



普通高等教育“十二五”规划教材 · 核类特色教材

核电设备焊接技术

HEDIAN SHEBEI
HANJIE JISHU

主 编 邱长军 李必文

 北京理工大学出版社
BEIJING INSTITUTE OF TECHNOLOGY PRESS

普通高等教育“十二五”规划教材·核类特色教材

核电设备焊接技术

主 编 邱长军 李必文
副主编 吴 炜 张 佳 陈艾华
主 审 邹树梁

 **北京理工大学出版社**
BEIJING INSTITUTE OF TECHNOLOGY PRESS

图书在版编目 (CIP) 数据

核电设备焊接技术/邱长军, 李必文主编. —北京: 北京理工大学出版社, 2014. 9
ISBN 978-7-5640-9691-5

I. ①核… II. ①邱… ②李… III. ①核电厂-设备-焊接工艺 IV. ①TM623. 4

中国版本图书馆 CIP 数据核字 (2014) 第 203732 号

出版发行 / 北京理工大学出版社有限责任公司

社 址 / 北京市海淀区中关村南大街 5 号

邮 编 / 100081

电 话 / (010) 68914775 (总编室)

82562903 (教材售后服务热线)

68948351 (其他图书服务热线)

网 址 / <http://www.bitpress.com.cn>

经 销 / 全国各地新华书店

印 刷 / 北京泽宇印刷有限公司

开 本 / 787 毫米×1092 毫米 1/16

印 张 / 17.75

字 数 / 409 千字

版 次 / 2014 年 9 月第 1 版 2014 年 9 月第 1 次印刷

定 价 / 45.00 元

责任编辑 / 张慧峰

文案编辑 / 张慧峰

责任校对 / 周瑞红

责任印制 / 王美丽

前 言

核电作为一种“安全、清洁、稳定、可靠、优质、经济”的能源已被全世界公认。目前我国核电站建设已进入了一个新的发展时期，而焊接作为核电设备建造的关键工序，在核电发展中具有重要的作用。焊接是核电关键敏感设备制造的关键工序之一（主要涉及核反应堆压力容器（RPV）、核反应堆稳压器（PZR）、蒸汽发生器（SG）、控制棒驱动机构（CRDM）和核电汽轮机焊接转子等），是核电建设工程设备安装的关键施工工艺（包括主管道安装焊接、波动管道焊接、控制棒驱动机构与顶盖适配器焊接），是核电设备改造及维修的常用方法，核电站设备构件中焊接接头是最薄弱的环节，容易发生早期失效。

核电设备作为核电站的一个重要组成部分，有别于常规电力和石化设备。核电设备工作条件苛刻，特别是核岛关键设备的服役环境除高温高压汽水环境外，还受中子辐照等。随着核电建设的推进，核电设备对焊接提出了极为严格的要求，主要表现在：必须确保高质量与高可靠性，防止含有放射性流体的泄漏（如核电站的锅炉、管道等焊接质量必须保证万无一失）；必须防止放射线对材料造成的损伤。为此，在选用堆用结构材料和焊接材料时要特别严格；必须简化复杂的检修作业。在核电设备交付使用之后，为确保核电站的可靠运行，必须进行定期检查。

正是由于核电设备对质量的要求相对于其他工程设备的质量要求更为苛刻，因此我们应该对核电设备的焊接引起足够的重视。目前，有关核电设备焊接技术的著述较少，因此对于机械大类核电设备方向的学生而言，编写《核电设备焊接技术》这本书有利于丰富学生的理论和专业知识。

全书共分为6章，主要内容包括三个部分：第一部分阐述核电厂系统与设备，主要包括压水堆核电厂的系统与设备，沸水堆的概况及基本原理，堆芯应急冷却系统，重水堆核系统简介和燃料组件简介。第二部分着重介绍核电设备常用材料及焊接材料，焊接方法与焊接设备，核电设备中的重要焊接工艺。其中焊接工艺主要包括阀门密封面耐磨堆焊、回路主管道和波动管焊接工艺、核电厂钢衬里及牛腿安装焊接工艺、管子管板焊接及燃料组件焊接工艺等。第三部分主要涉及核电设备常见焊接缺陷及失效分析以及焊接质量检验，该部分从核电设备焊接常见的缺陷着手，对不同的焊接缺陷进行详细的阐述，并用几种常见的核电站焊接失效形式进行案例分析，进而过渡到对核电设备焊接质量的检验。

本书由南华大学邹树梁教授主审，南华大学邱长军教授组稿。编写人员分工：第1章由南华大学吴炜讲师编写，第2章和第4章的4.5由南华大学邱长军教授编写，第3章的3.1、3.2、3.3和第4章4.1、4.2、4.3、4.4由南华大学张佳讲师编写，第3章的3.4、3.5、3.6、3.7由南华大学李必文教授编写，第5章由邱长军教授和吴炜讲师共同编写，第6章由邱长军教授、李必文教授和张佳讲师共同编写。陈艾华研究员全程参与了本书各章节的编写工作，负责资料收集整理、图表绘制及书稿的校对工作。

