



压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材

核电厂核蒸汽供应系统

Nuclear Steam Supply System of
Nuclear Power Plants

夏延龄 周一东 黄兴蓉 编著



原子能出版社



压水堆核电站操纵人员基础理论培训系列教材

- 核反应堆物理
- 核反应堆热工水力学
- 核电厂辐射防护
- 核电厂材料
- 核电厂通用机械设备
- 核电厂水化学
- 核电厂电气原理与设备
- 核电厂核蒸汽供应系统
- 核电厂蒸汽动力转换系统
- 核电厂仪表与控制
- 核电厂核安全
- 核电厂运行概论

ISBN 978-7-5022-4767-6



9 787502 247676 >

定价：72.00元

压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材

核电厂核蒸汽供应系统

Nuclear Steam Supply System of Nuclear Power Plants

夏延龄 周一东 黄兴蓉 编著

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/夏延龄,周一东,黄兴蓉编著.

—北京:原子能出版社,2010.1

(压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材)

ISBN 978-7-5022-4767-6

I. 核… II. ①夏… ②周… ③黄… III. 核电厂—蒸汽—
供热系统 IV. TM623.4

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2009)第 243525 号

内 容 简 介

本书以世界上目前典型的百万千瓦级压水堆核电厂为例阐述了核蒸汽供应系统的流程、主要设备、工作原理和运行特点。全书共分七章,内容包括核反应堆及系统的基本组成、压水堆本体结构、冷却剂环路系统及设备、一回路辅助系统、专设安全设施、安全壳及其附属系统、核岛排气疏水系统及硼回收系统等。

本书是压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材之一,也可供从事核电工程的相关技术人员及高等院校核工程专业的师生参考。

核电厂核蒸汽供应系统

策 划 刘 朔 张 琳

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 冯莲凤

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 17 字 数 418 千字

版 次 2010 年 12 月第 1 版 2010 年 12 月第 1 次印刷

书 号 ISBN 978-7-5022-4767-6

印 数 1—2500

定 价 72.00 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

《压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材》

编 委 会

主 任：王乃彦

副主任：李和香 李济民 肖 武

顾 问：邵向业 罗璋琳 李文埏 郑福裕 浦胜娣

委 员：（按姓氏拼音顺序排列）

丁云峰 顾颖宾 郭文琪 韩延德 郝老迷

黄兴蓉 李和香 李吉根 李济民 李文埏

李泽华 刘国发 罗璋琳 浦胜娣 阮於珍

邵向业 王 略 王乃彦 夏延龄 肖 武

阎克智 俞尔俊 臧希年 赵郁森 郑福裕

周一东

编委会办公室

主 任：肖 武

成 员：章 超 高小林 梁超梅 周 萍 宋 慧

樊 勤 付 冉

《压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材》

校审专家

(按姓氏拼音顺序排列)

一审专家:

高秀清	高永春	李文焱	李永章	刘耕国
罗璋琳	彭木彰	浦胜娣	吴炳祥	夏益华
张培升	赵兆颐			

二审专家:

陈跃	付卫彬	黄志军	蒋祖跃	李守平
马明泽	毛正宥	潘泽飞	唐锡文	王瑞正
魏挺	薛峻峰	杨炜	朱晓斌	

统审专家:

曹述栋	丁卫东	丁云峰	宫广臣	苟峰
顾颖宾	郭利民	何小剑	黄世强	廖伟明
刘志勇	马明泽	毛正宥	缪亚民	戚屯锋
苏圣兵	孙光弟	王晓航	魏国良	吴放
吴岗	杨昭刚	俞卓平	张福宝	张志雄
周卫红				

前 言

核电厂操纵人员的素质关系到核电厂的安全运营,而培训工作是保证人员素质的基本环节之一。为适应当前我国大力发展核电的形势,保证核电厂操纵人员的培训质量,使基础理论培训满足国家核安全法规与行业规定的要求,便于对培训过程实施统一规范的管理,国家主管部门决定编写一套适用于核电厂操纵人员的基础理论培训教材——《压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材》。鉴于核工业研究生部在近 20 年的核电基础理论培训中,积累了丰富的教学及管理经验,具有稳定的师资队伍和较完整的教材体系,故由核工业研究生部具体承担教材编写的组织工作。

为了编好操纵人员培训教材,核工业研究生部牵头组织长期从事核电培训的专家、教授进行认真分析和讨论,根据我国现有堆型的特点,从压水堆核电厂入手,由核电厂、核动力运行研究所、操纵人员资格审查委员会等单位的专家共同参与编写。这套教材共十二册,包括《核反应堆物理》、《核反应堆热工水力学》、《核电厂辐射防护》、《核电厂材料》、《核电厂通用机械设备》、《核电厂水化学》、《核电厂电气原理与设备》、《核电厂核蒸汽供应系统》、《核电厂蒸汽动力转换系统》、《核电厂仪表与控制》、《核电厂核安全》、《核电厂运行概论》。这套教材内容以核电厂相关专业的基本概念、基本原理及基础知识为主,可为操纵人员下一步培训打下良好的理论基础。

