号机组)

高压安注系统(High Pressure Coolant Injection System, HPCI)的功能是在小破口失水事故(LOCA)时保持反应堆压力容器的水位,冷却堆芯,降低压力容器内压力,以使低压ECCS系统可以投入,并在反应堆被隔离时作为RCIC系统的备用系统。

HPCI系统由一台汽动泵、汽轮机相关辅助系统,以及相关的管道和仪表组成。与RCIC系统类似,不需要交流电、仪表用压缩空气以及外部冷却水系统。

HPCI汽轮机利用反应堆内衰变余热产生的蒸汽驱动泵,向堆芯注水,使反应堆压力容器内的压力降低到低压ECCS系统能够投入的水平。其工作压力范围大,可以在高于反应堆额定压力与低压ECCS系统运行压力之间运行。

正常情况下,HPCI系统从凝结水箱取水,通过“B”路主给水管道注入堆芯。抑压水池作为备用水源,当凝结水箱水位太低或抑压水池水位太高时,HPCI系统可以自动切换到从抑压水池取水,也可以由操纵员手动切换。

HPCI可以根据控制信号自动启动,也可由操纵员手动启动。接收到反应堆低水位(Level -2水位)信号或干井高压信号时,HPCI自动启动。HPCI系统的管道一直充满水,以缩短启动时间,防止启动时发生水锤损伤设备和管道现象。