在本书的编写过程中，得到了中核建中核燃料元件有限公司等兄弟单位的大力帮助，并提供了大量的参考资料；同时也得到了南华大学机械工程学科许多专家的指导和帮助，多名研究生也做了大量的资料收集和文字编写的工作，在此一并表示衷心的感谢，并向书中所引用文献的作者深表谢意。

由于编者水平有限，加之编写时间仓促，谬误和疏漏难以避免，如有不妥之处，敬希读者和专家赐教。

编 者

目 录

第 1 章 核电厂系统与设备	1
1.1 压水堆核电厂的系统与设备	2
1.1.1 压水堆核电厂的组成	2
1.1.2 反应堆结构	3
1.1.3 反应堆冷却剂系统	5
1.1.4 一回路辅助系统	10
1.1.5 化学和容积控制系统	10
1.1.6 辅助冷却水系统	13
1.2 沸水堆简介	16
1.2.1 沸水堆的概况	16
1.2.2 沸水堆的结构	19
1.2.3 沸水堆的工作原理	22
1.3 重水堆核系统简介	25
1.3.1 重水堆的系统原理	26
1.3.2 重水堆的分类及特点	26
1.3.3 重水的核特性及重水堆的特殊结构	30
1.4 燃料组件简介	31
1.4.1 燃料元件和组件概述	31
1.4.2 典型堆的燃料元件	32
第 2 章 核电设备常用材料及焊接材料	40
2.1 核电厂用金属材料	40
2.1.1 核机械设备结构材料	40
2.1.2 核燃料包壳、压力管、蒸汽发生器传热管所用材料	48
2.1.3 核屏蔽材料和主管道材料	52
2.1.4 堆内构件材料	53
2.1.5 压力容器用钢的可焊性及评定	61
2.1.6 核电厂机械设备的安全分级	62
2.2 焊接性能	64
2.2.1 焊接性	64
2.2.2 影响焊接性的因素	66
2.2.3 焊接性试验的内容及评定原则	68
2.2.4 不锈钢焊接性能与有色金属的焊接性能	71
2.2.5 焊接在核电中的重要性	74

2.2.6 核电厂常规岛焊接工艺评定规程	76
2.3 常用焊接材料	83
2.3.1 低合金钢焊接材料	83
2.3.2 不锈钢焊接材料	84
2.3.3 镍基合金焊接材料	87
2.3.4 钴基合金焊接材料	90
2.3.5 20MnHR 钢配套埋弧焊焊接材料	92
第3章 核电设备焊接方法与焊接设备	96
3.1 焊条电弧焊	96
3.1.1 焊接参数	96
3.1.2 焊接操作	98
3.1.3 典型焊接缺陷及预防	100
3.1.4 奥氏体不锈钢板对接 V 形坡口带衬垫立焊焊接方法	101
3.2 钨极氩弧焊	104
3.2.1 手工钨极氩弧焊	104
3.2.2 自动钨极氩弧焊	115
3.3 带极电渣堆焊	122
3.3.1 带极电渣堆焊	122
3.3.2 带极电渣堆焊的焊接工艺参数	122
3.3.3 带极电渣堆焊的优缺点	124
3.3.4 带极电渣堆焊在核电设备制造中的应用	124
3.4 埋弧焊	125
3.4.1 埋弧焊的基本原理及主要特点	125
3.4.2 埋弧焊加工的应用范围	128
3.4.3 埋弧焊用焊接材料	128
3.4.4 埋弧焊的基本设备	132
3.4.5 埋弧焊加工的基本工艺规律	136
3.4.6 埋弧焊工艺在核电设备制造中的应用	140
3.5 带极埋弧堆焊	143
3.5.1 带极埋弧堆焊的特点	143
3.5.2 带极埋弧堆焊的工艺参数及其对堆焊层质量的影响	145
3.5.3 核电设备带极埋弧堆焊装备的选用	148
3.5.4 带极埋弧自动焊技术操作规程	149
3.5.5 带极埋弧堆焊工艺在核电设备制造中的应用	149
3.6 激光焊	154
3.6.1 激光焊的基本原理及主要特点	154
3.6.2 激光焊接机的分类	158
3.6.3 激光焊接的应用	159

