



核电厂

核蒸汽供应系统概述

夏延龄 主 编

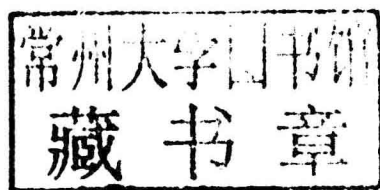
中国核工业集团公司 编



原子能出版社

核电厂核蒸汽供应系统概述

主 编 夏延龄



原子能出版社

图书在版编目(CIP)数据

核电厂核蒸汽供应系统概述/夏延龄主编. —北京:
原子能出版社, 2010. 7
(核电厂新员工入厂培训系列教材)
ISBN 978-7-5022-4985-4

I. ①核… II. ①夏… III. ①核电厂—蒸汽—供热
系统—技术培训—教材 IV. ①TM623. 4

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2010)第 131793 号

内 容 简 介

本书主要介绍核电厂核岛部分主要系统设备的结构原理、运行特性、系统流程及功能。全书共分七章,内容包括典型压水堆本体结构,冷却剂环路系统设备,一回路主要辅助系统,主要专设安全设施,换料及其换料水池,乏燃料水池冷却、处理系统,放射性废液收集及硼回收系统。为便于新入厂员工培训,本书首章简单介绍了核反应堆及系统的基本组成、核反应堆的分类及核电厂动力堆的类型。

本书是中国核工业集团公司《核电厂新员工入厂培训系列教材》之一,也可供从事核电工程的相关人员参考。

核电厂核蒸汽供应系统概述

出版发行 原子能出版社(北京市海淀区阜成路 43 号 100048)

责任编辑 刘 岩

技术编辑 丁怀兰 王亚翠

责任印制 潘玉玲

印 刷 保定市中华美凯印刷有限公司

经 销 全国新华书店

开 本 787 mm×1092 mm 1/16

印 张 11 字 数 268 千字

版 次 2010 年 9 月第 1 版 2010 年 9 月第 1 次印刷

书 号 ISBN 978-7-5022-4985-4 定 价 55.00 元

网址: <http://www.aep.com.cn>

E-mail: atomep123@126.com

发行电话: 010-68452845

版权所有 侵权必究

中国核工业集团公司

核电培训教材编审委员会

总 编 孙 勤
副 总 编 余剑锋 叶奇蓁

编辑委员会

主 任	陈 桦					
副 主 任	程慧平	孙习康	张 涛			
委 员	马明泽	刘志勇	刘明章	李苏甲	李和香	
	赵 云	邹正宇	杨树录	段光荣	顾颖宾	
	商幼明	戚屯锋	缪亚民	仲卫东	周建虎	

编委会办公室

姜福明	朱 黎	张红军	程建秀	黄 芳
方朝霞	沈 阳	宫育锋	章 超	丁怀兰
王亚翠	陈茂松	万德华	张曰智	郭维贺

执行编委

谢 波	马寅军	叶丹萌	莫银良	高小林
吴向东	鲁忆迅	唐锡文	蔡黎勇	刘 朔
肖 武	浦胜娣	刘玉山	王海平	

核电厂新员工基础理论培训教材

编辑部

名誉主任 王乃彦

主任 李和香

副主任 肖武 李济民

顾问 (按姓氏拼音顺序排列)

李文琰 罗璋琳 浦胜娣 邵向业 郑福裕

编者 (按姓氏拼音顺序排列)

陈树明 丁云峰 郝老迷 李永章 刘惠枫
浦胜娣 阮於珍 苏淑娟 田传久 夏延龄
于宏 章超 张松梅 赵郁森 郑福裕

本册主编 夏延龄

本册校审 浦胜娣

本册统审 (按姓氏拼音顺序排列)

刘建伟 陆鹏飞

总 序

核工业作为国家高科技战略性产业,是国家安全的重要基石、重要的清洁能源供应,以及综合国力和大国地位的重要标志。

1978年以来,我国核工业第二次创业。中国核工业集团公司走出了一条以我为主发展民族核电的成功道路。在长期的核电设计、建造、运行和管理过程中,积累了丰富的实践和理论经验,在与国际同行合作过程中,实现了技术和管理与国际先进水平相接轨,取得了骄人的业绩。

中国核工业集团公司在三十多年的核电建设中,经历了起步、小批量建设、快速发展三个阶段。我国先后建成了秦山、大亚湾、田湾三大核电基地,实现了我国大陆核电“零”的突破、国产化的重大跨越、核电管理与国际接轨,走出了一条以我为主,发展民族核电的成功之路。在最近几年中,发展尤为迅猛。截至2008年底,核电运行机组11台,装机容量907.82万千瓦,全部稳定运行,态势良好。