本套教材是经过充分准备、精心组织而完成的。首先,根据核电厂操纵人员的培训目标,按照《核电厂操纵人员的执照考核标准》(EJ/T 1043—2004)的相关内容和要求进行课程设置、制定教材编写原则、明确每种教材应涵盖的内容;在总结以往教学经验的基础上,充分征求各核电厂专家的意见,形成了内容完整、要求明确的教材编写大纲。其次,聘请既有较高的专业水平又有较强的实际工作能力和丰富的教学

经验的专家担任本套教材的编者,并为编者提供教材编写技巧、《著作权法》等相关知识的讲座和模拟机现场观摩学习;编者根据教材编写原则和大纲编写具体内容,力求做到既符合学员的认知规律又贴近核电厂的实际。再次,请理论功底扎实、教学经验丰富的教授、专家根据教学原则对教材内容的准确性、系统性等进行审查,并广泛征求任课教师的意见;同时请经验丰富的核电厂专家结合实际进行审查。编者根据上述意见对教材进行认真修改后,再征求各方意见,最终由操纵人员资格审查委员会审定。

本套教材中《核电厂电气原理与设备》由江苏核电有限公司具有丰富实际工作经验的专家编写。其余的各分册由核工业研究生部多年从事核电培训教学工作、教学及实践经验丰富的教授、专家编写。

在本套教材的编审过程中,核工业研究生部的任课教师们认真参与教材的编审和研讨;江苏核电有限公司专门成立“电气教材编写专项组”,精心组织编审;各核电厂积极推荐审稿专家,提供编写教材所需资料;核电秦山联营有限公司组织一线人员与编者进行对口交流,创造条件为编者提供模拟机现场演示与讲解;各核电厂、核动力运行研究所、操纵人员资格审查委员会等单位的专家们认真审稿,提出许多宝贵意见;原子能出版社自始至终给予通力合作,提前介入指导,缩短了出版周期。

本套教材的编制出版,凝聚着编、审、校、印及组织管理人员的大量心血,同时得到各相关单位的大力支持和热情帮助,在此深表谢意!

编委会

2010年11月

编者的话

《核电厂核蒸汽供应系统》是根据核电基础理论培训教材编写大纲要求,在广泛听取核电专家意见的基础上编写的,是《压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材》之一,也可供核电厂相关人员参考。

本书根据《核动力厂运行安全规定》(HAF103)和《核电厂人员的配备、招聘、培训和授权》(HAD103/05)的要求,内容以基础理论知识、基本概念和基本原理为主,涵盖了《核电厂操纵人员的执照考核》标准(EJ/T 1043—2004)附录B的有关内容。

本书以核工业研究生部核电厂操纵人员培训讲义《核电厂蒸汽供应系统》为基础,结合任课老师的教学实践作了修改和补充。在编写上,尽量从原理上着重讲清楚基本概念、基本系统及功能,并注意联系实际,将这些基本知识与核电厂的运行实际相结合。在内容选择和安排上,为便于读者理解,力求做到由浅入深,避免艰深的理论,做到既重点突出,又具有一定的全面性、系统性。

全书共分7章。第1章绪论,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;第2章介绍压水堆本体结构;第3章介绍压水堆冷却剂系统及设备;第4章介绍一回路辅助系统;第5章介绍专设安全设施;第6章介绍安全壳及其附属系统;第7章介绍核岛排气疏水系统及硼回收系统。全书内容主要按目前世界上普遍采用的欧美系列广东大亚湾、浙江秦山核电厂压水堆系统设备编写,在章节适当位置同时简单介绍俄罗斯系列江苏田湾核电厂压水堆的系统设备。教材中出现的系统运行方式和数据,如无特别注明,则以大亚湾核电厂压水堆为例,仅供学员参考。