3.6.4 激光焊接的工艺参数	161
3.6.5 激光焊接工艺在核电设备制造中的研究与应用	162
3.7 电子束焊	165
3.7.1 电子束焊的基本原理	165
3.7.2 电子束焊及电子束焊机的类型	167
3.7.3 真空电子束焊的主要优缺点	168
3.7.4 真空电子束焊接的应用	169
3.7.5 真空电子束焊的焊接工艺参数及其调节	170
3.7.6 真空电子束焊的焊接缺陷及产生原因	173
3.7.7 电子束焊接工艺在核电设备制造中的应用	174
第4章 核电设备中的重要焊接工艺	178
4.1 阀门密封面耐磨堆焊	178
4.1.1 气焊	178
4.1.2 焊条电弧堆焊	179
4.1.3 钨极氩弧堆焊	181
4.1.4 等离子弧堆焊	181
4.2 回路主管道和波动管焊接工艺	181
4.2.1 主管道焊接工艺	181
4.2.2 波动管焊接工艺	184
4.3 核电厂钢衬里及牛腿安装焊接工艺	187
4.3.1 钢衬里的安装焊接	187
4.3.2 牛腿的安装焊接	190
4.4 管子管板焊接	194
4.4.1 管接头与安全端的焊接	194
4.4.2 J形坡口焊接	197
4.4.3 蒸汽发生器管子管板焊接	199
4.5 燃料组件焊接技术	200
4.5.1 核燃料棒焊接	201
4.5.2 骨架焊接	204
4.5.3 定位格架焊接	207
4.5.4 格架钎焊	208
第5章 核电设备常见焊接缺陷及失效分析	212
5.1 核电站常用焊接工艺概述	212
5.1.1 焊接	212
5.1.2 焊接方法分类	212
5.2 焊接缺陷产生的原因、危害及其预防	213
5.2.1 焊缝形状缺陷	213
5.2.2 未焊透与未熔合	217

5.2.3	气孔	219
5.2.4	夹渣	221
5.2.5	裂纹	221
5.3	核电站焊接失效案例分析	228
5.3.1	核电站压力容器顶盖贯穿件焊缝应力腐蚀开裂	228
5.3.2	焊瘤及表面缺陷导致疲劳开裂	238
5.3.3	疲劳及腐蚀疲劳导致开裂	239
5.3.4	焊趾应力导致开裂	240
第6章	核电设备焊接质量检验	242
6.1	焊接质量检验概述	242
6.2	焊接检验方法	243
6.2.1	破坏性检验	244
6.2.2	非破坏性检验	245
6.3	核电设备焊接无损检测应用实例	254
6.3.1	核电站反应堆压力容器超声检测	254
6.3.2	核电站蒸汽发生器安全端焊缝射线检测	259
6.3.3	核电站压力容器在役的目视检测和渗透检测	262
附录		265
参考文献		270

第 1 章

核电厂系统与设备

根据国际原子能机构（IAEA）的统计，目前世界上在役核电机组共 443 台，总装机容量约 3.75 亿千瓦，发电量约占世界总发电量的 17%。

核反应堆主要有 6 种，即压水堆（PWR）、沸水堆（BWR）、重水堆（PHWR）、轻水冷却石墨慢化堆（LWGR）、气冷堆（GCR）和快中子增殖堆（FBR）。其中，压水堆、沸水堆和重水堆是主力堆型。在役核电机组中，压水堆、沸水堆和重水堆机组分别为 270 台、92 台和 47 台，总装机容量分别约为 2.49 亿千瓦、8 388 万千瓦和 2 304 万千瓦，占核电总装机容量的比重分别为 66.26%、22.35% 和 6.14%，如表 1-1 所示。由表可知，压水堆是世界核电站的主要堆型，是最成熟、最安全、运行经验最丰富的堆型。图 1-1 为压水堆核电厂结构示意图。

表 1-1 世界各类型反应堆装机情况

堆 型	机组数量/台	总装机容量/万千瓦	装机比重/%
压水堆（PWR）	270	24 872	66.26
沸水堆（BWR）	92	8 388	22.35
重水堆（PHWR）	47	2 304	6.14
轻水冷却石墨慢化堆（LWGR）	15	1 021	2.72
气冷堆（GCR）	18	894	2.38
快中子增殖堆（FBR）	1	56	0.15
总计	443	37 535	100

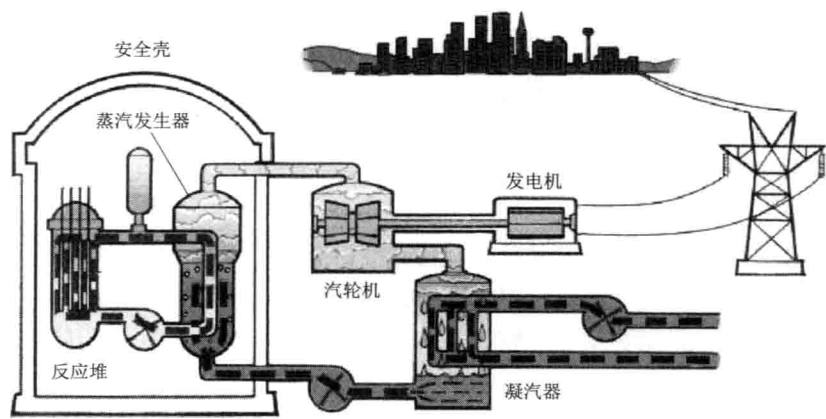


图 1-1 压水堆核电厂结构示意图

1.1 压水堆核电厂的系统与设备

1.1.1 压水堆核电厂的组成

压水堆核电厂的组成通常可以分为三大部分：其一，把一回路系统及其辅助系统、安全设施及厂房等称为核岛（nuclear island）；其二，把以汽轮发电机组为核心的二回路辅助系统及厂房称为常规岛（conventional island）；其三，电气系统和设备（发电机及其辅助系统、电源系统等）。图 1-2 为压水堆核电厂主要厂房。