进入新世纪,党中央、国务院和中央军委对核工业发展高度重视、极为关怀,对核工业做出了新的战略决策。胡锦涛总书记指出:“无论从促进经济社会发展看,还是从保障国家安全看,我们都必须切实把我国核事业发展好”。发展核电是优化能源结构、保障能源安全、满足经济社会发展需求的重要途径。2007年10月,国务院正式颁布了《核电中长期发展规划(2005—2020年)》。核电进入了快速、规模化、跨越式发展的新阶段。

在中国核电大发展之际,中国核工业集团公司继续以“核安全是核工业的生命线”的核安全文化理念和“透明、坦诚和开放”的企业管理心态,以推动核电又好又快又安全发展为己任,为加速培养核电发展所需的各类人才,组织核电领域专家,全面系统地对核电设计、工程建造、电站调试、生产准备和生产运营等各阶段的知识进行了梳理,构造了有逻辑性、系统性的核电知识体系,形成了覆盖核电各阶段的核电工程培训系列教材。

这套教材作为培养核电人才的重要工具,是国内目前第一套专业化、体系化、公开出版的核电人才培养系列教材,有助于开展培训工作,提高培训质量、节约培训成本,夯实核电发展基础。它集中了全集团的优势,突出高起点、实用性强,是集团化、专业化运作的又一次实践,是中国核工业 50 余年知识管理的积淀,是中国核工业 10 万人多年总结和实践经验的结晶。

21 世纪是“以人为本”的知识经济时代,拥有足够的优秀人才是企业持续发展的重要基础。中国核工业集团公司愿以这套教材为核电发展开路,为业界理论探讨、实践交流提供参考。

我们要继续以科学发展观为指导,认真贯彻落实党中央、国务院的指示精神,积极推进核电产业发展。特别是要把总结核电建设经验作为一项长期的工作来抓,不断更新和完善人才教育培训体系。

核电培训系列教材可广泛用于核电厂人员培训,也可用于核电管理者的学习工具书,对于有针对性地解决核电厂生产实践和管理问题具有重要的参考价值。

中国核工业集团公司总经理



2009 年 9 月 9 日

前 言

《核电厂核蒸汽供应系统概述》是根据核电厂新员工(非操纵人员)基础理论培训的基本要求,在编写大纲、广泛听取核电厂意见的基础上编写而成的,是中国核工业集团公司核电培训教材编制规划中《核电厂新员工入厂培训系列教材》之一。

本书教学对象为压水堆核电厂非操纵人员,具有大学本科学历非本专业的新入厂员工。考虑到培训对象专业分散、核电知识较薄弱,即将工作在核电厂非操纵人员的各种岗位的特点,本教材着重介绍压水堆核电厂一些典型的反应堆、冷却剂系统、核岛相关安全系统的基本结构、流程、工作原理。目的在于通过培训使这部分新入厂员工对核电厂利用核能产生蒸汽发电、压水类反应堆、核岛诸系统、设备、构筑物有一个基本了解;使培训中学到的反应堆物理、热工水力、材料、水化学、控制等理论知识在本书学习中进行综合,从而对压水堆核电厂的运行、安全、管理有个总体性的了解。

本书共分为七章。教材第一章引言(2.5 学时)、第二章压水堆本体结构(6 学时)、第三章冷却剂环路系统及设备(5 学时)、第四章一回路辅助系统(3.5 学时)、第五章专设安全设施(5.5 学时)、第六章压水堆换料及其换料水池、乏燃料水池冷却处理系统(2 学时),第七章放射性废液收集及硼回收系统(1.5 学时)。

本书力求以基本概念、基本原理为主;通俗易懂、深入浅出、理论联系实际;既突出重点内容,又具有一定的通用性、全面性和系统性。本书在第一章引言中简单介绍了核反应堆及系统的基本组成、分类以及核电厂动力堆的类型,作为本书的开头。本书以目前世界上普遍在运的压水堆核电厂为主体,以典型 900MW 电功率压水堆核电机组为例介绍,但对俄罗斯 VVER 系列压水堆及系统,以及第三代 AP1000 压水堆及系统的特点、与普通压水堆不同之处也作了简单介绍。

本书主要参考资料包括各核电厂、大专院校、核工业研究生部等单位的各种培训教材、原子能出版社出版的各种核电、核工程出版物及少量外文资料。本书在编写和出版过程中,得到了中国核工业集团公司领导的关心支持和核工

业研究生部、原子能出版社等单位 and 有关同志的大力帮助,在此一并表示诚挚的感谢。

由于编者水平所限,书中出现某些问题在所难免,敬请批评指正!