本书由夏延龄主编,编写分工如下:夏延龄第1、2、3章;黄兴蓉第4、7章;周一东第5、6章。

在成书过程中,彭木彰、魏挺等专家审校了全文,编者表示诚挚的谢意。

书中如有不妥之处,恳请批评指正。

编者

2010年11月

目 录

第 1 章 绪论	(1)
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	(4)
1.2.3 按主要组成部分分类	(5)
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)	(11)
1.3.4 石墨水冷堆	(13)
1.3.5 石墨气冷堆	(13)
1.3.6 熔盐堆(MSR)	(17)
1.3.7 快中子增殖堆(FBR)	(17)
复习题	(21)
第 2 章 压水堆本体结构	(22)
2.1 堆芯结构	(22)
2.1.1 燃料组件	(25)
2.1.2 控制棒组件	(30)
2.1.3 可燃毒物棒组件	(32)
2.1.4 中子源棒组件	(34)
2.1.5 阻力塞棒组件	(35)
2.2 堆内构件	(36)
2.2.1 下部堆内构件	(38)
2.2.2 上部堆内构件	(40)
2.3 反应堆压力容器	(44)
2.3.1 压力容器本体	(45)
2.3.2 压力容器顶盖	(45)
2.3.3 压力容器密封	(46)

2.4	控制棒驱动机构	(47)
2.4.1	销爪式磁力提升型驱动机构	(48)
2.4.2	销爪式磁力提升驱动机构动作原理	(50)
2.5	堆内测量装置	(51)
2.5.1	堆芯温度测量装置	(51)
2.5.2	堆内中子注量率测量装置	(52)
2.6	压水堆本体结构技术讨论	(56)
2.6.1	冷却剂堆内流向及旁通流	(56)
2.6.2	压力容器安全问题	(58)
2.6.3	俄罗斯(VVER)系列堆本体结构简介	(60)
2.7	典型 PWR 堆本体技术参数	(64)
	复习题	(69)

第 3 章 压水堆冷却剂系统及设备 (70)

3.1	压水堆冷却剂系统	(70)
3.1.1	系统功能和要求	(70)
3.1.2	系统组成	(71)
3.1.3	系统特性参数	(73)
3.1.4	系统设备支撑	(74)
3.2	蒸汽发生器	(76)
3.2.1	蒸汽发生器类型	(76)
3.2.2	蒸汽发生器结构	(78)
3.2.3	蒸汽发生器自然循环	(83)
3.2.4	蒸汽发生器运行	(84)
3.2.5	典型 PWR 蒸汽发生器主要技术参数	(89)
3.2.6	俄罗斯 VVER 系列蒸汽发生器	(90)
3.3	反应堆冷却剂泵	(94)
3.3.1	功能及要求	(94)
3.3.2	冷却剂泵结构	(94)
3.3.3	监测、控制和保护	(102)
3.3.4	运行(参数仅供参考)	(104)
3.3.5	技术参数	(106)
3.3.6	俄罗斯 VVER 系列冷却剂泵	(107)
3.4	稳压器	(110)
3.4.1	概述	(110)
3.4.2	稳压器结构	(110)
3.4.3	稳压器工作原理	(113)
3.4.4	压力控制系统	(115)

3.4.5	水位控制系统	(117)
3.4.6	技术参数	(120)
3.5	卸压箱	(121)
3.5.1	功能和设计要求	(121)
3.5.2	卸压箱结构	(121)
3.5.3	卸压箱监测、控制和运行	(121)
3.5.4	技术参数	(123)
3.6	冷却剂系统运行工况	(123)
3.6.1	换料冷停堆	(123)
3.6.2	维修冷停堆	(124)
3.6.3	正常冷停堆	(124)
3.6.4	单相中间停堆	(124)
3.6.5	两相中间停堆	(124)
3.6.6	正常中间停堆	(124)
3.6.7	热停堆	(125)
3.6.8	热备用	(125)
3.6.9	功率运行	(125)
	复习题	(126)

第4章 一回路辅助系统

4.1	化学和容积控制系统	(128)
4.1.1	系统功能	(129)
4.1.2	系统组成及流程	(129)
4.1.3	系统主要设备	(132)
4.1.4	系统控制原理	(138)
4.1.5	系统运行	(142)
4.2	硼和水补给系统	(144)
4.2.1	系统功能	(144)
4.2.2	系统组成和流程	(145)
4.2.3	系统主要设备	(148)
4.2.4	硼和水的补给	(149)
4.2.5	硼化和稀释中对硼和水的容积计算	(149)
4.2.6	自动补给和手动补给方式时硼酸流量的计算	(152)
4.2.7	系统运行	(153)
4.3	余热排出系统	(154)
4.3.1	系统功能	(155)
4.3.2	系统组成及流程	(155)
4.3.3	系统主要设备	(157)

4.3.4	系统运行	(159)
4.4	压水堆换料及池水冷却和处理系统	(161)
4.4.1	堆芯富集度分区	(161)
4.4.2	换料原则	(161)
4.4.3	换料操作	(162)
4.4.4	辐照样品的装卸	(167)
4.4.5	装卸料后恢复	(167)
4.4.6	反应堆换料水池和乏燃料水池的冷却和处理系统	(168)
4.5	设备冷却水系统	(174)
4.5.1	系统功能	(175)
4.5.2	系统组成及流程	(175)
4.5.3	系统主要设备	(178)
4.5.4	系统热负荷及水质要求	(179)
4.5.5	系统运行	(180)
4.6	重要厂用水系统	(182)
4.6.1	系统功能	(182)
4.6.2	系统组成及流程	(182)
4.6.3	系统主要设备	(183)
4.6.4	系统运行	(184)
	复习题	(185)