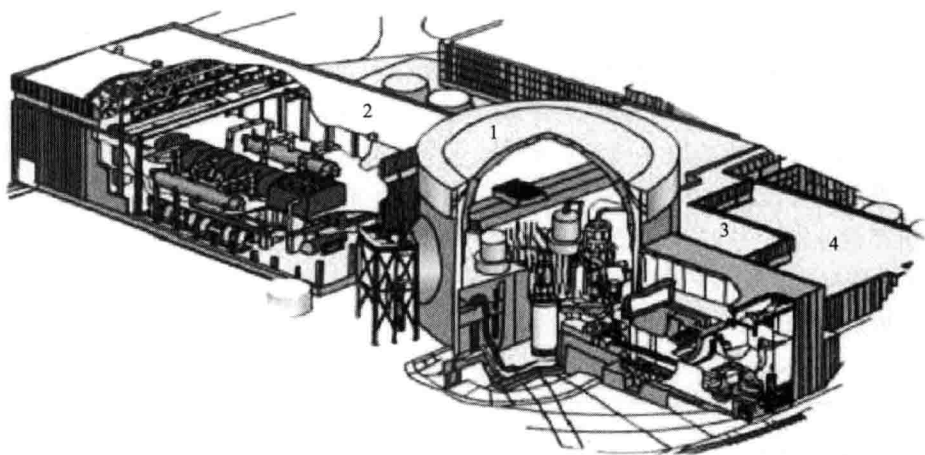


图 1-2 压水堆核电厂主要厂房

1—安全壳；2—汽轮发动机厂房；3—燃料操作厂房；4—辅助设备厂房

核岛由以下几部分组成：

- (1) 反应堆冷却剂系统；
- (2) 核岛辅助系统，如化学和容积控制系统、余热排出系统等；
- (3) 专设安全设施系统，如安注系统、安全壳喷淋系统等；
- (4) 与安全壳相关的通风系统，如安全壳换气通风系统等；
- (5) 三废系统，如废液处理系统等；
- (6) 其他系统。

反应堆冷却剂系统又称核岛蒸汽供应系统（NSSS 系统），位于安全壳内，如图 1-3 为安全壳内纵剖面图。

压水堆核电厂的常规岛包括与常规火力发电厂相似的系统及设备，主要有：

- (1) 蒸汽系统，如主蒸汽系统、汽水分离再热系统等；
- (2) 给水系统，如凝结水系统、除氧器系统等；
- (3) 汽机及其辅助系统；
- (4) 外围系统。

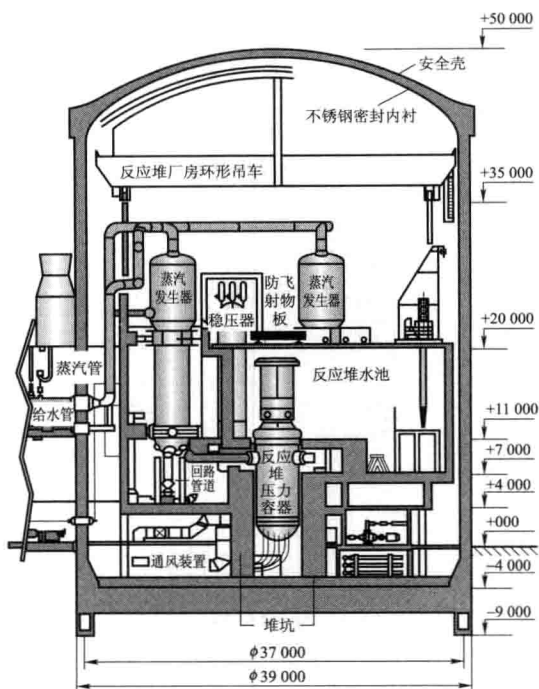


图 1-3 安全壳内纵剖面图

1.1.2 反应堆结构

反应堆是产生、维持和控制链式核裂变反应的装置，它以一定功率释放出能量，并由冷却剂导出，再通过蒸汽发生器将堆芯产生的热量传给蒸汽发生器二次侧给水，产生蒸汽，驱动汽轮发电机发电。