主编

2010 年 3 月

目 录

第一章 引 言

1.1 核反应堆及系统基本组成	1
1.2 核反应堆的分类	3
1.2.1 按中子能量分类	3
1.2.2 按用途分类	3
1.2.3 按主要组成部分分类	4
1.2.4 按核反应堆设计特点分类	5
1.3 核电厂动力堆类型	6
1.3.1 概述	6
1.3.2 轻水慢化堆(LWR)	7
1.3.3 重水慢化堆(HWR)	9
1.3.4 石墨水冷堆	12
1.3.5 石墨气冷堆	13
1.3.6 快中子增殖堆(FBR)	16
复习思考题	18

第二章 压水堆本体结构

2.1 概述	19
2.2 堆芯结构	20
2.2.1 燃料组件	20
2.2.2 控制棒组件	25
2.2.3 可燃毒物棒组件	26
2.2.4 中子源棒组件	27
2.2.5 阻力塞棒组件	28
2.3 堆内构件	28

2.3.1 下部堆内构件	28
2.3.2 上部堆内构件	31
2.4 反应堆压力容器	33
2.4.1 压力容器筒体	34
2.4.2 压力容器顶盖	35
2.4.3 压力容器密封	36
2.5 控制棒驱动机构	36
2.5.1 概述	36
2.5.2 销爪式磁力提升型驱动机构	37
2.6 压水堆本体结构技术讨论	38
2.6.1 冷却剂堆内流向及旁通流	38
2.6.2 压力容器安全问题	39
2.6.3 俄罗斯(VVER)系列堆本体结构简介	41
2.6.4 第三代核电厂压水堆及 AP1000	44
复习思考题	49

第三章 冷却剂环路系统及设备

3.1 冷却剂环路系统	50
3.1.1 环路系统功能	50
3.1.2 环路系统	50
3.2 蒸汽发生器	54
3.2.1 蒸汽发生器类型	54
3.2.2 蒸汽发生器结构	56
3.2.3 蒸汽发生器自然循环	61
3.2.4 运行	62
3.2.5 其他类型压水堆蒸汽发生器	64
3.3 反应堆冷却剂泵	70
3.3.1 压水堆冷却剂泵结构	70
3.3.2 监测、控制和保护	76
3.3.3 压水堆其他类型冷却剂泵简介	76
3.4 稳压器	82
3.4.1 稳压器结构	82
3.4.2 稳压器工作原理	85

3.4.3 压水堆其他类型稳压器	87
3.5 卸压箱	88
3.5.1 卸压箱功能和工作原理	88
3.5.2 卸压箱结构	90
复习思考题	90

第四章 一回路辅助系统

4.1 化学和容积控制系统	91
4.1.1 化学和容积控制系统的功能	91
4.1.2 化容系统流程及工作原理	91
4.1.3 化容系统控制基本原理	95
4.2 硼和水补给系统	97
4.2.1 系统功能	97
4.2.2 系统结构和流程	98
4.2.3 硼和水补给系统运行	99
4.3 余热排出系统	100
4.3.1 系统功能	100
4.3.2 系统流程及工作原理	100
4.3.3 余热排出系统运行	101
4.4 设备冷却水系统	102
4.4.1 系统功能	102
4.4.2 系统结构及流程	102
4.4.3 系统运行	103
4.5 重要厂用水系统	104
4.5.1 系统功能	104
4.5.2 系统结构及流程	104
4.5.3 系统运行	105
复习思考题	105

第五章 专设安全设施

5.1 概述	107
---------------------	------------

5.1.1	专设安全设施	107
5.1.2	专设安全设施的设计准则	107
5.2	安全注入系统	107
5.2.1	安全注入系统功能	107
5.2.2	安全注入系统功能设置	108
5.2.3	非能动蓄压安全注入系统	108
5.2.4	能动高、低压安全注入系统	109
5.2.5	事故工况下对安全注入系统的要求	111
5.2.6	安全注入系统运行	112
5.3	安全壳喷淋系统	114
5.3.1	安全壳喷淋系统的功能	114
5.3.2	安全壳喷淋系统结构原理	114
5.3.3	事故工况下对安全壳喷淋系统的要求	115
5.3.4	安全壳喷淋系统触发信号	115
5.3.5	喷淋系统的运行	116
5.4	辅助给水系统	116
5.4.1	辅助给水系统的功能	116
5.4.2	辅助给水系统结构原理	117
5.4.3	辅助给水系统运行	119
5.5	安全壳	120
5.5.1	概述	120
5.5.2	安全壳功能	121
5.5.3	安全壳结构	121
5.5.4	安全壳定期试验	124
5.6	安全壳通风系统	124
5.6.1	正常工况通风系统	124
5.6.2	安全壳堆坑通风系统	125
5.6.3	控制棒驱动机构通风系统	126
5.6.4	安全壳内部过滤净化系统	126
5.7	安全壳内消氢系统	127
5.7.1	消氢系统的功能	127
5.7.2	安全壳内消氢系统结构及工作原理	127
5.7.3	系统运行	128
5.8	安全壳隔离系统	128
5.8.1	安全壳贯穿管道隔离类型	128