第5章	专设安全设施	(187)
5.1	概述	(187)
5.1.1	专设安全设施的定义	(187)
5.1.2	专设安全设施的功能	(187)
5.1.3	专设安全设施的设计准则	(188)
5.2	堆芯安全注入系统	(188)
5.2.1	系统功能	(188)
5.2.2	系统组成与流程	(189)
5.2.3	系统工作原理	(194)
5.2.4	系统水源	(194)
5.2.5	系统运行模式	(195)
5.2.6	安注系统参数	(199)
5.3	安全壳喷淋系统	(200)
5.3.1	系统功能	(200)
5.3.2	系统组成与流程	(201)
5.3.3	系统工作原理	(202)
5.3.4	系统水源	(203)

5.3.5	系统运行模式	(203)
5.3.6	安全壳喷淋系统参数	(205)
5.4	氢控制系统	(205)
5.4.1	系统功能	(205)
5.4.2	系统组成与流程	(205)
5.4.3	主要设备工作原理	(206)
5.4.4	运行	(207)
5.5	辅助给水系统	(208)
5.5.1	系统功能	(208)
5.5.2	系统组成与流程	(209)
5.5.3	系统工作原理	(209)
5.5.4	系统水源	(212)
5.5.5	系统运行	(212)
5.5.6	辅助给水系统参数	(216)
	复习题	(216)
第 6 章	安全壳及其附属系统	(218)
6.1	概述	(218)
6.2	安全壳结构原理	(218)
6.2.1	安全壳功能	(218)
6.2.2	安全壳类型	(220)
6.2.3	安全壳结构	(220)
6.2.4	技术参数	(222)
6.3	安全壳通风系统	(223)
6.3.1	安全壳连续通风系统	(223)
6.3.2	安全壳换气通风系统	(224)
6.3.3	安全壳堆坑通风系统	(226)
6.3.4	控制棒驱动机构通风系统	(227)
6.3.5	安全壳内部过滤净化系统	(227)
6.4	安全壳隔离系统	(228)
6.4.1	系统功能及工作原理	(228)
6.4.2	安全壳隔离阶段划分	(229)
	复习题	(231)
第 7 章	核岛排气和疏水系统及硼回收系统	(232)
7.1	概述	(232)
7.1.1	放射性废物的来源	(232)
7.1.2	典型电功率为 900 MW 压水堆核电站放射性废物处理系统	(233)

7.2 核岛排气和疏水系统	(234)
7.2.1 系统功能	(234)
7.2.2 系统收集管网	(234)
7.3 硼回收系统	(239)
7.3.1 系统的功能	(239)
7.3.2 系统组成及流程	(239)
7.3.3 系统主要设备工作原理	(242)
7.3.4 系统运行模式	(246)
7.3.5 硼回收系统技术参数	(247)
复习题	(248)
索引	(250)
参考文献	(255)

第 1 章 绪 论

1.1 核反应堆及系统基本组成

核反应堆类型繁杂,差异很大,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,必须要能带走所产生的热量。堆的每一设计必须提供措施来保证在反应堆寿期内能安全可靠地保持这种性能。即使发生事故,也必须有一定措施使后果最小。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) 反应堆本体及堆芯

核反应堆一般由反应堆容器(堆壳体、压力容器、压力壳)通过其内部的堆内结构件将堆芯固定支承。反应堆容器内存装核燃料、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。有些反应堆在堆容器外部会设置中子反射层、测量及实验管道、屏蔽等结构,组合成一体统称为堆本体。另有一些反应堆将一回路设备置于堆容器之内堆芯的周围,组合成一个整体,也称为堆本体。

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,能获得合理的功率分布以提高核燃料的利用率,并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地工作。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 99% 以上铀-238 含量的天然铀或钍-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截面较小、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。反射层可以置于反应堆壳体内,也可以置于壳体外。

(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压力容器、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,如轻水型或重水型研究堆和核电厂反应堆。

(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的反应性。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(自动调节棒、功率调节棒、温度调节棒),用于补偿反应堆较慢反应性变化(如燃耗反应性损失)的补偿棒等。有些核反应堆还采用其他一些辅助性的反应性控制方式,如调节慢化剂的温度、密度和装量来达到控制反应堆的目的。反应堆控制系统一般包括堆芯监测系统、核监测系统、反应堆控制系统和反应堆保护系统。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