大亚湾核电站反应堆的堆型是压水堆，其位于安全壳的中央，常用加压轻水作为慢化剂和冷却剂。图 1-4 是压水堆本体（图中缺堆芯下栅格板）。它可分为四部分：反应堆堆芯，堆内构件，反应堆压力容器、顶盖和控制棒驱动机构。

除了在机械强度、刚度、加工精度和耐腐蚀等方面满足比一般机械设备更高的要求外，反应堆结构部件还要满足核性能和抗辐射方面的要求。结构材料在反应堆内受到核裂变放出的高能量 γ 射线和各种能量的中子轰击后，材料性能发生变化，同时还带有很强的放射性。因此，在设计、制造、安装和在役检查的各个阶段中，都要对反应堆的主要部件进行严格的质量控制，以保证反应堆安全可靠地运行。

反应堆堆芯是反应堆的核心部件，核燃料在堆芯内实现核裂变反应，释放出核能，同时将核能转变成热能，因而它是一个高温热源和强辐射源。

堆芯组成和换料策略如图 1-5 所示，堆芯由 157 个尺寸相同、截面为正方形的燃料组件排列而成，其当量直径为 304 cm。核电站堆芯首次装料时，有三种不同富集度（即 ^{235}U 在铀中所占的份额，又称浓缩度）的燃料组件，分别是 1.8%，2.4% 和 3.1%。因堆芯沿径向中子注量率的分布是中间高、外侧低，为了提高堆芯平均功率密度和充分利用核燃料，采取

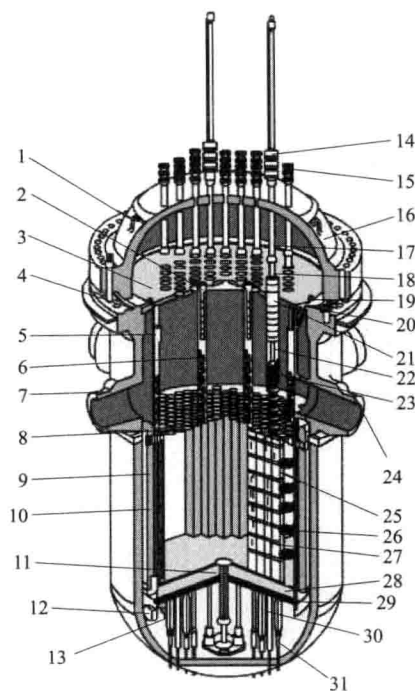


图 1-4 压水堆本体

- 1—吊耳；2—厚梁；3—上部支撑板；4—内部构件支撑凸缘；5—堆心吊篮；6—支撑柱；7—进口接管；
8—堆芯上栅格板；9—热屏蔽；10—反应堆压力容器；11—检修孔；12—径向支撑；13—下部支撑锻件；
14—控制棒驱动机构；15—热电偶测量口；16—封头组件；17—热套；18—控制棒套管；19—压紧簧板；
20—对中销；21—控制棒导管；22—控制棒驱动管；23—控制棒组件；24—出口接管；25—围板；
26—幅板；27—燃料组件；28—堆芯下栅格板；29—流动混合板；
30—堆芯支撑柱；31—仪表导向套管

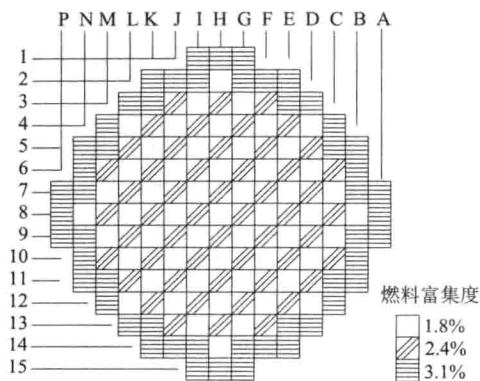


图 1-5 堆芯燃料棒组件布置图

按富集度不同分区装料和局部倒料的燃料循环方式，即堆芯的四周由 52 个富集度为 3.1% 的燃料组件组成第 3 区，内区则混合交错布置 52 个富集度为 2.4% 和 53 个富集度为 1.8% 的燃料组件组成第 2 区和第 1 区。换料时卸出第 1 区的乏燃料组件，外围的组件向内部区域倒换，新加入的燃料组件放在第 3 区（最外围）。采用这样的燃料分布方式可以展平堆芯功率，获得较高的燃耗深度，提高核燃料的利用率。每年更换约 1/3 的燃料组件（更换组件的具体数目要根据本年度发电计划及上一循环燃耗情况而定），称为一个燃料循环。

从第二个循环开始，新装入的燃料组件的富集度为 3.25%。高于首次装料，这是因为运行一段时间后堆芯内积累了一些吸收中子的裂变产物，需要增加正反应性储备。根据燃料组件在堆芯中的不同位置，在其中分别放置了控制棒组件、可燃毒物组件、中子源组件和阻力塞组件。