5.8.2 安全壳隔离系统运行	129
5.9 主蒸汽隔离系统	130
5.9.1 主蒸汽隔离系统的功能	130
5.9.2 主蒸汽隔离系统触发信号	130
5.10 非能动 AP1000 安全系统简介	130
5.10.1 非能动堆芯冷却系统	131
5.10.2 安全壳及非能动安全壳冷却系统	136
复习思考题	139

第六章 压水堆换料及其换料水池、乏燃料水池冷却处理系统

6.1 堆芯核燃料管理	140
6.1.1 功率分布展平	140
6.1.2 堆芯换料管理	140
6.2 压水堆换料	141
6.2.1 换料状态	141
6.2.2 换料设备	141
6.2.3 装卸料操作	142
6.2.4 卸出压力容器钢辐照样品	143
6.2.5 装卸料后恢复	143
6.3 反应堆换料水池和乏燃料水池的冷却和处理系统	144
6.3.1 系统的功能	144
6.3.2 系统结构及流程	144
6.3.3 系统的设计和运行要求	146
复习思考题	147

第七章 放射性废液收集及硼回收系统

7.1 概述	148
7.1.1 放射性废气	148

7.1.2	放射性废液	148
7.1.3	固体放射性废物	149
7.2	核岛排气疏水系统	149
7.2.1	可复用废液的收集和输送系统	149
7.2.2	可复用废水来源	149
7.3	硼回收系统	150
7.3.1	硼回收系统的功能和要求	150
7.3.2	硼回收系统的组成	150
7.3.3	硼回收系统的运行	155
	复习思考题	156
	参考文献	157
	中文索引	158

第一章 引言

1.1 核反应堆及系统基本组成

核反应堆类型众多,但都会有一些共同的组成和功能。核反应堆内的裂变反应都必须能够加以控制,所产生的热量必须要能带出。反应堆即使发生事故,也必须有措施使后果最小。为此,每一个核反应堆都会设置一些相应职能的结构部件、系统和构筑物,以此来解决诸如核方面的、热工水力方面的、机械方面的、控制方面的以及安全等方面的问题。下面,首先扼要地介绍核反应堆及系统的基本组成和它们的功能,来作为入门。

(1) 核反应堆本体及堆芯

核反应堆本体一般由反应堆容器通过堆内结构件将堆芯固定支承,其内存装核燃料、慢化剂、冷却剂、控制、测量部件、各类实验管道,组成反应堆本体。

堆本体内装置有核燃料、慢化剂、冷却剂、控制部件的部位一般称为堆芯,是反应堆的心脏。堆芯结构必须使反应堆在寿期内能以可控的方式进行核裂变,能将所产生的热量既经济又方便地带出,能保持核燃料的结构完整性。有些堆还将直接进行核裂变反应的部位称之为“活性区”,以区别于堆芯内的“再生区”、“反射层区”。

(2) 核燃料

顾名思义,核燃料就是核反应堆内产生核裂变,放出能量和裂变中子的基体燃料。核燃料可分为易裂变的和可再生的两种。易裂变核燃料一般指以金属形式或以合金、化合物形式存在的铀-233(^{233}U)、铀-235(^{235}U)及钚-239(^{239}Pu)。可再生的核燃料指钍-232(^{232}Th)、铀-238(^{238}U)。钍-232、铀-238 在核反应堆内吸收一个中子后会分别转化为易裂变燃料铀-233和钚-239。

除了少数一些特殊堆型采取堆芯均匀装载核燃料外,大部分核反应堆堆芯都采用固体核燃料非均匀装载方式。这种非均匀堆的核燃料通常是将固体核燃料芯块装在包壳内封死,做成带包壳可更换的单元体,通称燃料元件。根据不同堆型要求,燃料元件可以做成圆棒、圆管、圆环或薄片等形状。多个燃料元件利用机械连接方式组合成一个可同时更换的整体,称为核燃料组件。