1.1.3 反应堆冷却剂系统

1. 系统主要功能

1) 主要功能

反应堆冷却剂（RCP）系统作为核电站一回路的主回路，其主要功能是使冷却剂循环流动，将堆芯中核裂变产生的热量通过蒸汽发生器传递给二回路，同时冷却堆芯，防止燃料元件烧毁或毁坏。

2) 辅助功能

反应堆冷却剂系统的辅助功能主要有以下几个方面：

（1）中子慢化剂。压水堆的冷却剂为轻水，它具有比较好的中子慢化能力，起到慢化剂的作用，使裂变产生的快中子减速成为热中子，以维持链式裂变反应。另外，它也起到反射层的作用，使泄漏出堆芯的部分中子反射回来。

（2）反应性控制。反应堆冷却剂中溶有的硼酸可吸收中子。因此通过调整硼溶度可以控制反应性（主要用于补偿氙效应和燃耗）。

（3）压力控制。RCP 系统中的稳压器用于控制冷却剂压力，以防止堆芯中发生不利于燃料元件传热的偏离泡核沸腾现象。

（4）放射性屏障。RCP 系统压力边界作为裂变产物放射性的第二道屏障，在燃料元件包壳破损泄漏时，可防止放射性物质外逸。

2. 系统说明

反应堆冷却剂系统有如下几个说明。

1) 系统流程

RCP 系统由反应堆和三条并联的闭合回路组成，这些回路以反应堆压力容器为中心作辐射状布置，每条回路都由一台主冷却剂泵（简称主泵）、一台蒸汽发生器和相应的管道和仪表组成。另外，一号回路热管道上连接有一个稳压器，用于 RCP 系统的压力调节和压力保护。每个回路中，位于反应堆压力容器出口和蒸汽发生器入口之间的管道称为热段，主泵和压力容器入口间的管道称为冷段，蒸汽发生器与主泵间的管道称为过渡段。其系统如图 1-6 所示。

在反应堆中，采用除盐含硼水作为冷却剂，它使核燃料元件冷却并将核燃料释放出的热能传导出。为了使一回路水在任何部位、任何时候都处于液态，要保持其压力高于饱和压力。高压的冷却剂在堆芯吸收了核燃料裂变放出的热能，从反应堆压力容器出口管流出，经主管道热管段进入倒置的 U 形管，将热量传给在 U 形管外流动的二回路系统的给水，使之变为蒸汽。冷却剂由蒸汽发生器出来，经过渡管段进

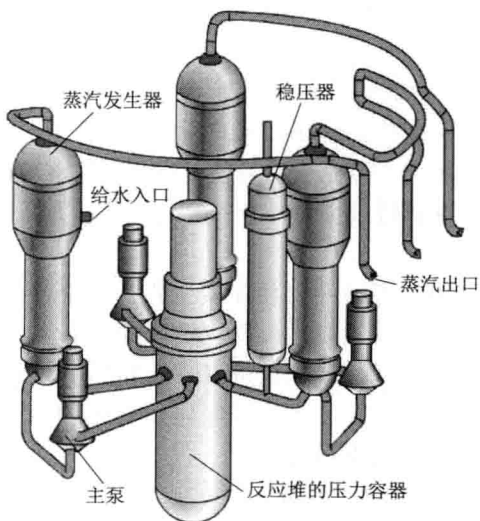


图 1-6 RCP 系统的组成

入主泵，经主泵升压后流经冷管段，又回到反应堆压力容器。这样，带放射性的反应堆冷却剂始终循环流动于闭合的环路中，与二回路是完全分开的，使得蒸汽发生器产生的蒸汽不带放射性，以便于二回路设备的运行与维修。

RCP 系统是防止裂变产物外泄的第二道屏障，其压力边界包括：

- (1) 反应堆容器和顶盖；
- (2) 控制棒驱动机构的压力外壳；
- (3) 主冷却剂管道；
- (4) 主泵；
- (5) 稳压器及与其连接的管道，包括先导式安全阀的脉冲管道；
- (6) 与辅助系统相连的管道和阀门（除稳压器脉冲管道外，凡内径小于 25 mm 的管道不属于 RCP 系统压力边界的限制）。

2) 系统接口

与 RCP 系统冷却剂管道连接的辅助系统有化学和容积控制系统（RCV）、余热排出系统（RRA）和安全注入系统（RIS）。

(1) 化学和容积控制系统 RCV。RCP 通过正常下泄管线排入 RCV 系统。正常下泄管线位于 3 号环路冷管段（1 号机组）或 2 号环路冷管段（2 号机组）。另外还设置了过剩下泄管线，接到 2 号环路位于蒸汽发生器出口和反应堆冷却剂泵入口之间的管道处。冷却剂通过上充管线回流到 2 号环路（1 号机）或 1 号环路（2 号机）的冷管段。