核燃料元件、组件应能在堆芯长期可靠和高效率的工作。既要能把核燃料和裂变产物密封在包壳内不使放射性物质外泄,又要能在高温下运行将热量传出。同时还要求在堆芯装卸方便、安全;中子的自身吸收小;加工和后处理成本低。

一些堆型为了再生铀-233 或钚-239,堆芯除了装载易裂变核燃料组成活性区外,还专门增设了再生区(或称再生层)。再生区内装载铀-238 含量为 99%以上的天然铀或钍-232,如快中子增殖反应堆。

(3) 慢化剂

慢化剂又称减速剂。在热中子核反应堆中,核裂变主要靠热中子引起。核裂变产生的快中子必须经过慢化剂核碰撞,损失能量变成热中子,才能参加再次核裂变。这些放在堆芯



能把裂变中子迅速减速的物质称为慢化剂。对慢化剂的要求是,当快中子与慢化剂核碰撞时,快中子的能量损失要越多越好,而吸收中子的能力则要越小越好。因此,一般都选择中子吸收能力较小、慢化能力较高的轻物质作慢化剂材料。常用的慢化剂材料有轻水(H_2O)、重水(D_2O)、石墨(C)、铍及氧化铍(Be , BeO)和有机化合物等。快中子反应堆不用慢化剂,这是因为快中子堆核裂变靠快中子引起,中子不能减速。

在热中子堆堆芯的四周放置一层慢化剂类材料,把泄漏出堆芯的中子部分反射回去,以提高中子利用率,减少核燃料装载。同时使整个堆芯中子分布趋于均匀,有利于提高反应堆功率。这就是反射层。

(4) 冷却剂及其系统

堆芯核燃料裂变时,核裂变能以热能形式释放出来。这要通过导热性能好,吸收中子少的介质将堆芯热量带出,并以某种方式将热量转移。这种介质称为冷却剂(或称载热剂)。冷却剂可以是液体、气体,也可以是其他流动类物质,最常用的如轻水、重水、氦气、液态金属钠等。冷却剂以足够的流量通过密闭的冷却环路不断循环,将堆芯热量带出并转移走。这种密闭的冷却环路称为反应堆冷却剂系统(又称反应堆一回路冷却系统,反应堆主回路系统)。冷却剂系统主要由核反应堆容器、循环泵、蒸汽发生器(或各种形式的换热器)、稳压器、阀门和连接管道等设备组成。

冷却剂系统应具有良好的密封性能和承受足够温度、压力的能力,不使带放射性的冷却剂外泄。此外,冷却剂系统设备及其支撑结构还必须能承受内、外因素造成的各种负载。

许多核反应堆的慢化剂和冷却剂共用一种介质,以简化堆芯结构或适应其堆型特点,如轻水型或重水型反应堆。

(5) 控制系统

核反应堆控制系统是为了使反应堆能够安全地实现启动、停闭、改变功率;能在正常情况下稳定运行;能在异常工况下及时作出反应,采取相应对策,避免发生事故;能在事故工况快速停堆,确保安全。为了实现上述控制功能,反应堆设置有一系列探测器,以获得反应堆中子注量率、堆及系统温度、压力、液位等信号用于监测、控制;在堆内放入一种或数种吸收中子能力大的物质,如用镉、硼、银铟镉合金、铪等材料做成的控制棒,或在冷却剂中加入硼酸、硝酸钆等溶液以控制反应堆。控制棒是控制反应堆的重要控制方式。根据作用不同,控制棒一般分为用于安全停堆的事故棒,用于堆稳定功率运行的调节棒和用于补偿反应堆燃料消耗的补偿棒等。在大型核电厂,控制系统还应包括温度、压力控制系统,负荷跟踪控制系统等。

(6) 专设安全设施

在核反应堆上确保反应堆事故状态下从堆芯排出余热、实现必要冷却;控制已发生的事故不再继续扩展、恶化;缓解已发生的事故,使事故后果降至最小;将可能释放出来的放射性物质尽量密封隔离,使之不外泄或少外泄;确保周围居民和工作人员的健康不受损害,环境不被污染的系统、部件、构筑物称为专设安全设施。

(7) 屏蔽

用来吸收减弱来自堆芯及其系统的中子、 γ 射线的辐射,保护工作人员和周围居民的身体健康,或防止反应堆部件因过度辐照而引起材料脆化、发热过高的措施,称为屏蔽。根据不同区域的不同屏蔽要求,对屏蔽材料有不同的要求。通常用体积质量(密度)大的材料屏