(2) 余热排出系统 RRA。RCP 冷却剂通过位于 2 号环路热管段上的接管排入 RRA 系统。冷却后的冷却剂经由 1 号和 3 号环路冷管段上的 RIS 安注箱注入管线回流到 RCP 系统。

(3) 安全注入系统 RIS。RIS 系统与 RCP 的连接通过下述三种途径来实现。

- ① 接到热管段和冷管段的高压安注（HHSI）管线；
- ② 接到冷管段和 2 号及 3 号热管段（1 号机组）或 1 号及 2 号环路热管段（2 号机组）的低压安注管线；
- ③ 接到每条冷管段的安注箱注入管线。

其中，高压安注和低压安注系统与 RCP 连接的那部分管道是共用的。

3) 管道与设备布置

在反应堆冷却剂系统预期的运行工况范围内，其主管道的设计应能满足系统所能达到的温度和压力，因此全部采用奥氏体不锈钢材料制造，以满足腐蚀和工作环境条件的要求。每个环路的热管段、过渡段和冷管段尺寸，如图 1-7 所示。它们的最小壁厚度分别为 67 mm，71 mm 和 64 mm。

RCP 系统全部位于安全壳内，在冷却剂主泵失去电源的事故情况下，要保证维持足够的冷却剂流量以排出反应堆衰变余热。为此，蒸汽发生器的位置应高于反应堆压力容器的位置，这样在热量通过蒸汽发生器排出时，在反应堆冷却剂系统中，就能产生一个能够建立和保持流量的驱动压头，即建立自然循环。注意，自然循环流量仅够排出停堆后的衰变余热，不能用于功率运行。

3. 蒸汽发生器

蒸汽发生器的主要功能是作为热交换设备将一回路冷却剂中的热量传给二回路给水，使其产生饱和蒸汽供给二回路动力装置。每个环路上装有一台蒸汽发生器，每台容量按照满功

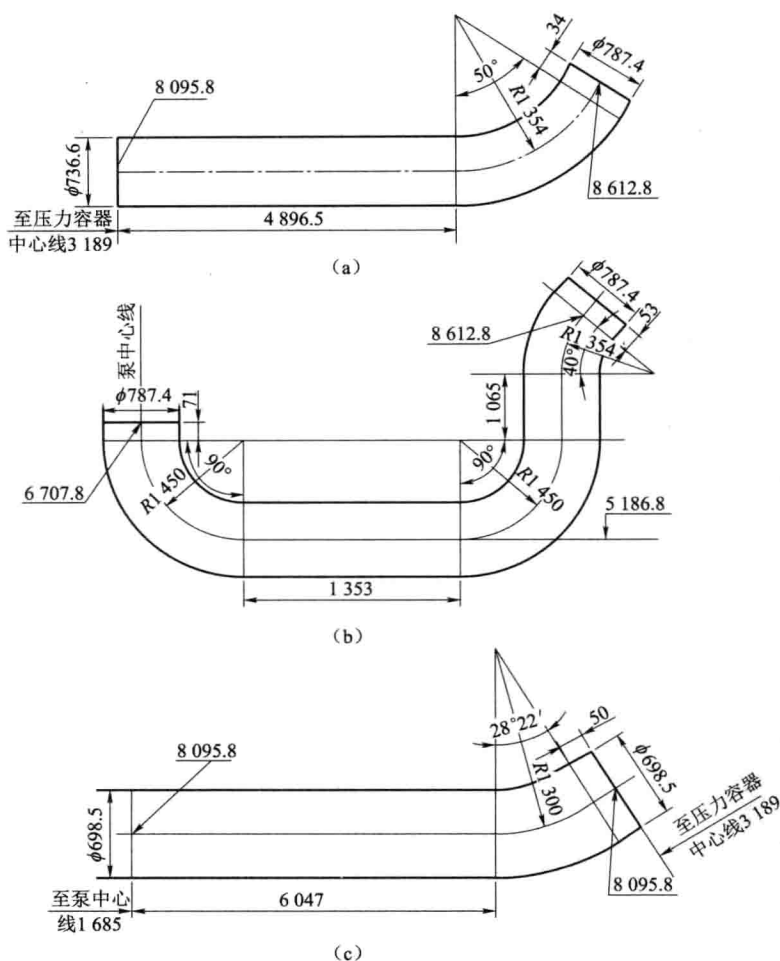


图 1-7 反应堆冷却剂管道的结构和尺寸 (mm)
(a) 主管道热管段; (b) 主管段 U 形管段; (c) 主管道冷管段

率运行时传递三分之一的反应堆热功率设计。

蒸汽发生器作为连接一回路与二回路的设备，在一、二回路之间构成能防止放射性外泄的第二道防护屏障。由于水受辐照后活化以及少量燃料包壳可能破损泄漏，流经堆芯的一回路冷却剂具有放射性，而压水堆核电站二回路设备不应受到放射性污染，因此蒸汽发生器的管板和倒置的 U 形管是反应堆冷却剂压力边界的组成部分，同时也属于第二道放射性防护屏障之一。

大亚湾核电站的蒸汽发生器是立式、自然循环、U 形管式蒸汽发生器，其结构如图 1-8 所示。从反应堆流出的冷却剂经一回路热管段由蒸汽发生器下封头的进口接管进入水室，然后在倒 U 形管束内流动，倒 U 形管的外表面与二回路给水接触，使二回路水汽化，从而进行一、二回路间的热交换。一回路冷却剂携带的热量传给二回路后，温度降低，再经过下封头的出口水室和出口接管，流向一回路的过渡管段，然后进入主泵吸入口。

二回路的给水由蒸汽发生器的给水接管进入给水环管，通过环管的一组倒 U 形管进入下筒体与管束套筒之间的环状空间（即下降通道），与汽水分离器分离出的水混合后向下流

动,直至底部管板,然后转向,沿着倒U形管束的管外(即上升通道)向上流动,被传热管内流动的一回路冷却剂加热,一部分水蒸发成蒸汽。汽水混合物离开倒U形管束顶部继续向上升,依次进入旋叶式汽水分离器和干燥器,经汽水分离后,蒸汽从蒸汽发生器顶部出口流往VVP系统,分离出来的水则往下与给水混合进行再循环。

需要指出的是,蒸汽发生器二回路侧流体流动是依靠自然循环驱动的。如前所述,管束套筒将二次侧的水分为上升通道和下降通道。下降通道内流动的是低温的给水与汽水分离器分离出来的饱和水的混合物,属单相水(过冷水),而上升通道流动的是汽水混合物。在相同的压力下,单相水的密度大于汽水混合物的密度,两者密度差导致管束套筒两侧产生压差,驱动下降通道的水不断流向上升通道,建立自然循环。

蒸汽发生器的设计要求在污垢系数为 $88 \times 10^{-7} \text{ } ^\circ\text{C} \cdot \text{m}^2/\text{W}$ 和传热管堵塞不超过 10% 的条件下,电站能以额定功率运行,且蒸汽发生器出口处蒸汽湿度不超过 0.25%。

4. 稳压器

1) 功能

稳压器是对一回路压力进行控制和超压保护的重要设备,其主要功能可分为以下几方面:

(1) 压力控制。在稳态运行时,稳压器维持一回路的绝对压力在 15.5 MPa 整定值附近,以防堆芯冷却剂汽化;在正常功率变化及中、小事故工况下,稳压器将 RCP 系统的压力变化控制在允许范围内,以保证反应堆安全,避免发生紧急停堆。

(2) 压力保护。当 RCP 系统压力超过稳压器安全阀组值时,安全阀自动开启,把稳压器内的蒸汽排放到稳压器卸压箱,使 RCP 卸压。

(3) 稳压器作为一回路冷却剂的缓冲箱,补偿 RCP 系统水容积的变化。尤其是在机组升、降功率过程中,冷却剂由于温度变化而引起的体积变化基本上可由稳压器水位的改变予以抵消,这样就减少了废水的处理。

(4) 在启堆时,稳压器使 RCP 系统升压;停堆时,稳压器使 RCP 系统降压。

2) 稳压器的工作原理

在额定功率下,稳压器下部是饱和水,上部为饱和蒸汽,稳压器底部(液体区)通过波动管与 RCP 系统一条环路的热管段相连。因为除稳压器外,RCP 系统是一个充满水的系统,所以稳压器中的压力将传至整个系统。

在稳定运行中的稳压器内,液相与汽相是处于平衡状态的,分别为饱和水及饱和蒸汽,因而稳压器内蒸汽和水的温度等于该(绝对)压力下水的饱和温度(对应 15.5 MPa 为 $344.8 \text{ } ^\circ\text{C}$)。稳压器的压力等于一回路的压力,而一回路的水温低于饱和温度,因而会低于稳压器内的温度。

在 RCP 运行(绝对)压力下(15.5 MPa),水的密度大约是蒸汽密度的 6 倍。因此,当稳压器电加热器加热水产生蒸汽时,将发生 6 倍的体积变化,所以必然增加蒸汽压力,使

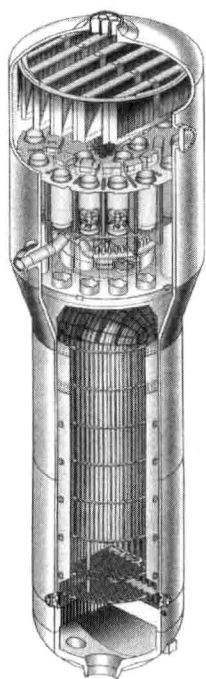


图 1-8 蒸汽发生器